

別添 3

添 付 書 類

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無 ^{*1}		適合性説明
		第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 棒状燃料貯蔵設備	
		棒状燃料収納容器		
第1、2条	適用範囲、定義			
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	○	添付書類IV-1-1 添付書類IV-1-2
		第2、3項	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	○	添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)
		第3、4項	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	
		第2項	—	
第11条	機能の確認等		○	添付書類IV-6-1
第12条	材料及び構造		×	
第13条	安全弁等		×	
第14条	逆止め弁		×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	
第16条	遮蔽等		×	
第17条	換気設備		×	
第18条	適用			
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止		×	
第20条	安全避難通路等		×	
第21条	安全設備		×	
第22条	炉心等		×	
第23条	熱遮蔽材		—	
第24条	一次冷却材		—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備	第1項 第1、2号 第2項 第1、2号	○	添付書類IV-10-1 添付書類IV-10-2-(1)
		第1項 第3号 第2項 第3、4号	×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	
第28条	冷却設備等		—	
第29条	液位の保持等		—	
第30条	計測設備		×	
第31条	放射線管理施設		×	
第32条	安全保護回路		×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	
第34条	原子炉制御室等		×	
第35条	廃棄物処理設備		×	
第36条	保管廃棄設備		×	
第37条	原子炉格納施設		×	
第38条	実験設備等		×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		—	
第40条	保安電源設備		×	
第41条	警報装置		×	
第42条	通信連絡設備等		×	
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
- ×

<棒状燃料貯蔵設備（棒状燃料収納容器）>

（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。

棒状燃料収納容器については、原子炉設置変更許可申請書並びに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を参考にした基本方針（添付書類IV-1-1「耐震性についての説明書」及び添付書類IV-1-2「申請設備に係る耐震設計の基本方針」）に基づき、耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有することから、第1項に適合する構造となっている。

<棒状燃料貯蔵設備（棒状燃料収納容器）>

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第八条 試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。

4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により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おいて、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

棒状燃料収納容器は、添付書類IV-2-1「外部事象による損傷の防止についての説明書」のとおり、自然現象及び外部からの衝撃による影響を受けないよう設計された原子炉建家に内包されているので、第1項、第2項に適合する設計となっている。

外部事象のうち外部火災及び竜巻による影響評価を添付書類IV-2-2-(1)「外部火災防護に関する評価書」及び添付書類IV-2-2-(2)「竜巻防護に関する評価書」に示す。

<棒状燃料貯蔵設備（棒状燃料収納容器）>

（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。

棒状燃料収納容器は、添付書類IV-6-1「安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書」のとおり、原子炉の停止中に必要な箇所の保守点検及び検査を実施できるよう、外観の確認及び蓋の開放により内部の確認が可能な設計となっている。

<棒状燃料貯蔵設備（棒状燃料収納容器）>

（核燃料物質貯蔵設備）

第二十六条 核燃料物質貯蔵設備は、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 燃料体等が臨界に達するおそれがないこと。
- 二 燃料体等を貯蔵することができる容量を有すること。
- 三 次に掲げるところにより燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を備えるものであること。
 - イ 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。
 - ロ 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。
- 2 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する核燃料物質貯蔵設備は、前項に定めるところによるほか、次に掲げるところにより設置されていなければならない。
 - 一 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食することを防止し得るものであること。
 - 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものであること。
 - 三 使用済燃料その他高放射性の燃料体の崩壊熱を安全に除去し得るものであること。
 - 四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を液体中で貯蔵する場合は、前号に掲げるところによるほか、次に掲げるところによること。
 - イ 液体があふれ、又は漏えいするおそれがないものであること。
 - ロ 液位を測定でき、かつ、液体の漏えいその他の異常を適切に検知し得るものであること。

棒状燃料収納容器は、添付書類IV-10-1「核燃料物質貯蔵設備についての説明書」のとおり以下の設計となっている。

第1項第1号に適合するよう、臨界安全設計方針に基づいた設計により、添付書類IV-10-2-(1)「棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の未臨界計算書」のとおり、想定されるいかなる場合でも臨界を防止する設計となっている。

第1項第2号に適合するよう、1炉心分以上の燃料体を貯蔵できる設計となっている。

第2項第1号に適合するよう、適切な構造設計により、棒状燃料の健全性を損なうことのない設計とする。なお、遮蔽及び崩壊熱除去に水を使用することもないため、被覆が著しく腐食するおそれはない。

第2項第2号に適合するよう、炉室（S）内に設置し、遮蔽体として、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を設けている。

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無 ^{*1}		適合性説明
		第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	II. ウラン酸化物燃料貯蔵設備	
第1、2条	適用範囲、定義			
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	○	添付書類IV-1-1 添付書類IV-1-2
		第2、3項	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	○	添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)
		第3、4項	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	
		第2項	—	
第11条	機能の確認等		○	添付書類IV-6-1
第12条	材料及び構造		×	
第13条	安全弁等		×	
第14条	逆止め弁		×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	
第16条	遮蔽等		×	
第17条	換気設備		×	
第18条	適用			
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止		×	
第20条	安全避難通路等		×	
第21条	安全設備		×	
第22条	炉心等		×	
第23条	熱遮蔽材		—	
第24条	一次冷却材		—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備	第1項 第1、2号 第2項 第2号	○	添付書類IV-10-1 添付書類IV-10-2-(1)
		第2項 第1号 第1項 第3号 第2項 第3、4号	△ ×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	
第28条	冷却設備等		—	
第29条	液位の保持等		—	
第30条	計測設備		×	
第31条	放射線管理施設		×	
第32条	安全保護回路		×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	
第34条	原子炉制御室等		×	
第35条	廃棄物処理設備		×	
第36条	保管廃棄設備		×	
第37条	原子炉格納施設		×	
第38条	実験設備等		×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		—	
第40条	保安電源設備		×	
第41条	警報装置		×	
第42条	通信連絡設備等		×	
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
- ×

<ウラン酸化物燃料貯蔵設備（ウラン酸化物燃料収納架台）>

（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。

ウラン酸化物燃料収納架台については、原子炉設置変更許可申請書並びに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を参考にした基本方針（添付書類IV-1-1「耐震性についての説明書」及び添付書類IV-1-2「申請設備に係る耐震設計の基本方針」）に基づき、耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有することから、第1項に適合する構造となっている。

<ウラン酸化物燃料貯蔵設備（ウラン酸化物燃料収納架台）>

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第八条 試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。

4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により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おいて、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

ウラン酸化物燃料収納架台は、添付書類IV-2-1「外部事象による損傷の防止についての説明書」のとおり、自然現象及び外部からの衝撃による影響を受けないよう設計された原子炉建家に内包されているので、第1項、第2項に適合する設計となっている。

外部事象のうち外部火災及び竜巻による影響評価を添付書類IV-2-2-(1)「外部火災防護に関する評価書」及び添付書類IV-2-2-(2)「竜巻防護に関する評価書」に示す。

<ウラン酸化物燃料貯蔵設備（ウラン酸化物燃料収納架台）>

（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。

ウラン酸化物燃料収納架台は、添付書類IV-6-1「安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書」のとおり、必要な箇所の保守点検及び検査を実施できるよう、外観の確認及び蓋の開放により内部の確認が可能な設計となっている。

<ウラン酸化物燃料貯蔵設備（ウラン酸化物燃料収納架台）>

（核燃料物質貯蔵設備）

第二十六条 核燃料物質貯蔵設備は、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 燃料体等が臨界に達するおそれがないこと。
- 二 燃料体等を貯蔵することができる容量を有すること。
- 三 次に掲げるところにより燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を備えるものであること。
 - イ 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。
 - ロ 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。
- 2 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する核燃料物質貯蔵設備は、前項に定めるところによるほか、次に掲げるところにより設置されていなければならない。
 - 一 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食することを防止し得るものであること。
 - 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものであること。
 - 三 使用済燃料その他高放射性の燃料体の崩壊熱を安全に除去し得るものであること。
 - 四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を液体中で貯蔵する場合は、前号に掲げるところによるほか、次に掲げるところによること。
 - イ 液体があふれ、又は漏えいするおそれがないものであること。
 - ロ 液位を測定でき、かつ、液体の漏えいその他の異常を適切に検知し得るものであること。

ウラン酸化物燃料収納架台は、添付書類IV-10-1「核燃料物質貯蔵設備についての説明書」のとおり以下の設計となっている。

第1項第1号に適合するよう、臨界安全設計方針に基づいた設計により、添付書類IV-10-2-(1)「棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の未臨界計算書」のとおり、想定されるいかなる場合でも臨界を防止する設計となっている。

ウラン酸化物燃料収納架台は、設置変更許可を受けた最大量（最大 92kg U（²³⁵U濃縮度約 1.5wt%））を保管できる容量を有しており、溶液系 S T A C Y で使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料を全てこの容量の範囲で保管管理していて、今後もウラン酸化物燃料が増えることはないため、第1項第2号に適合する十分な容量を有する設計

となっている。

第2項第2号に適合するよう、U保管室に設置し、遮蔽体として、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を設けている。

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
(以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無*1		適合性説明	
		第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
		III. 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備			
		コンパクト型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台	ディスク型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台		
第1、2条	適用範囲、定義				
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	○	○	添付書類IV-1-1 添付書類IV-1-2
		第2、3項	—	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	○	○	添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)
		第3、4項	—	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		×	×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	×	
		第2項	—	—	
第11条	機能の確認等		○	○	添付書類IV-6-1
第12条	材料及び構造		×	×	
第13条	安全弁等		×	×	
第14条	逆止め弁		×	×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	×	
第16条	遮蔽等		×	×	
第17条	換気設備		×	×	
第18条	適用				
第19条	溢（いつ）水による損傷の防止		×	×	
第20条	安全避難通路等		×	×	
第21条	安全設備		×	×	
第22条	炉心等		×	×	
第23条	熱遮蔽材		—	—	
第24条	一次冷却材		—	—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備	第1項 第1、2号 第2項 第2号	○	○	添付書類IV-10-1 添付書類IV-10-2-(1)
		第2項 第1号	△	△	
		第1項 第3号 第2項 第3、4号	×	×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	—	
第28条	冷却設備等		—	—	
第29条	液位の保持等		—	—	
第30条	計測設備		×	×	
第31条	放射線管理施設		×	×	
第32条	安全保護回路		×	×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	×	
第34条	原子炉制御室等		×	×	
第35条	廃棄物処理設備		×	×	
第36条	保管廃棄設備		×	×	
第37条	原子炉格納施設		×	×	
第38条	実験設備等		×	×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		—	—	
第40条	保安電源設備		×	×	
第41条	警報装置		×	×	
第42条	通信連絡設備等		×	×	
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	—	
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	—	
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
 - ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
 - △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
 - ×
- ×：当該条項の要求事項に適合すべき設備でなく適合性説明を要しないことを示す。

<使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備（コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台）>

（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。

コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台については、原子炉設置変更許可申請書並びに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を参考にした基本方針（添付書類IV-1-1「耐震性についての説明書」及び添付書類IV-1-2「申請設備に係る耐震設計の基本方針」）に基づき、耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有することから、第1項に適合する構造となっている。

＜使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備（コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台）＞

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第八条 試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。

4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により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おいて、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、添付書類IV-2-1「外部事象による損傷の防止についての説明書」のとおり、自然現象及び外部からの衝撃による影響を受けないよう設計された原子炉建家に内包されているので、第1項、第2項に適合する設計となっている。

外部事象のうち外部火災及び竜巻による影響評価を添付書類IV-2-2-(1)「外部火災防護に関する評価書」及び添付書類IV-2-2-(2)「竜巻防護に関する評価書」に示す。

<使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備（コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台）>

（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。

コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、添付書類IV-6-1「安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書」のとおり、必要な箇所での保守点検及び検査を実施できるよう、外観の確認及び蓋の開放により内部の確認が可能な設計となっている。

＜使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備（コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台）＞

（核燃料物質貯蔵設備）

第二十六条 核燃料物質貯蔵設備は、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 燃料体等が臨界に達するおそれがないこと。
- 二 燃料体等を貯蔵することができる容量を有すること。
- 三 次に掲げるところにより燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を備えるものであること。
 - イ 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。
 - ロ 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。
- 2 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する核燃料物質貯蔵設備は、前項に定めるところによるほか、次に掲げるところにより設置されていなければならない。
 - 一 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食することを防止し得るものであること。
 - 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものであること。
 - 三 使用済燃料その他高放射性の燃料体の崩壊熱を安全に除去し得るものであること。
 - 四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を液体中で貯蔵する場合は、前号に掲げるところによるほか、次に掲げるところによること。
 - イ 液体があふれ、又は漏えいするおそれがないものであること。
 - ロ 液位を測定でき、かつ、液体の漏えいその他の異常を適切に検知し得るものであること。

コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、添付書類IV-10-1「核燃料物質貯蔵設備についての説明書」のとおり以下の設計となっている。

第1項第1号に適合するよう、臨界安全設計方針に基づいた設計により、添付書類IV-10-2-(1)「棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の未臨界計算書」のとおり、想定されるいかなる場合でも臨界を防止する設計となっている。

コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、設置変更許可を受けた最大量（最大 260kg U (²³⁵U濃縮度約 2～6wt%））を保管できる容量を有しており、VHTRC施設から引き渡

された使用済ウラン黒鉛混合燃料を全てこの容量の範囲で保管管理していて、今後も使用済ウラン黒鉛混合燃料が増えることはないため、第1項第2号に適合する十分な容量を有する設計となっている。

ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、設置変更許可を受けた最大量（最大 67kgU（²³⁵U濃縮度約 20wt%））を保管できる容量を有しており、VHTRC施設から引き渡された使用済ウラン黒鉛混合燃料を全てこの容量の範囲で保管管理していて、今後も使用済ウラン黒鉛混合燃料が増えることはないため、第1項第2号に適合する十分な容量を有する設計となっている。

第2項第2号に適合するよう、U保管室に設置し、遮蔽体として、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を設けている。

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
 (以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無 ^{*1}		適合性説明
		第2編 放射性廃棄物の廃棄施設		
		I. 気体廃棄物の廃棄施設		
		槽ベント設備B		
第1、2条	適用範囲、定義			
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	△	
		第2、3項	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	○	添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)
		第3、4項	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	
		第2項	—	
第11条	機能の確認等		○	添付書類IV-6-1
第12条	材料及び構造		×	
第13条	安全弁等		×	
第14条	逆止め弁		×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		△	
第16条	遮蔽等		×	
第17条	換気設備		×	
第18条	適用			
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止		×	
第20条	安全避難通路等		×	
第21条	安全設備		×	
第22条	炉心等		×	
第23条	熱遮蔽材		—	
第24条	一次冷却材		—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備		×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	
第28条	冷却設備等		—	
第29条	液位の保持等		—	
第30条	計測設備		×	
第31条	放射線管理施設		×	
第32条	安全保護回路		×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	
第34条	原子炉制御室等		×	
第35条	廃棄物処理設備	第1項第1、2、3、4、5号	△	
		上記以外	×	
第36条	保管廃棄設備		×	
第37条	原子炉格納施設		×	
第38条	実験設備等		×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		—	
第40条	保安電源設備		×	
第41条	警報装置		×	
第42条	通信連絡設備等		×	
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
- ×

< 気体廃棄物の廃棄施設（グローブボックス） >

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第八条 試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。

4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により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おいて、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

気体廃棄物の廃棄施設（グローブボックス）は、添付書類IV-2-1「外部事象による損傷の防止についての説明書」のとおり、自然現象及び外部からの衝撃による影響を受けないよう設計された原子炉建家に内包されているので、第1項、第2項に適合する設計となっている。

外部事象のうち外部火災及び竜巻による影響評価を添付書類IV-2-2-(1)「外部火災防護に関する評価書」及び添付書類IV-2-2-(2)「竜巻防護に関する評価書」に示す。

< 気体廃棄物の廃棄施設（グローブボックス） >

（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。

気体廃棄物の廃棄施設（グローブボックス）は、添付書類IV-6-1「安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書」のとおり、原子炉の停止中に必要な箇所の保守点検及び検査を実施できるよう、外観の確認及び負圧の確認が可能な設計となっている。

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
(以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無 ^{*1}		適合性説明	
		第2編 放射性廃棄物の廃棄施設			
		II. 液体廃棄物の廃棄設備			
		中レベル廃液系 中レベル廃液貯槽 主配管	有機廃液系 有機廃液貯槽B 主配管		
第1、2条	適用範囲、定義				
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—		
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	—	—		
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	×	×		
第6条	地震による損傷の防止	第1項	△	△	
		第2、3項	—	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	○	○	添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)
		第3、4項	—	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		×	×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	×	
		第2項	—	—	
第11条	機能の確認等		○	○	添付書類IV-6-1
第12条	材料及び構造	第1項第1号、 第2項	△	△	
		第1項第2号、 第3項	×	×	
第13条	安全弁等		×	×	
第14条	逆止め弁		△	×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		△	△	
第16条	遮蔽等		×	×	
第17条	換気設備		×	×	
第18条	適用				
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	第1項	×	×	
		第2項	○	○	添付書類IV-7-1 添付書類IV-7-2
第20条	安全避難通路等		×	×	
第21条	安全設備		×	×	
第22条	炉心等		×	×	
第23条	熱遮蔽材		—	—	
第24条	一次冷却材		—	—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備		×	×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	—	
第28条	冷却設備等		—	—	
第29条	液位の保持等		—	—	
第30条	計測設備		×	×	
第31条	放射線管理施設		×	×	
第32条	安全保護回路		×	×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	×	
第34条	原子炉制御室等		×	×	
第35条	廃棄物処理設備	第1項第1、2、3、6号 第2項第1、2、3号	△	△	
		上記以外	×	×	
第36条	保管廃棄設備	第1項第1、2、3号	×	○	添付書類IV-13-1
		第2項	×	×	
		第3項	×	△	
第37条	原子炉格納施設		×	×	
第38条	実験設備等		×	×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		—	—	
第40条	保安電源設備		×	×	
第41条	警報装置		×	×	
第42条	通信連絡設備等		×	×	
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	—	
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	—	
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
- ×

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
(以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無*1				適合性説明	
		第2編 放射性廃棄物の廃棄施設					
		II. 液体廃棄物の廃棄設備					
		低レベル廃液系 低レベル廃液貯槽 主配管	極低レベル廃液系 極低レベル廃液貯槽 主配管	漏えい検知器	堰		
第1、2条	適用範囲、定義						
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—	—		
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	—	—	—	—		
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	×	×	×	×		
第6条	地震による損傷の防止	第1項	△	△	○	○	添付書類IV-1-1 添付書類IV-1-2
	第2、3項	—	—	—	—	—	
第7条	津波による損傷の防止	—	—	—	—		
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	○	○	○	○	添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)
		第3、4項	—	—	—	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	×	×	×	×		
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	×	×	×	
		第2項	—	—	—	—	
第11条	機能の確認等	○	○	○	○	添付書類IV-6-1	
第12条	材料及び構造	第1項第1号、 第2項	△	△	×	×	
		第1項第2号、 第3項	×	×	×	×	
第13条	安全弁等	×	×	×	×		
第14条	逆止め弁	△	△	×	×		
第15条	放射性物質による汚染の防止	△	△	△	△		
第16条	遮蔽等	×	×	×	×		
第17条	換気設備	×	×	×	×		
第18条	適用						
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	第1項	×	×	×	×	
		第2項	○	○	×	○	添付書類IV-7-1 添付書類IV-7-2
第20条	安全避難通路等	×	×	×	×		
第21条	安全設備	×	×	×	×		
第22条	炉心等	×	×	×	×		
第23条	熱遮蔽材	—	—	—	—		
第24条	一次冷却材	—	—	—	—		
第25条	核燃料物質取扱設備	—	—	—	—		
第26条	核燃料物質貯蔵設備	×	×	×	×		
第27条	一次冷却材処理装置	—	—	—	—		
第28条	冷却設備等	—	—	—	—		
第29条	液位の保持等	—	—	—	—		
第30条	計測設備	×	×	×	×		
第31条	放射線管理施設	×	×	×	×		
第32条	安全保護回路	×	×	×	×		
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×	×	×		
第34条	原子炉制御室等	×	×	×	×		
第35条	廃棄物処理設備	第1項第1、2、3、6号 第2項第1、2、3号	△	△	△	△	
		上記以外	×	×	×	×	
第36条	保管廃棄設備	×	×	×	×		
第37条	原子炉格納施設	×	×	×	×		
第38条	実験設備等	×	×	×	×		
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	—	—	—	—		
第40条	保安電源設備	×	×	×	×		
第41条	警報装置	×	×	○	×	添付書類IV-11-1	
第42条	通信連絡設備等	×	×	×	×		
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	—	—		
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	—	—		
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	—	—		

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
- ×

＜液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系、
極低レベル廃液系）の漏えい検知器、堰＞

（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。

中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系及び極低レベル廃液系の漏えい検知器及び堰は、原子炉設置変更許可申請書並びに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を参考にした基本方針（添付書類IV-1-1「耐震性についての説明書」及び添付書類IV-1-2「申請設備に係る耐震設計の基本方針」）に基づき、耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有することから、第1項に適合する構造となっている。

<液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系、
極低レベル廃液系）>

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第八条 試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。

4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により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おいて、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系、極低レベル廃液系）は、添付書類IV-2-1「外部事象による損傷の防止についての説明書」のとおり、自然現象及び外部からの衝撃による影響を受けないよう設計された原子炉建家に内包されているので、第1項、第2項に適合する設計となっている。

外部事象のうち外部火災及び竜巻による影響評価を添付書類IV-2-2-(1)「外部火災防護に関する評価書」及び添付書類IV-2-2-(2)「竜巻防護に関する評価書」に示す。

＜液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系、
極低レベル廃液系）＞

（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。

液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系、極低レベル廃液系）は、添付書類IV-6-1「安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書」のとおり、原子炉の停止中に必要な箇所の保守点検及び検査を実施できるよう、以下の設計となっている。

＜液体廃棄物の廃棄設備（貯槽、主配管）＞

- ・ 外観の確認が可能な設計
- ・ 系統試験による機能・性能及び漏えい確認が可能な設計
- ・ 貯槽については、液量が確認できる設計

＜液体廃棄物の廃棄設備（漏えい検知器、堰）＞

- ・ 外観の確認が可能な設計
- ・ 単体作動試験による機能・性能の確認が可能な設計。ただし、漏えい検知器に限る。

<液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系、
極低レベル廃液系）>

（溢（いつ）水による損傷の防止）

第十九条 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内における溢（いつ）水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置が講じられたものでなければならない。

液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系、極低レベル廃液系）は、第2項に適合するよう添付書類IV-7-1「溢水防護についての説明書」、添付書類IV-7-2「液体廃棄物の廃棄設備の溢水影響評価書（管理区域外への漏えい防止）」のとおり以下の設計となっている。

(1) 地震起因による機器類の全数破損に対する考慮

- ・機器類に作用する設計用地震力は、原子炉建家及び溢水源機器のうち最大の重要度によるものとし、耐震Bクラス設備に適用される地震力を想定する。液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽から発生する溢水に対し、溢水防護設備（管理区域外へ漏えいすることを防止するための堰等）は十分な保持容量を有する設計となっている。

(2) ランダム故障による機器類の単一破損に対する考慮

- ・液体廃棄物を取り扱う機器、配管又は貯槽が破損した場合でも、それらを設置する廃液貯槽室の床面に堰（既設）を設け、当該場所における最大の貯蔵容量又は貯留容量を有する機器の単一の破損を想定しても、その全量を保持する設計となっている。

(3) 地震によるスロッシングに対する考慮

- ・液体廃棄物の廃棄設備の機器類は、地震によるスロッシングにより内包する液体があふれ出ることを防止するため、上部開放型でない構造設計となっている。

<液体廃棄物の廃棄設備（有機廃液系 有機廃液貯槽B）>

（保管廃棄設備）

第三十六条 放射性廃棄物を保管廃棄する設備は、次に掲げるところによるものでなければならない。

- 一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を保管廃棄する容量を有すること。
 - 二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。
 - 三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の要因により著しく腐食するおそれがないこと。
- 2 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備が設置される施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように設置されたものでなければならない。
- 3 前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備が設置されている施設について準用する。

液体廃棄物の廃棄設備の有機廃液貯槽Bは、添付書類IV-13-1「廃棄物処理設備、保管廃棄設備についての説明書」のとおり、第1項に適合するよう以下の設計となっている。

有機廃液貯槽Bは、溶液系S T A C Yの溶液燃料の調製で使用した有機溶媒(TBP/ドデカン)を保管(約1 m³)しているが、有機廃液が増加する予定はなく保管容量(2 m³)は十分に、第1号に適合する。

第2、3号に適合するよう、有機廃液貯槽Bは、フランジ等の継手を設けない溶接構造とするとともに、耐食性を考慮したオーステナイト系ステンレス材料(SUS304L)を使用しているため、漏えいし難くかつ著しい腐食を防止する設計となっている。

<液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系、
極低レベル廃液系）の漏えい検知器>

（警報装置）

第四十一条 試験研究用等原子炉施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により試験研究用等原子炉の安全を著しく損なうおそれが生じたとき、第三十一条第一号の放射性物質の濃度若しくは同条第三号の線量当量が著しく上昇したとき又は液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備から液体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する装置が設けられていなければならない。

中レベル廃液系、有機廃液系、低レベル廃液系及び極低レベル廃液系の漏えい検知器は、添付書類IV-11-1「計測設備、警報装置についての説明書」のとおり、液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備から液体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する設計となっている。

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無 ^{*1}		適合性説明
		第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 非常用電源設備 無停電電源装置を設置する電気室の換気設備	
第1、2条	適用範囲、定義			
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	×	
		第2、3項	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	×	
		第3、4項	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	
		第2項	—	
第11条	機能の確認等		×	
第12条	材料及び構造		×	
第13条	安全弁等		×	
第14条	逆止め弁		×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	
第16条	遮蔽等		×	
第17条	換気設備		×	
第18条	適用			
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止		×	
第20条	安全避難通路等		×	
第21条	安全設備	第4号	○	添付書類IV-6-1
		上記以外	×	
第22条	炉心等		×	
第23条	熱遮蔽材		—	
第24条	一次冷却材		—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備		×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	
第28条	冷却設備等		—	
第29条	液位の保持等		—	
第30条	計測設備		×	
第31条	放射線管理施設		×	
第32条	安全保護回路		×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	
第34条	原子炉制御室等		×	
第35条	廃棄物処理設備		×	
第36条	保管廃棄設備		×	
第37条	原子炉格納施設		×	
第38条	実験設備等		×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		—	
第40条	保安電源設備		×	
第41条	警報装置		×	
第42条	通信連絡設備等		×	
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
- ×

<非常用電源設備（無停電電源装置を設置する電気室の換気設備）>

（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。

STACY施設の無停電電源装置は、安全設備に該当しないため、技術基準規則第21条の適用外である。ただし、第4号を参考にして、無停電電源装置を設置する電気室には、蓄電池から発生する水素が滞留することを防止するため、換気設備を施設する設計となっている。

なお、無停電電源装置を設置する電気室の換気設備は、原子炉設置変更許可申請書との整

合性の観点から、設工認第4回で申請するものである。

<STACY施設の安全設備について>

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

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
(以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無*1		適合性説明
		第3編 その他試験研究用等 原子炉の附属施設	II. その他の主要な事項 (追加評価がある設備)	
第1、2条	適用範囲、定義			
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	△	
		第2、3項	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	○	添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)
		第3、4項	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	
		第2項	—	
第11条	機能の確認等		○	添付書類IV-6-1
第12条	材料及び構造	第1項第1号、 第2項	△	
		第1項第2号、 第3項	×	
第13条	安全弁等		×	
第14条	逆止め弁		×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	
第16条	遮蔽等		×	
第17条	換気設備		×	
第18条	適用			
第19条	溢(いっ)水による損傷の防止		×	
第20条	安全避難通路等		×	
第21条	安全設備		×	
第22条	炉心等		×	
第23条	熱遮蔽材		—	
第24条	一次冷却材		—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備		×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	
第28条	冷却設備等		—	
第29条	液位の保持等		—	
第30条	計測設備		×	
第31条	放射線管理施設		×	
第32条	安全保護回路		×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	
第34条	原子炉制御室等		×	
第35条	廃棄物処理設備		×	
第36条	保管廃棄設備		×	
第37条	原子炉格納施設		×	
第38条	実験設備等		×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		—	
第40条	保安電源設備		×	
第41条	警報装置		×	
第42条	通信連絡設備等		×	
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験 研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研 究用等原子炉施設に関する条項		—	
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る 試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
- ×

<その他の主要な事項（追加評価がある設備）（プロセス冷却設備）>

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第八条 試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。

4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により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おいて、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

プロセス冷却設備は、添付書類IV-2-1「外部事象による損傷の防止についての説明書」のとおり、自然現象及び外部からの衝撃による影響を受けないよう設計された原子炉建家に内包されているので、第1項、第2項に適合する設計となっている。

外部事象のうち外部火災及び竜巻による影響評価を添付書類IV-2-2-(1)「外部火災防護に関する評価書」及び添付書類IV-2-2-(2)「竜巻防護に関する評価書」に示す。

<その他の主要な事項（追加評価がある設備）（プロセス冷却設備）>

（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。

プロセス冷却設備は、添付書類IV-6-1「安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書」のとおり、原子炉の停止中に必要な箇所の保守点検及び検査を実施できるよう、外観の確認並びに系統試験による機能・性能及び漏えい確認が可能な設計となっている。

本申請に係る設計及び工事の計画が、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
 (以下「技術基準規則」という。)に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項	項・号	説明の必要性の有無 ^{*1}		適合性説明
		第3編 その他試験研究用等 原子炉の附属施設		
		Ⅲ. その他の主要な事項		
		避雷設備		
第1、2条	適用範囲、定義			
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	×	
		第2、3項	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1項	○	添付書類IV-2-1
		第2項	×	添付書類IV-2-1
		第3、4項	—	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	
		第2項	—	
第11条	機能の確認等		○	添付書類IV-6-1
第12条	材料及び構造		×	
第13条	安全弁等		×	
第14条	逆止め弁		×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	
第16条	遮蔽等		×	
第17条	換気設備		×	
第18条	適用			
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止		×	
第20条	安全避難通路等		×	
第21条	安全設備		×	
第22条	炉心等		×	
第23条	熱遮蔽材		—	
第24条	一次冷却材		—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備		×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	
第28条	冷却設備等		—	
第29条	液位の保持等		—	
第30条	計測設備		×	
第31条	放射線管理施設		×	
第32条	安全保護回路		×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	
第34条	原子炉制御室等		×	
第35条	廃棄物処理設備		×	
第36条	保管廃棄設備		×	
第37条	原子炉格納施設		×	
第38条	実験設備等		×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		—	
第40条	保安電源設備		×	
第41条	警報装置		×	
第42条	通信連絡設備等		×	
第43条 ～第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第53条 ～第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	
第60条 ～第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項		—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
- ×

<その他の主要な事項（避雷設備）>

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第八条 試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。

4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により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おいて、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

STACY施設は、落雷によってその安全性を損なわないよう、添付書類IV-2-1「外部事象による損傷の防止についての説明書」のとおり、建築基準法に基づき原子炉建家及び排気筒に日本産業規格（JIS）に準拠した避雷設備を設けており、第1項に適合する設計となっている。

<その他の主要な事項（避雷設備）>

（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。

避雷設備は、添付書類IV-6-1「安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書」のとおり、原子炉の停止中に必要な箇所の保守点検及び検査を実施できるよう、以下の設計となっている。

<避雷設備>

- ・外観の確認が可能な設計
- ・性能試験による機能・性能の確認が可能な設計。ただし、排気筒の避雷設備に限る。

本申請に当たり、「設計及び工事の方法」及び「設計及び工事の品質管理等」に関する技術基準規則との適合性に関する説明書を以下のとおり添付する。また、STACY施設の構築物、系統及び機器について、技術基準規則との整合の観点から設計及び工事の計画の認可申請の可否を取りまとめた整理表を別表1に、STACY施設の新規制基準対応に係る設計及び工事の計画の認可申請一覧（技術基準規則ごと）を別表2に示す。

1. 地震による損傷の防止（第5条、第6条）の適合性説明書
 - IV-1-1 耐震性についての説明書
 - IV-1-2 申請設備に係る耐震設計の基本方針
2. 外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）の適合性説明書
 - IV-2-1 外部事象による損傷の防止についての説明書
 - IV-2-2 外部事象による損傷の防止についての評価書
 - IV-2-2-1 外部火災防護に関する評価書
 - IV-2-2-2 竜巻防護に関する評価書
3. 人の不法な侵入等の防止（第9条）の適合性説明書
該当事項なし
4. 材料、構造、安全弁等（第12条、第13条）の適合性説明書
該当事項なし
5. 放射線防護等（第14条、第15条、第16条、第17条）の適合性説明書
該当事項なし
6. 安全施設、安全設備の機能維持等（第11条、第21条）の適合性説明書
 - IV-6-1 安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書
7. 溢水による損傷の防止（第19条）の適合性説明書
 - IV-7-1 溢水防護についての説明書
 - IV-7-2 液体廃棄物の廃棄設備の溢水影響評価書（管理区域外への漏えい防止）
8. 安全避難通路等（第20条）の適合性説明書
該当事項なし

9. 炉心及び反応度制御（第10条、第22条、第33条）の適合性説明書
該当事項なし
10. 核燃料物質貯蔵設備（第26条）の適合性説明書
 - IV-10-1 核燃料物質貯蔵設備についての説明書
 - IV-10-2 未臨界計算書
 - IV-10-2-(1) 棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の未臨界計算書
11. 計測設備、警報装置、安全保護回路（第30条、第41条、第32条）の適合性説明書
 - IV-11-1 計測設備、警報装置についての説明書
12. 通信連絡設備、制御室（第42条、第34条）の適合性説明書
該当事項なし
13. 廃棄物処理設備、保管廃棄設備（第35条、第36条）の適合性説明書
 - IV-13-1 廃棄物処理設備、保管廃棄設備についての説明書
14. 放射線管理施設（第31条）の適合性説明書
該当事項なし
15. 原子炉格納施設（第37条）の適合性説明書
該当事項なし
16. 保安電源設備（第40条）の適合性説明書
該当事項なし
17. 実験設備等（第38条）の適合性説明書
該当事項なし
18. 設計及び工事に係る品質管理等の適合性説明書
 - IV-18 設計及び工事に係る品質管理等の説明書

空白頁

別表1 STACY施設の設工認要否整理表 (1/14)

設備・機器No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	新規要求事項	ロ. 試験研究用等原子炉施設的一般構造		ハ. 原子炉本体の構造及び設備															
																				(1)耐震構造		(2)耐津波構造		(3)その他の主要な構造		(1)試験研究用等原子炉の炉心		(2)燃料体		(3)減速材及び反射材の種類		(4)原子炉容器		(5)放射線遮蔽体の構造		(6)その他の主要な事項	
																				機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備	機器・設備
技術基準規則の条項																					新規要求事項																
● 技術基準規則新規要求事項																					新規要求事項																
設工認申請																					新規																
新規/既存																					新規																
安全施設																					PS-3																
安全設備																					PS-3																
第1条 適用範囲、定義																					●																
第3条 特殊な設計による試験研究用等原子炉施設																					○																
第4条 停止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持																					○																
第5条 試験研究用等原子炉施設の地震																					●																
第6条 地震による損傷の防止																					●																
第7条 津波による損傷の防止																					●																
第8条 外部からの衝撃による損傷の防止																					●																
第9条 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止																					●																
第10条 試験研究用等原子炉施設の機能																					○																
第11条 機能の確認等																					○																
第12条 材料及び構造																					○																
第13条 安全弁等																					○																
第14条 逆止め弁																					○																
第15条 放射性物質による汚染の防止																					○																
第16条 遮蔽等																					○																
第17条 換気設備																					○																
第18条 適用																					○																
第19条 溢（いつ）水による損傷の防止																					○																
第20条 安全避難通路等																					○																
第21条 安全設備																					○																
第22条 炉心等																					○																
第23条 熱伝導材																					○																
第24条 一次冷却材																					○																
第25条 放射性物質取扱設備																					○																
第26条 放射性物質貯蔵設備																					○																
第27条 一次冷却材処理装置																					○																
第28条 冷却設備等																					○																
第29条 液位の保持等																					○																
第30条 計測設備																					○																
第31条 放射線管理施設																					○																
第32条 安全保護回路																					○																
第33条 反応度制御系統及び原子炉停止系統																					○																
第34条 原子炉制御室等																					○																
第35条 廃棄物処理設備																					○																
第36条 保管施設設備																					○																
第37条 原子炉給排設備																					○																
第38条 実験設備等																					○																
第39条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止																					○																
第40条 保安電源設備																					○																
第41条 監視装置																					○																
第42条 通信連絡設備等																					○																

○：当該条項の要求事項に適合すべき設備が施設に無いことを示す。
 ○：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
 △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更があるが、新規制基準前の設工認で説明していることを示す。
 ◎：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため（もしくは他の回の申請で説明するため）適合性説明を省略することを示す。
 ×：当該条項の要求事項に適合すべき設備でなく適合性説明を要しないことを示す。
 ※1：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、第2回申請で説明するため、適合性説明を省略する。

別表1 STACY施設の設工認要否整理表(2/14)

設備・機器No.		19	20	21	22	23	24-1	24-2	24-3	25	26-1	26-2	27	28	
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	二. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備													
		(1) 核燃料物質取扱施設の構造		(2) 核燃料物質貯蔵施設の構造及び貯蔵能力											
		機器・設備		機器・設備							機器・設備				
		棒状燃料貯蔵設備	棒状燃料貯蔵設備 II	棒状燃料貯蔵設備 II の製作			溶液燃料貯蔵設備				粉末燃料貯蔵設備		ウラン酸化物燃料貯蔵設備	使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	
		棒状燃料収納容器	棒状燃料収納容器	(棒状燃料収納容器架台)	配管	U溶液貯槽(予備槽を含む)、U溶液校正ボット、フックアウトボット、グローブボックス、主配管	液位計、インターロック	漏えい検知器、ドリフトトレイ(グローブボックス内、貯蔵室内)	サンプリング装置	Pu保管ビッド、その他(収納容器)	受入エアークレーン、保管エアークレーン、その他(保管容器移動台車、貯蔵容器移送クレーン)	ウラン酸化物燃料収納架台	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台		
設工認申請		第4回	棒状燃料貯蔵設備 II の製作	棒状燃料貯蔵設備 II の製作	第1回	第2回	第2回	第2回	なし	第2回	第2回	第4回	第4回		
新規/既存		既存 改造	新規	新規	既存 改造	既存 設計変更	既存 追加	既存 追加	既存	既存 設計変更	既存 設計変更	既存 改造	既存 改造		
安全施設		PS-3	PS-3		PS-3	PS-3	PS-3	PS-3		PS-3	PS-3	PS-3	PS-3		
安全設備															
第1条	適用範囲、定義														
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設														
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持														
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第6条	地震による損傷の防止	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第7条	津波による損傷の防止	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入の防止	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第11条	機能の確認等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第12条	材料及び構造	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第13条	安全弁等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第14条	逆止め弁	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第15条	放射性物質による汚染の防止	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第16条	遮蔽等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第17条	換気設備	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第18条	適用	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第20条	安全避難通路等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第21条	安全設備	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第22条	炉心等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第23条	熱遮蔽材	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第24条	一次冷却材	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第25条	核燃料物質取扱設備	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第26条	核燃料物質貯蔵設備	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第27条	一次冷却材処理装置	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第28条	冷却設備等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第29条	液位の保持等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第30条	計測設備	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第31条	放射線管理施設	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第32条	安全保護回路	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第34条	原子炉制御室等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第35条	廃棄物処理設備	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第36条	保管廃棄設備	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第37条	原子炉格納施設	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第38条	実験設備等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第40条	保安電源設備	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第41条	監視装置	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
第42条	通信連絡設備等	●	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	

※1: 当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、第2回申請で説明するため、適合性説明を省略する。

※2: 先行使用に当たっては、当該収納容器に貯蔵する棒状燃料は新規燃料であり、核分裂生成物の蓄積がなく遮蔽設備を要さないため、当該条項の要求事項に適合すべき設備ではない。ただし、原子炉の運転に供した後の遮蔽能力については、当該条項の要求事項に適合すべき設備であり、適合性説明を要することを示す。

別表1 STACY施設の設工認要否整理表 (3/14)

設備・機器No.		29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	新規要求事項						水、原子炉冷却系統施設の構造及び設備				計測制御系統施設の構造及び設備				
		ウラン濃縮水溶液	ウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状燃料	ウラン酸化物のペレット状燃料	使用済ウラン黒鉛混合燃料		適切な治具(種状燃料運搬用治具)	(1)一次冷却設備	(2)二次冷却設備	(3)非常用冷却設備	(4)その他の主要な事項	(1)計装				
					コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料	ディスク型ウラン黒鉛混合燃料						計測制御系				積計装置
					起動系(伊周期指示計、対数計数率記録計)	運転系種型出力系(中性子電圧箱、種型増幅回路、トリップ回路、高圧電源、種型出力指示計、種型出力記録計、ケーブル)						運転系対数出力系(伊周期指示計、対数出力記録計)	安全出力系(線型出力指示計、線型出力記録計、積分出力記録計)	積計装置		
ウラン濃縮水溶液	ウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状燃料	ウラン酸化物のペレット状燃料	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料	ディスク型ウラン黒鉛混合燃料	適切な治具(種状燃料運搬用治具)	(1)一次冷却設備	(2)二次冷却設備	(3)非常用冷却設備	(4)その他の主要な事項	起動系(伊周期指示計、対数計数率記録計)	運転系種型出力系(中性子電圧箱、種型増幅回路、トリップ回路、高圧電源、種型出力指示計、種型出力記録計、ケーブル)	運転系対数出力系(伊周期指示計、対数出力記録計)	安全出力系(線型出力指示計、線型出力記録計、積分出力記録計)	積計装置		
設工認申請		なし	なし	なし	なし	なし	なし					第3回	第3回	第3回	第3回	第3回
新規/既存		既存	既存	既存	既存	既存	既存					既存設計変更	既存追加	既存設計変更	既存設計変更	既存追加
安全施設												PS-3	PS-3	PS-3	PS-3	PS-3
安全設備																
第1、2条	適用範囲、定額															
第3条	特殊な設計による試験研究用原子炉施設															
第4条	廃止措置中の試験研究用原子炉施設の維持															
第5条	試験研究用原子炉施設の地盤	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第6条	地震による損傷の防止	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第7条	津波による損傷の防止	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第9条	試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第10条	試験研究用原子炉施設の機能	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第11条	機能の確認等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第12条	材料及び構造	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第13条	安全弁等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第14条	逆止め弁	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第15条	放射性物質による汚染の防止	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第16条	遮蔽等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第17条	換気設備	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第18条	適用															
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第20条	安全避難通路等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第21条	安全設備	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第22条	炉心等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第23条	熱遮蔽材	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第24条	一次冷却材	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第25条	放射性物質取扱設備	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第26条	放射性物質貯蔵設備	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第27条	一次冷却材処理装置	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第28条	冷却設備等	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第29条	液位の保持等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第30条	計測設備	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第31条	放射線管理施設	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第32条	安全保護回路	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第34条	原子炉制御室等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第35条	廃棄物処理設備	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第36条	保管廃棄設備	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第37条	原子炉格納施設	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第38条	実験設備等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第40条	保安電源設備	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第41条	監視装置	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第42条	通信連絡設備等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×

別表1 STACY施設の設計認要否整理表 (4/14)

設備・機器No.		44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	新規要求事項																
		安全保護系			検出器配置 用器具	プロセス計装												監視操作盤 (指示計、記録計、操作器、表示器、スイッチ、警報器等を含む)
		起動系 (比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、伊周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)	運転系対出力系 (中性子電離箱、対数増幅回路、伊周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)	安全出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、積分回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)		最大給水制限スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)	給水停止スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)	排水開始スイッチ (素子を含む)	炉室(S)放射線量率計	炉下室(S)放射線量率計	サーボ型水位計	高速流量計及び低速流量計	炉心温度計	ダンプ槽温度計	ダンプ槽電導度計	プロセス計装のケーブル (ただし、PS-3のものに限る)		
第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回		
施工認申請		第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	第3回	
新規/既存		既存 設計変更	既存 設計変更	既存 設計変更	新規	新規	新規	新規	既存 追加	既存 追加	新規	新規	新規	新規	新規	新規/既存	既存 設計変更	
安全施設		MS-2	MS-2	MS-2		MS-2	PS-2	MS-2	PS-3	PS-3	PS-3	PS-3	PS-3	PS-3	PS-3		PS-2	
安全設備		● (口)	● (口)	● (口)		● (口)	●	●										
第1条	適用範囲、定額																	
第3条	特殊な設計による試験研究用原子炉施設																	
第4条	停止措置中の試験研究用原子炉施設の維持																	
第5条	試験研究用原子炉施設の設置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項 ●	△	△	△	○	○	○	△	△	○	○	○	○	○	○	△	△
第7条	津波による損傷の防止	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第9条	試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入の防止	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第10条	試験研究用原子炉施設の機能	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第11条	機能の確認等	第1項 ●	△	△	△	○	○	○	△	△	○	○	○	○	○	○	△	○
第12条	材料及び構造	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第13条	安全弁等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第14条	逆止め弁	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第15条	放射性物質による汚染の防止	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第16条	遮蔽等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第17条	換気設備	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第18条	適用																	
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第20条	安全避難通路等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第21条	安全設備	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第22条	炉心等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第23条	熱遮蔽材	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第24条	一次冷却材	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第25条	放射性物質取扱設備	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第26条	放射性物質貯蔵設備	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第27条	一次冷却材処理装置	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第28条	冷却設備等	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第29条	液位の保持等	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第30条	計測設備	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第31条	放射線管理施設	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第32条	安全保護回路	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第34条	原子炉制御室等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第35条	廃棄物処理設備	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第36条	保管廃棄設備	第1項第1号 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第37条	原子炉格納施設	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第38条	実験設備等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の防止	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第40条	保安電源設備	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第41条	監視装置	第1項 ●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
第42条	通信連絡設備等	第1項 ●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×

別表1 STACY施設の施工認可整理表 (6/14)

設備・機器No.		79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96		
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	新規要求事項										(4) 非常用制御設備		(5) その他の主要な事項							
		安全装置										機器・設備		機器・設備							
		上限位置検出器、下限位置検出器、電磁石、ショックアブソーバー	ファイヤ	ガイドピン	炉下室(S)の扉	未遮断扉	電気ヒータ(炉心タンク、給水系、ダンプ槽)	ダンプ槽水位計(反応度追加停止インターロックを含む)	ダンプ槽受入弁、私出弁(起動インターロックを含む)	機器・設備	機器・設備	インターロック		警報回路(警報器を含む)	制御室	安全スイッチ(停止確認の表示装置を含む)(安全保護回路を含む)	緊急停止(手動スクラム)ボタン(安全保護回路を含む)	地震感知器(安全保護回路を含む)	非常用電源系低電圧監視回路(安全保護回路を含む)		
施工申請		第3回	なし	第3回	なし	第3回	なし	第3回	第3回												
新規/既存		新規	新規	新規	既存 変更なし	新規	新規	新規	既存 改造												
安全施設		MS-2		MS-2																	
安全設備		● (口)		● (口)																	
第1条	適用範囲、定義																				
第3条	特殊な設計による試験研究用原子炉施設																				
第4条	廃止措置中の試験研究用原子炉施設の維持																				
第5条	試験研究用原子炉施設の設置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第6条	地震による損傷の防止	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第7条	津波による損傷の防止	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第9条	試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	●	×	×	×	×	×	×	○	○											
第10条	試験研究用原子炉施設の機能	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第11条	機能の確認等	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第12条	材料及び構造	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第13条	安全弁等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第14条	逆止め弁	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第15条	放射性物質による汚染の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第16条	遮蔽等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第17条	換気設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第18条	適用																				
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第20条	安全避難通路等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第21条	安全設備	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第22条	炉心等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第23条	熱遮蔽材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第24条	一次冷却材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第25条	放射性物質取扱設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第26条	放射性物質貯蔵設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第27条	一次冷却材処理装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第28条	冷却設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第29条	液位の保持等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第30条	計測設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第31条	放射線管理施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第32条	安全保護回路	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第33条	反応度制御系統及び炉心停止系統	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
第34条	原子炉制御室等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第35条	廃棄物処理設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第36条	保管施設等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第37条	原子炉格納施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第38条	実験設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第40条	保安電源設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第41条	警報装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		
第42条	通信連絡設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×		

別表1 STACY施設の施工認否整理表 (7/14)

設備・機器No.	97	98	99	100	101	102	103	104	105	106	107	108	109	110																		
															新規要求事項	ト、放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備							(1) 気体廃棄物の廃棄施設						(2) 液体廃棄物の廃棄設備			
																機器・設備	槽ベント設備B				槽ベント設備D		気体廃棄物処理設備			排気筒	中レベル廃液系		低レベル廃液系			
																	遮蔽厚の位置検出器 (安全保護回路を含む)	配管	ブロウ (予備機を含む)、NO ₂ 洗浄塔、オフガス洗浄塔、デミスタ、ベント加熱器、フィルタ、主配管	燃焼グローブボックス、貯蔵グローブボックス	配管	ブロウ (予備機を含む)、フィルタ、加熱器、主配管	洗浄塔、加熱器、ブロウ (予備機を含む)、フィルタ (I)、フィルタ (II)、デミスタ、気体廃棄物処理グローブボックス、主配管	ベントガス送風機 (予備機を含む)、フード	配管		中レベル廃液貯槽、配管、ポンプ、弁	漏えい検知器、堰	低レベル廃液貯槽、配管、ポンプ、弁	漏えい検知器、堰		
技術基準規則の条項	第3回	第1回	第2回	第4回	第1回	第2回	第2回	個別に申請	TRACY施設系統隔離	第2回	第4回	第4回	第4回	第4回																		
● 技術基準規則新規要求事項	既存追加	既存改定	既存設計変更	既存設計変更	既存改定	既存設計変更	既存設計変更	新規	既存改定	既存設計変更	既存設計変更	既存追加	既存追加	既存追加																		
安全施設	PS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	PS-3	PS-3	PS-3	PS-3																		
安全設備																																
第1、2条	適用範囲、定義																															
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設																															
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持																															
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	●	×	×	×	×	×	×	×	△	×	×	×	×																		
第6条	地震による損傷の防止	●	△	△	△	△	△	△	△	○	×	△	○	○																		
第7条	津波による損傷の防止	●	△	△	△	△	△	△	△	○	×	△	○	○																		
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	△	△	△	△	△	△	△	○	×	△	○	○																		
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	●	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能																															
第11条	機能の確認等		△	△	△	○	△	△	△	○	×	△	○	○																		
第12条	材料及び構造		×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第13条	安全弁等		×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第14条	逆止め弁	●	×	●	●	●	●	●	●	×	×	●	●	●																		
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	△	△	△	△	△	△	○	×	△	△	△																		
第16条	遮蔽等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第17条	換気設備		×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第18条	適用																															
第19条	溢 (いつ) 水による損傷の防止	●	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第20条	安全避難通路等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第21条	安全設備	●	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第22条	炉心等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第23条	熱遮蔽材																															
第24条	二次冷却材																															
第25条	核燃料物質取扱設備																															
第26条	核燃料物質貯蔵設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第27条	二次冷却材処理装置																															
第28条	冷却設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第29条	液位の保持等	●																														
第30条	計測設備		×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第31条	放射線管理施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第32条	安全保護回路	●	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第34条	原子炉制御室等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第35条	廃棄物処理設備	●	×	△	△	△	△	△	△	×	△	△	△	△																		
第36条	配管廃棄設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第37条	原子炉格納施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第38条	実験設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●																														
第40条	保安電源設備		×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		
第41条	監視装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○	○																		
第42条	通信連絡設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×																		

別表1 STACY施設の設工認要否整理表 (8/14)

設備・機器No.		111	112	113	114	115	116	116-1	117	118	119	120	121	122	
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	(3) 固体廃棄物の廃棄設備										(1) 屋内管理用の主要な設備の種類			
		種低レベル廃液系					有機廃液系					放射線監視設備			
		配管	種低レベル廃液貯槽、種低レベル廃液一時貯槽、排水槽(I)、(II)、サンピット、配管、ポンプ、弁	漏えい検知器、環	有機廃液貯槽B、主配管、ポンプ、弁	漏えい検知器、環	封缶装置	固体廃棄物取扱室	固体廃棄物保管室(I)、(II)	β・γ固体廃棄物保管室	作業環境モニタリング設備				
											室内モニタ(ダストモニタ、ガスモニタ)、放射線エアモニタ(ガンマ線エアモニタ、中性子線エアモニタ)、監視盤		放射線エアモニタ(ガンマ線エアモニタ)、監視盤		室内モニタ(ダストサンプリング配管)
設工認申請	第1回	第4回	第4回	第4回	第4回	なし	なし	第2回	第2回	第2回	第2回	第2回	第2回	なし	なし
新規/既存	既存 改造	既存 追加	既存 追加	既存 設計変更	既存 追加	既存 変更なし	既存 変更なし	既存 追加	既存 追加	既存 改造	既存 改造	既存 追加	既存 追加	既存 変更なし	既存 変更なし
安全施設	PS-3	PS-3	PS-3	PS-3	PS-3			PS-3	PS-3	MS-3	MS-3				
安全設備															
第1、2条	適用範囲、定額														
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設														
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持														
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第6条	地震による損傷の防止	●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
第7条	津波による損傷の防止	●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第11条	機能の確認等	●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
第12条	材料及び構造	●	○	△	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第13条	安全弁等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第14条	逆止め弁	●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
第15条	放射性物質による汚染の防止	●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
第16条	遮蔽等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第17条	換気設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第18条	適用														
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
第20条	安全避難通路等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第21条	安全設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第22条	炉心等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第23条	熱遮蔽材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第24条	一次冷却材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第25条	放射性物質取扱設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第26条	放射性物質貯蔵設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第27条	一次冷却材処理装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第28条	冷却設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第29条	液位の保持等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第30条	計測設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第31条	放射線管理施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第32条	安全保護回路	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第34条	原子炉制御室等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第35条	廃棄物処理設備	●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
第36条	保管廃棄設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第37条	原子炉格納施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第38条	実験設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第40条	保安電源設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第41条	監視装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第42条	通信連絡設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×

※1: 当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、第4回申請で説明するため、適合性説明を省略する。

別表 1 STACY施設の設工認要否整理表 (9/14)

設備・機器No.		123	124	125	126	127	128	129	130		
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	新規要求事項	(2) 屋外管理用の主要な設備の種類						機器・設備		
			放射線管理関係設備						排気筒モニタリング設備		気象観測設備
			出入管理設備	汚染管理設備 更衣室、シャワー室、 手洗い、ハンドフット クロスモニタ	放射線測定設備 (試料測定室)	個人被ばく管理設備 個人線量計	放射線防護設備 防護用機器(防護衣、呼吸 保護器具等)、汚染除去 用機材	排気筒ガスモニタ、 排気筒ガスモニタ、 監視装置	ダストサンプリング 配管		
設工認申請		なし	なし	なし	なし	なし	なし	第2回	なし	なし	
新規/既存		既存 変更なし	既存 変更なし	既存 変更なし	既存 変更なし	既存 変更なし	既存 変更なし	既存 改造	既存 変更なし	既存 変更なし	
安全施設								MS-3			
安全設備											
第1、2条	適用範囲、定額										
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設										
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持										
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第6条	地震による損傷の防止	●	×	×	×	×	×	△	×	×	
第7条	津波による損傷の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	×	×	×	×	×	○	×	×	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第11条	機能の確認等	●	×	×	×	×	×	△	×	×	
第12条	材料及び構造	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第13条	安全弁等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第14条	逆止め弁	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第15条	放射性物質による汚染の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第16条	遮蔽等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第17条	換気設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第18条	適用										
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第20条	安全避難通路等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第21条	安全設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第22条	炉心等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第23条	熱遮蔽材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第24条	一次冷却材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第25条	放射性物質取扱設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第26条	放射性物質貯蔵設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第27条	一次冷却材処理装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第28条	冷却設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第29条	液位の保持等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第30条	計測設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第31条	放射線管理施設	●	×	×	×	×	×	○	×	×	
第32条	安全保護回路	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第34条	原子炉制御室等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第35条	廃棄物処理設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第36条	保管廃棄設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第37条	原子炉格納施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第38条	実験設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第40条	保安電源設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	
第41条	監視装置	●	×	×	×	×	×	△	×	×	
第42条	通信連絡設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	

別表1 STACY施設の設工認要否整理表 (10/14)

設備・機器No.		131	132	133	134	135	136	137	138	139	140	141	142				
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	リ。原子炉格納施設の構造及び設備					ヌ。その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備										
		(1) 構造					(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率	(1) 非常用電源設備の構造				(2) 主要な実験設備の構造					
		機器・設備					機器・設備	機器・設備				機器・設備					
		その他の主要事項						非非常用電源設備 (主燃料槽、燃料小出槽、空気槽、不足電圧継電器、保護継電器、ケーブル等を含む)				無停電電源装置 (整流器、蓄電池、静止型インバータ装置、保護継電器、ケーブル等を含む)				無停電電源装置を設ける電気室の換気設備	
		炉室(S)															
		炉室(S) 換気空調設備															
		炉室(S) 第2排気系 (排気主ダクト)															
		炉室(S) 給気系 (空気調和器、送風機、給気主ダクト、弁)															
		炉室(S) 第1排気系 (常用排風機、補助排風機、排気フィルタユニット、排気主ダクト、弁)															
		炉室(S) 第2排気系 (常用排風機、補助排風機、排気フィルタユニット、排気主ダクト、弁)															
設工認申請		第2回	第1回	第2回	第2回	第2回	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作				棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作						
新規/既存		既存設計変更	既存改修	既存設計変更	既存設計変更	既存設計変更	既存設計変更				既存設計変更						
安全施設		MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3				MS-3						
安全設備		MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3				MS-3						
第1条 適用範囲、定義																	
第3条 特殊な設計による試験研究用等原子炉施設																	
第4条 廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持																	
第5条 試験研究用等原子炉施設の地震		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第6条 地震による損傷の防止		●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△				
第7条 津波による損傷の防止		●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△				
第8条 外部からの衝撃による損傷の防止		●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△				
第9条 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入の防止		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第10条 試験研究用等原子炉施設の機能		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第11条 機能の確認等		●	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△				
第12条 材料及び構造		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第13条 安全弁等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第14条 逆止め弁		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第15条 放射性物質による汚染の防止		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第16条 遮蔽等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第17条 換気設備		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第18条 適用		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第19条 溢(いつ)水による損傷の防止		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第20条 安全避難通路等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第21条 安全設備		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第22条 炉心等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第23条 熱遮蔽材		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第24条 二次冷却材		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第25条 核燃料物質取扱設備		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第26条 核燃料物質貯蔵設備		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第27条 二次冷却材処理装置		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第28条 冷却設備等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第29条 液位の保持等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第30条 計測設備		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第31条 放射線管理施設		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第32条 安全保護回路		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第33条 反応度制御系統及び原子炉停止系統		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第34条 原子炉制御室等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第35条 廃棄物処理設備		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第36条 保管廃棄設備		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第37条 原子炉格納施設		●	○	△※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
第38条 実験設備等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第39条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第40条 保安電源設備		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第41条 監視装置		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
第42条 通信連絡設備等		●	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				

※1: 当該条項の要求事項に適合する設備であるが、第2回申請で説明するため、適合性を省略する。
 ※2: 機器種別が「-」であるため、当該条項は適用外である。

別表1 STACY施設の施工認要否整理表 (11/14)

設備・機器No.		143	144	145	146	147	148	149	150	151	152	153	
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	新規要求事項		(4) その他主要な事項									
		機器・設備	パルス中性子発生装置(加速器、制御機器)	グループボックス	商用電源設備	共用換気空調設備							
						実験棟A建家換気空調装置	実験棟Aグループボックス換気装置	実験棟Aフード換気装置	実験棟B建家換気空調装置	実験棟Bグループボックス換気装置	実験棟Bフード換気装置	実験棟B第1、第3、第4排気系(排気フィルタユニット、常用排風機)	実験棟B第2、第3、第4排気系(排気フィルタユニット、常用排風機)
施工認申請	個別に申請	個別に申請	なし	第1回	第2回	第2回	第2回	第2回	第2回	第2回	第2回	第2回	
新規/既存	既存/変更なし	新規	既存/変更なし	既存/改定	既存/改定	既存/改定	既存/改定	既存/改定	既存/改定	既存/改定	既存/改定	既存/改定	
安全施設	PS-3		MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	
安全設備													
第1条	適用範囲、定額												
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設												
第4条	停止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持												
第5条	試験研究用等原子炉施設の設置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第6条	地震による損傷の防止	●	△	○	×	△	△	△	△	△	△	△	
第7条	津波による損傷の防止	●	○	○	×	△※1	○	○	○	○	○	○	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	○	○	×	△※1	○	○	○	○	○	○	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第11条	機能の確認等	●	△	○	×	△	△	△	△	△	△	△	
第12条	材料及び構造	●	×	×	×	×※3	×	×※3	×	×※3	×	×※3	
第13条	安全弁等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第14条	逆止め弁	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第15条	放射性物質による汚染の防止	●	×	○	×	×	×	×	×	×	×	×	
第16条	遮蔽等	●	×	○	×	×	×	×	×	×	×	×	
第17条	換気設備	●	×	×	×	△	○	○	○	○	○	○	
第18条	適用												
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第20条	安全避難通路等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第21条	安全設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第22条	炉心等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第23条	熱遮蔽材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第24条	一次冷却材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第25条	放射性物質取扱設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第26条	放射性物質貯蔵設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第27条	一次冷却材処理装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第28条	冷却設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第29条	液位の保持等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第30条	計測設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第31条	放射線管理施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第32条	安全保護回路	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第34条	原子炉制御室等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第35条	廃棄物処理設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第36条	保管廃棄設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第37条	原子炉格納施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第38条	実験設備等	●	○	○	×	×	×	×	×	×	×	×	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第40条	保安電源設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第41条	監視装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	
第42条	通信連絡設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	

※1: 当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、第2回申請で説明するため、適合性説明を省略する。
 ※3: 機器種別が「-」であるため、当該条項は適用外である。

別表1 STACY施設の施工認要否整理表 (12/14)

設備・機器No.		154	155	156	157	158	159	160	161	162	163	
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	新規要求事項										
		実験棟Bグローブボックス換気装置			分析設備			プロセス冷却設備		真空設備		
		実験棟Bグローブボックス換気装置第1、第2排気系 (排気フィルタユニット、常用排気機、補助排気機、ダンパ)	実験棟Bフード換気装置 (排気フィルタユニット、常用排気機、補助排気機、ダンパ)	外気処理装置 (プレフィルタ、塩素防止フィルタ、高性能フィルタ)	グローブボックス	グローブボックス	分析機器	密閉式熱交換器、冷却水循環ポンプ、放射能モニタ、配管、弁	熱交換機	真空ポンプ、ベントコンデンサ、気液分離機、バフア器、封液槽、ドレンポット、封液冷却器、ドレン排出ポンプ、封液循環ポンプ、自動弁	配管	TRACY施設系統隔離
施工申請	第2回	第2回	第2回	第1回	第2回	なし	第4回	なし	第2回	TRACY施設系統隔離		
新規/既存	既存設計変更	既存設計変更	既存設計変更	既存改造	既存設計変更	既存変更なし	既存追加	既存変更なし	既存設計変更	既存改造		
安全施設	MS-3	MS-3	MS-3	PS-3	PS-3		PS-3		PS-3			
安全設備												
第1条	適用範囲、定額											
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設											
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持											
第5条	試験研究用等原子炉施設の設置	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第6条	地震による損傷の防止	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第7条	津波による損傷の防止	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第11条	機能の確認等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第12条	材料及び構造	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第13条	安全弁等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第14条	逆止め弁	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第15条	放射性物質による汚染の防止	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第16条	遮蔽等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第17条	換気設備	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第18条	適用											
第19条	溢 (いつ) 水による損傷の防止	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第20条	安全避難通路等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第21条	安全設備	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第22条	炉心等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第23条	熱遮蔽材	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第24条	一次冷却材	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第25条	放射性物質取扱設備	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第26条	放射性物質貯蔵設備	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第27条	一次冷却材処理装置	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第28条	冷却設備等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第29条	液位の保持等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第30条	計測設備	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第31条	放射線管理施設	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第32条	安全保護回路	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第33条	反応制御系統及び炉子炉停止系統	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第34条	炉子炉制御室等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第35条	廃棄物処理設備	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第36条	保管廃棄設備	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第37条	原子炉格納施設	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第38条	実験設備等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第40条	保安電源設備	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第41条	監視装置	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
第42条	通信連絡設備等	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	

※1: 当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、第2回申請で説明するため、適合性説明を省略する。
 ※2: 機器種別が「-」であるため、当該条項は適用外である。

別表1 STACY施設の設工認否整理表 (13/14)

設備・機器No.		164	165	166	167	168	169	170	171	172	173	
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	新規要求事項										
		機器・設備										
		その他	消火設備			ホット分析機器試験設備		アルファ化学実験設備		燃取補助設備		安全避難通路等 (安全避難通路、保安灯、非常用照明灯、誘導灯、仮設照明等(蓄電池内蔵可搬式仮設照明、懐中電灯))
設工認申請	第2回	機材材料貯蔵設備Ⅱの製作			なし	第2回	なし	第2回	なし	第2回	TRACY施設 系統機器	機材材料貯蔵設備Ⅱの製作
新規/既存	既存 設計変更	既存 追加	既存 変更なし			既存 設計変更	既存 変更なし	既存 設計変更	既存 変更なし	既存 設計変更	既存 改修	既存 追加
安全施設	PS-3	MS-3			なし	PS-3	なし	PS-3	なし	PS-3	なし	MS-3
安全設備	PS-3	MS-3			なし	PS-3	なし	PS-3	なし	PS-3	なし	MS-3
第1条	適用範囲、定額											
第3条	特殊な設計による試験研究用原子炉施設											
第4条	廃止措置中の試験研究用原子炉施設の維持											
第5条	試験研究用原子炉施設の設置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第6条	地震による損傷の防止	●	△	○	×	△	×	△	×	△	×	○
第7条	津波による損傷の防止	●	○	○	×	○	×	○	×	○	×	○
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	○	○	×	○	×	○	×	○	×	○
第9条	試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第10条	試験研究用原子炉施設の機能	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第11条	機能の確認等	●	△	○	×	△	×	△	×	△	×	○
第12条	材料及び構造	●	△	×	×	×	×	×	×	△	×	×
第13条	安全弁等	●	△	×	×	×	×	×	×	△	×	×
第14条	逆止め弁	●	×	×	×	△	×	△	×	△	×	×
第15条	放射性物質による汚染の防止	●	×	×	×	△	×	△	×	△	×	×
第16条	遮蔽等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第17条	換気設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第18条	適用											
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第20条	安全避難通路等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○
第21条	安全設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○
第22条	炉心等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第23条	熱遮蔽材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第24条	一次冷却材	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第25条	放射性物質取扱設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第26条	放射性物質貯蔵設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第27条	一次冷却材処理装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第28条	冷却設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第29条	液位の保持等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第30条	計測設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第31条	放射線管理施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第32条	安全保護回路	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第34条	原子炉制御室等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	△
第35条	廃棄物処理設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第36条	保管廃棄設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第37条	原子炉格納施設	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第38条	実験設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第40条	保安電源設備	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第41条	監視装置	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
第42条	通信連絡設備等	●	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×

別表1 STACY施設の設工認要否整理表(14/14)

設備・機器No.		174	175	176	177	178-1	178-2	179	180	181-1	181-2	181-3		
技術基準規則の条項 ● 技術基準規則新規要求事項	項・号	新規要求事項												
		通信連絡設備 (放送設備、固定電話、携帯電話)	実験棟A (炉室(S)、炉下室(S)、制御室、燃焼室、実験室(I)及び(II)、排気機室(A)、電気室(I)及び(II)、溶液貯蔵室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、燃料保管室、補助機室、給気機室等)				実験棟B (固体廃棄物保管室、廃液処理室、分析室、燃取附属室、排気機室(B)、廃液処理室、廃液貯蔵室、補助機室、サンプリングフロア室、β・γ固体廃棄物保管室、給気機室、トラックロック等)			避難設備 避難針 (実験棟、排気機)	エアライ ンスーツ	防護欄		
			種別燃料貯蔵設備IIの製作	耐震改修	種別燃料貯蔵設備IIの製作	第3回	第2回	第3回	第4回			なし	種別燃料貯蔵設備IIの製作	第2回
設工認申請	新規/既存	既存追加	既存改修	既存設計変更	既存設計変更	既存追加	既存設計変更	既存追加	既存変更なし	既存追加	既存追加	既存追加		
安全設備		MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3							
第1条	適用範囲、定額													
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設													
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の様式													
第5条	試験研究用等原子炉施設の地震	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第6条	地震による損傷の防止	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第7条	津波による損傷の防止	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入の防止	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第11条	機能の検証等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第12条	材料及び構造	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第13条	安全弁等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第14条	逆止め弁	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第15条	放射性物質による汚染の防止	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第16条	遮蔽等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第17条	換気設備	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第18条	適用													
第19条	溢(いつ)水による損傷の防止	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第20条	安全避難通路等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第21条	安全設備	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第22条	炉心等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第23条	熱伝導材	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第24条	一次冷却材	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第25条	放射性物質取扱設備	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第26条	放射性物質貯蔵設備	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第27条	一次冷却材処理装置	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第28条	冷却設備等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第29条	液位の保持等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第30条	計測設備	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第31条	放射線管理施設	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第32条	安全保護回路	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第34条	原子炉制御室等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第35条	廃棄物処理設備	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第36条	保管廃棄設備	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第37条	原子炉格納施設	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第38条	実験設備等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第40条	保安電源設備	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第41条	監視装置	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		
第42条	通信連絡設備等	●	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△		

※1:当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、第3回申請で説明するため、適合性説明を省略する。

【別表1 補足】 STACY施設の設工認要否整理表のうち

一部設備・機器の設工認申請を要しない理由について

別表1 STACY施設の設工認要否整理表において、設工認申請を要しないとした設備・機器のうち、炉心タンクのスイッチガイド管（設備・機器 No. 10）及びプロセス冷却設備の熱交換槽（設備・機器 No. 161）について、その理由を以下に示す。

(1) 炉心タンクのスイッチガイド管（設備・機器 No. 10）

当該ガイド管は、以下のとおり、それ自身は安全機能を有しておらず、また耐震強度も期待していないため、技術基準規則の適合性確認は不要である。

- ・当該ガイド管は、1本の駆動軸に独立2系統の素子を装備する最大給水制限スイッチ等について、駆動軸の屈曲という単一故障により独立2系統の素子が同時に機能喪失しないように設置するものである。
- ・具体的には、駆動軸の駆動スペースを物理的に確保することにより、駆動軸が誤操作等により駆動した場合でも他の機器等と干渉し、屈曲することを防止するために設けるものであり、固有の安全機能を有するものではない。
- ・当該ガイド管は炉心の外側に設置する。当該ガイド管が万一破損した場合でも、炉心は、適切な耐震強度を有する格子板フレームにより保護されるため、波及的影響を受けるおそれはない。

（スイッチガイド管が安全機能を有しておらず、また耐震強度も期待していないことの詳細については、参考資料1及び参考資料2を参照）

(2) プロセス冷却設備の熱交換槽（設備・機器 No. 161）

プロセス冷却設備の熱交換槽は、以下の理由により、当初（設置許可段階）の貯水機能が不要となったため、技術基準規則の適合性確認は不要である。

- ・プロセス冷却設備は、設置許可段階（概念設計）から設工認段階（詳細設計）において、その熱交換方法の見直し（当初許可を受けた機能及び性能を実現できる合理化）が図られている。
- ・当初設置許可申請書（概念設計段階）に記載したプロセス冷却設備は、熱交換槽に水張りし、その中に一次側冷却水配管を通すことにより熱交換を行う構造としていた。

- ・その後の設工認（詳細設計段階）において、プロセス冷却設備の熱交換方法を合理化（熱交換槽に水張りをせず、密閉式熱交換器の内部で熱交換を行う方式に変更）しても同等性能が得られるとして、変更された設計及び工事の方法にて認可を受けた（平成元年9月8日付け元安（原規）第338号）。このとき、プロセス冷却設備のうち熱交換槽は、当初の貯水機能が不要となり主要設備でなく、当該設工認の申請範囲外となった。（プロセス冷却設備の熱交換槽について、当初（設置許可段階）の貯水機能が不要となったことの詳細については、参考資料3を参照）

参考資料 1

スイッチ類の耐震強度評価及びスイッチガイド管のスイッチ類等への
波及的影響に係る考え方について

1. 概要

設置許可段階において地震起因に限定せず安全機能喪失を仮定し、耐震Bクラス機器として選定した最大給水制限スイッチ及び給水・排水開始スイッチ（以下「スイッチ類」という。）について、設工認段階では、その構成する部品毎（スイッチロッド部及び駆動装置フレーム）に地震時に期待される安全機能を考慮し、地震力による損壊に伴う公衆への影響の観点から、耐震Bクラスに応じた耐震強度評価の必要性についてより詳細に検討した。

本書は、スイッチ類について、使用状態に期待される安全機能及び波及的影響を考慮した耐震強度評価の考え方を示す。また、スイッチロッド部の屈曲を防止するために設けるスイッチガイド管について、地震時におけるスイッチロッド部及び炉心への波及的影響について考え方を示す。

2. スイッチ類の耐震強度評価

スイッチ類の耐震強度評価の必要性の有無について、(1)安全機能の観点及び(2)炉心への波及的影響の観点から検討する。

(1) 安全機能の観点

- ①設置変更許可申請書の耐震重要度分類では、許可基準規則解釈の「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」に基づき、地震起因に限定せず、停止機能及び閉じ込め機能のそれぞれの喪失を組み合わせた想定により、耐震クラスを分類している。
- ②スイッチ類の安全機能は、原子炉停止系への作動信号の発生（最大給水制限スイッチ）、過剰な反応度の添加防止（給水停止スイッチ）、反応度添加抑制（排水開始スイッチ）である。
- ③これらスイッチ類の安全機能は「原子炉停止及び原子炉停止状態を維持する機能」として機能維持を仮定し、これらの安全機能を有するスイッチ類は耐震Bクラス機器として選定している（図1参照）。
- ④しかしながら、耐震Bクラスの地震が発生した場合は、STACYはスクラムする（軽水が排水され、給水が継続されない）ため、耐震Bクラスの地震発生時にスイッチ類に期待すべき安全機能はない（注1）。なお、STACYがスクラムする地震加速度 0.25m/s^2 (25Gal) は震度4相当であり、スクラムが働くまでの間にステンレス鋼製のスイッチ類が破損するおそれはない。
- ⑤したがって、安全機能の観点からは耐震Bクラスに分類されるが、地震力が作用した場合はその安全機能に期待しないため、当該スイッチ類の耐震強度評価を行う必要はない。
- ⑥なお、技術基準規則第6条（地震による損傷の防止）では、試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないように施設しなければならないことを要求している。スイッチ類は、地震発生時にその安全機能に期待しないため、地震による損壊を想定しても公衆に放射線障害を及ぼすことはなく、技術基準規則第6条に適合している。

注1：STACYは耐震Cクラスの地震動より小さい加速度（ 0.25m/s^2 (25Gal)）でスクラムする設計としている（参考表1参照）。

(2) 炉心への波及的影響の観点

- ①スイッチ類の本来の安全機能の観点から整理した耐震強度評価の必要性は上記⑤のとおりであるが、これらスイッチ類は炉心タンクの上部に設置するため、スイッチ類の構成部品（駆動装置フレーム及びスイッチロッド部）について、炉心への波及的影響という観点から耐震強度評価の必要性を検討する。
- ②まず、駆動装置フレームについて、耐震強度評価の必要性を検討する。駆動装置フレームは、炉心タンク上部に設置し、その損壊時に炉心への波及的影響を与えるおそれがあることから、耐震Bクラスの耐震強度評価が必要である。なお、耐震強度評価の結果については、分割申請の一部である〔STACYの更新（第3回申請）〕の添付書類「Ⅲ-1-3-(4)その他の主要な計装の耐震強度計算書」に示すとおりである。
- ③次にスイッチロッド部について、耐震強度評価の必要性を検討する。スイッチロッド部は、炉心タンク内の炉心外側に設置し（図2参照）、スイッチロッド部が万一破損した場合でも炉心は適切な耐震強度を有する格子板フレームに保護されるため、波及的影響を与えるおそれはなく、耐震強度評価を行う必要はない。

3. スイッチガイド管のスイッチ類等への波及的影響に係る考え方

スイッチガイド管は、スイッチロッド部の駆動スペースを物理的に確保することにより、スイッチロッド部が誤操作等により駆動した場合でも他の機器等と干渉し、屈曲することを防止するために設けるものであり、固有の安全機能を有するものではない。このため、スイッチ類等への波及的影響の観点から耐震強度評価の必要性の有無について検討する。

- ①スイッチ類の使用状態において、スイッチガイド管が地震により損傷した場合でも、上記「1. (1) ⑤」に記載のとおり、地震発生時にスイッチ類に期待すべき安全機能はないため、スイッチ類に波及的影響を与えるおそれはない。
- ②スイッチガイド管は、炉心の外側に設置するため、上記「2. (2) ③」と同様な理由により、炉心に波及的影響を与えるおそれはない。
- ③したがって、スイッチガイド管は安全機能を有する機器に対して波及的影響を与えるおそれはなく、スイッチガイド管の耐震強度評価を行う必要はない。

④なお、スイッチガイド管は、ステンレス鋼で製作し、炉心タンク上部及び炉心タンク内の検出器配置用治具等固定用タッププレートにそれぞれM12 ボルト (SUS304) で固定する構造であり、STACYがスクラムする以前に破損するおそれはない。

4. その他（地震後におけるスイッチ類の健全性確認）

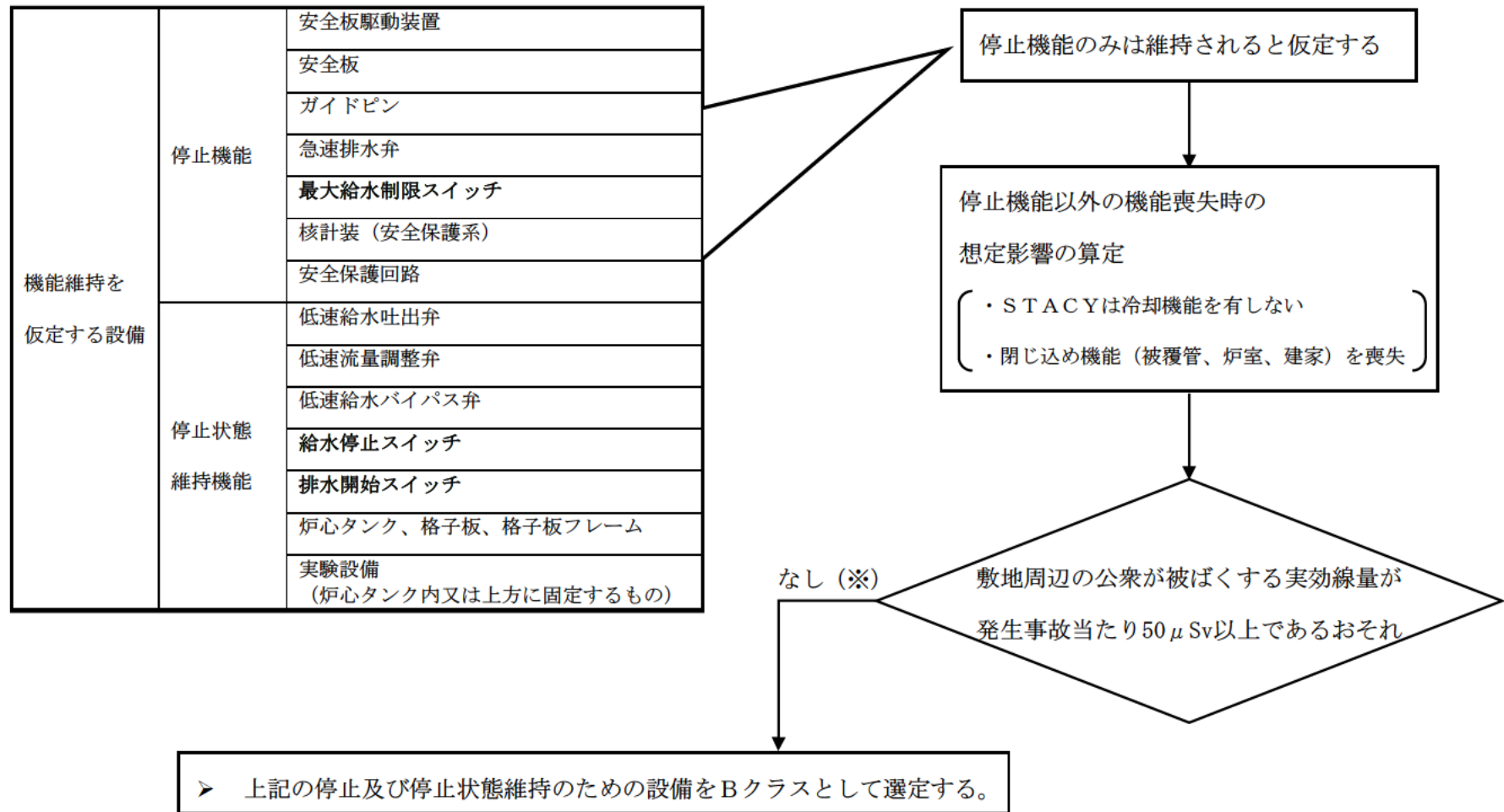
地震によるスクラム後の再起動に当たっては、起動前点検においてスイッチ類の外観点検（スイッチガイド管の外観点検を含む。）、動作確認（スイッチの摺動抵抗確認）、零点調整により異常がないことを確認するため、異常な状態で原子炉運転が継続されるおそれはない。

5. まとめ

- ・スイッチ類のスイッチロッド部は、安全機能の観点からは耐震Bクラスに分類されるが、使用状態において地震力が作用した場合はその安全機能に期待しないため、耐震強度評価は不要である。また、炉心への波及的影響の観点からも、スイッチロッド部が万一破損した場合でも炉心は格子板フレームに保護されるため、波及的影響を与えるおそれはなく、耐震強度評価は不要である。
- ・ただし、スイッチ類の駆動装置フレームは、炉心への波及的影響を考慮し、耐震Bクラスの地震力に十分耐えられるような強度を有することを確認している。
- ・スイッチロッド部について耐震Bクラスの耐震強度評価を不要とすることは、設置許可段階で耐震Bクラス機器として選定したスイッチ類の一部部品について、詳細設計の設工認段階において地震時に期待する安全機能に応じて細分化し、耐震強度評価の必要性について明確化を図るものである。耐震Bクラス機器として選定したスイッチ類のうち駆動装置フレームは耐震Bクラスの強度評価を実施していることから、設置変更許可申請書の記載内容にも整合するものである。
- ・スイッチガイド管は、安全機能を有しておらず、地震力が作用した場合にスイッチ類及び炉心に波及的影響を与えるおそれはないため、耐震強度評価は不要である。

参考表 1 地震動の比較

項 目	地震加速度	備 考
スクラムする地震動	0.25m/s^2 (25Gal)	安全保護回路の設定点 (地震加速度大)
耐震Cクラス地震動	2.45m/s^2 (245Gal)	炉室 (S) における設計用地震力 $1.2C_i=0.25$
耐震Bクラス地震動	3.72m/s^2 (372Gal)	炉室 (S) における設計用地震力 $1.8C_i=0.38$
排水開始スイッチが 作動する地震動	スクラムする地震動 (0.25m/s^2) より 小さい地震加速度	地震加速度の小さい長周期の地震 動による軽水のスロッシングを検 知する。



※停止機能の維持により、原子炉は停止する。
閉じ込め機能が喪失していても、周辺公衆の実効線量は約0.78 μ Svである。

図1 許可基準規則解釈に基づく耐震Bクラスとしての設備・機器等の選定フロー

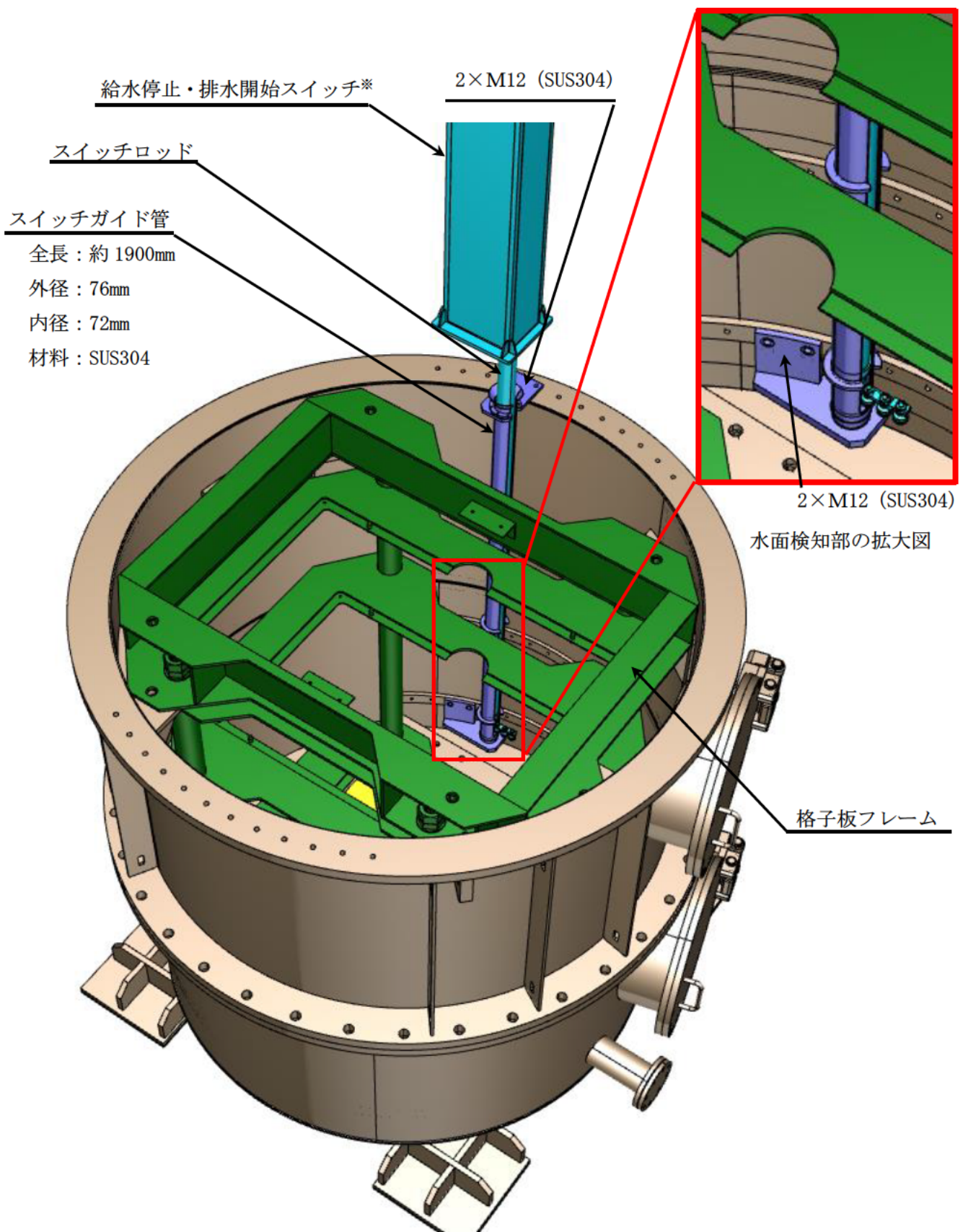
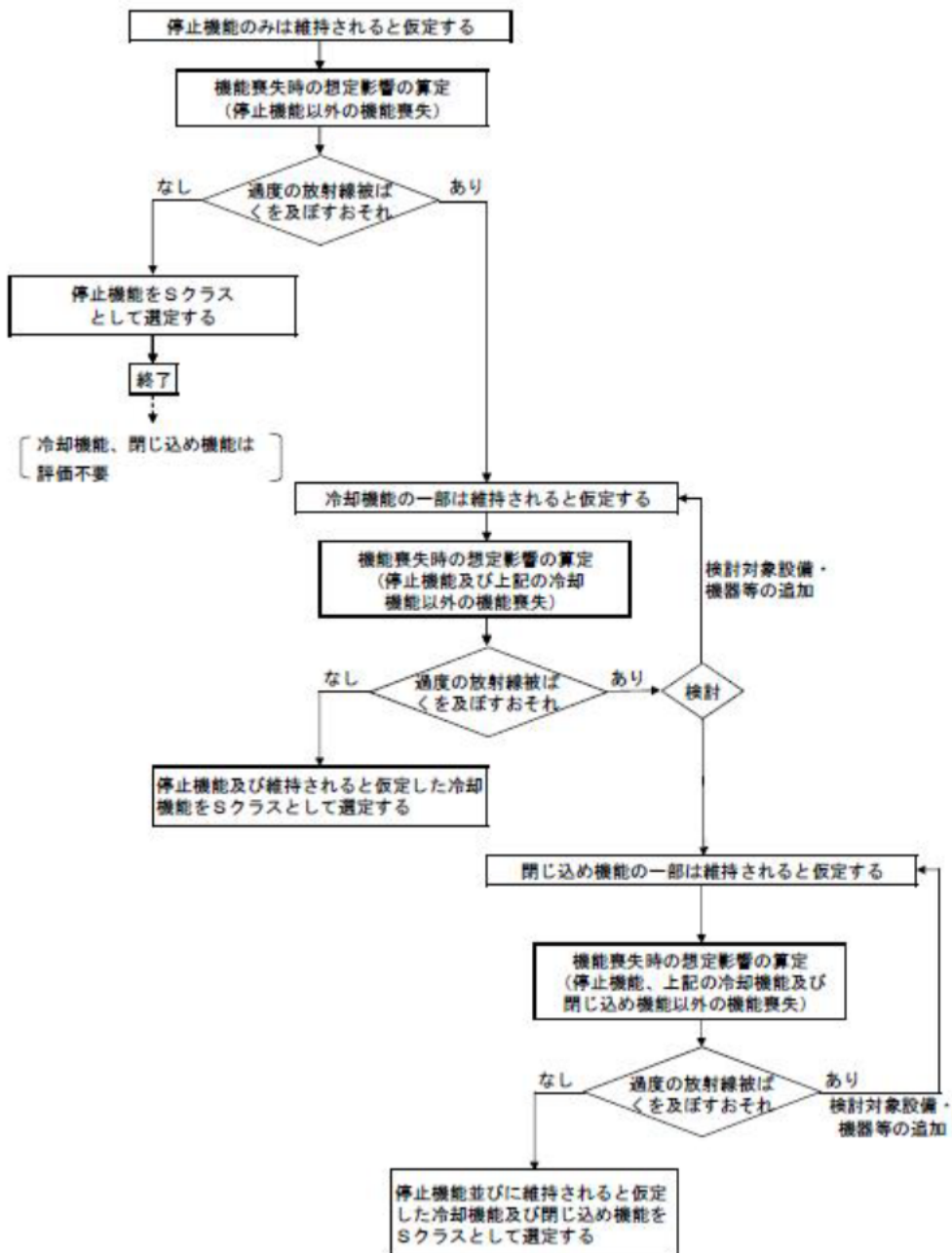


図2 給水停止・排水開始スイッチ等のスイッチガイド管の概略図

許可基準規則解釈（別記1）

「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」より抜粋

2. 3 試験研究用等原子炉施設に係る個別の設備・機器等の具体的な分類の方法



参考資料 2

スイッチロッド部の耐震強度評価

1. 概要

本書は、最大給水制限スイッチ及び給水・排水開始スイッチのスイッチロッド部の耐震強度評価について、計算方法と計算結果を示すものである。

2. 計算方法

2. 1 計算条件

スイッチロッド部の耐震計算条件を表 2.1-1 に示す。また、計算モデルを図 2.1-1 に示す。

表 2.1-1 計算条件

評価対象部位	耐震クラス	据付場所及び 基準床レベル	静的震度		評価温度 (°C)
			水平 C_H	鉛直 C_V	
スイッチロッド部	C※1	炉室 (S) 1 F L + 7.0m	0.25	—	80

※1：スイッチロッド部は、スクラムするまで耐えればよいが、保守的に耐震Cクラスで設計する。

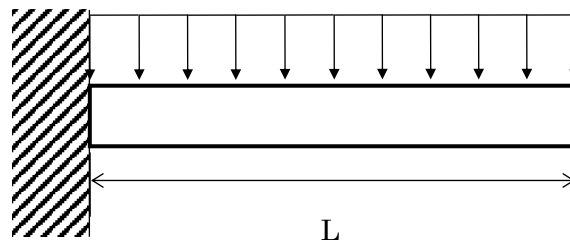


図 2.1-1 スwitchロッド部の計算モデル

2. 2 応力の計算方法

(1) 曲げ応力

$$\sigma_b = \frac{m \cdot g \cdot C_H \cdot L}{Z}$$

(2) せん断応力

$$\tau = \frac{m \cdot g \cdot C_H}{A}$$

表 2.2-1 応力評価に関する記号

記号	表記内容	単位
A	スイッチロッド部の有効断面積 $\frac{\pi}{4}(d_1^2 - d_2^2)$	mm ²
C _H	水平震度 (=0.25)	—
d ₁	スイッチロッド部の外径	mm
d ₂	スイッチロッド部の内径	mm
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
I	断面二次モーメント $\frac{\pi}{64}(d_1^4 - d_2^4)$	mm ⁴
L	スイッチロッド部の長さ	mm
m	スイッチロッド部の重量	kg
Z	断面係数 $\frac{2I}{d_1}$	mm ³
σ _b	スイッチロッド部の曲げ応力	MPa
τ	スイッチロッド部のせん断応力	MPa

表 2.2-2 機器要目

d ₁ (mm)	d ₂ (mm)	L (mm)	m (kg)	Z (mm ³)	A (mm ²)	I (mm ⁴)
60.5	54.5	2227	16.8	7.425E+03	541.9	2.246E+05

3. 計算結果

以下に示すとおり、スイッチロッド部に発生する応力は許容応力以下である。

評価対象	材料	温度 (°C)	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
スイッチロッド部	SUS304	80	曲げ	σ_b 13	205
			せん断	τ 1	118

参考資料 3

STACY施設の設工認段階（平成元年の詳細設計）当時における プロセス冷却設備の設計見直しについて

1. 概要

本資料では、設工認段階（平成元年の詳細設計）当時におけるプロセス冷却設備の設計見直しにより、当該設備の熱交換槽について、当初（設置許可段階）の貯水機能は不要となり、安全性を担保するものでなくなった詳細について説明する。

2. プロセス冷却設備の主要設備

プロセス冷却設備は、各設備の冷却器等（真空設備の封液冷却器等）に、冷却水を閉ループで供給するためのものであり、密閉式熱交換器、冷却水循環ポンプ、熱交換槽等で構成される。

なお、STACY施設のプロセス冷却設備は、発電用原子炉施設の炉心冷却設備のように崩壊熱除去を目的としたものでなく（※1）、発熱のない溶液燃料の貯蔵管理（真空設備によるサンプリング等）に必要な設備である。

※1：STACYは、熱出力及び積分出力が小さく核分裂生成物の蓄積量が僅少であるため、運転中の炉心及び運転停止後の冷却設備を必要としない。

3. 設置許可及び設工認の熱交換方法

当初設置許可申請書（概念設計段階）に記載したプロセス冷却設備は、熱交換槽に水張りし、その中に一次側冷却水配管を通すことにより熱交換を行う構造としていた。この貯水のため、熱交換槽の内面はオーステナイト系ステンレス鋼ライニングを施工する設計とし、設置許可を受けた（図1参照）。

その後、平成元年の設工認（詳細設計段階）において、プロセス冷却設備の熱交換方法を合理化（熱交換槽に水張りをせず、密閉式熱交換器の内部で熱交換を行う方式に変更）しても同等性能が得られるとして、変更された設計及び工事の方法にて認可を受けた（平成元年9月8日付け元安（原規）第338号。図2参照）。このとき、プロセス冷却設備のうち熱交換槽は当初の貯水機能が不要となり主要設備でなく当該設工認の申請範囲外となったため、その内面はオーステナイト系ステンレス鋼のライニングではなく、一般的な樹脂塗装を施工することとした（図3参照）。

4. まとめ

プロセス冷却設備は、設置許可段階（概念設計）から設工認段階（詳細設計）において、その熱交換方法の見直し（当初許可を受けた機能及び性能を実現できる合理化）が図られている。当該設計見直しは、設計及び工事の方法の認可を受けているものであり、法令上及び安全上の問題はない。

また、上記熱交換方法の合理化に伴い、プロセス冷却設備の熱交換槽内面の貯水機能を密閉式熱交換器で担保できることから、その内面施工をオーステナイト系ステンレス鋼ライニングから樹脂塗装に変更している。

○設計仕様（設置許可申請書/添付書類八/第 10.3-1 表）

(1) 熱交換槽	
型 式	角形ピット（内面オーステナイト系 ステンレス鋼ライニング）
基 数	1 基
容 量	100%/基

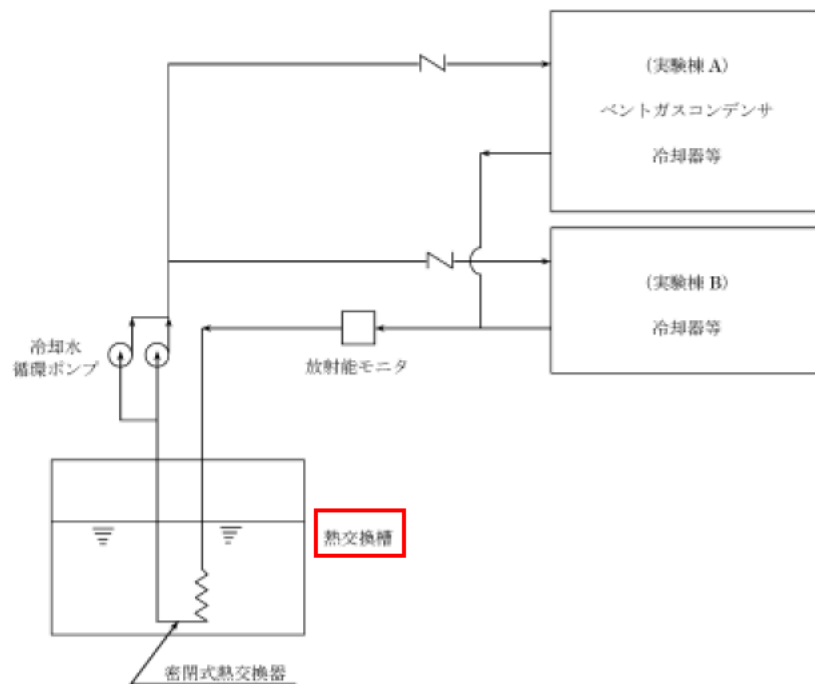


図 1 設置許可時のプロセス冷却設備系統説明図
（設置許可申請書から関係箇所抜粋）

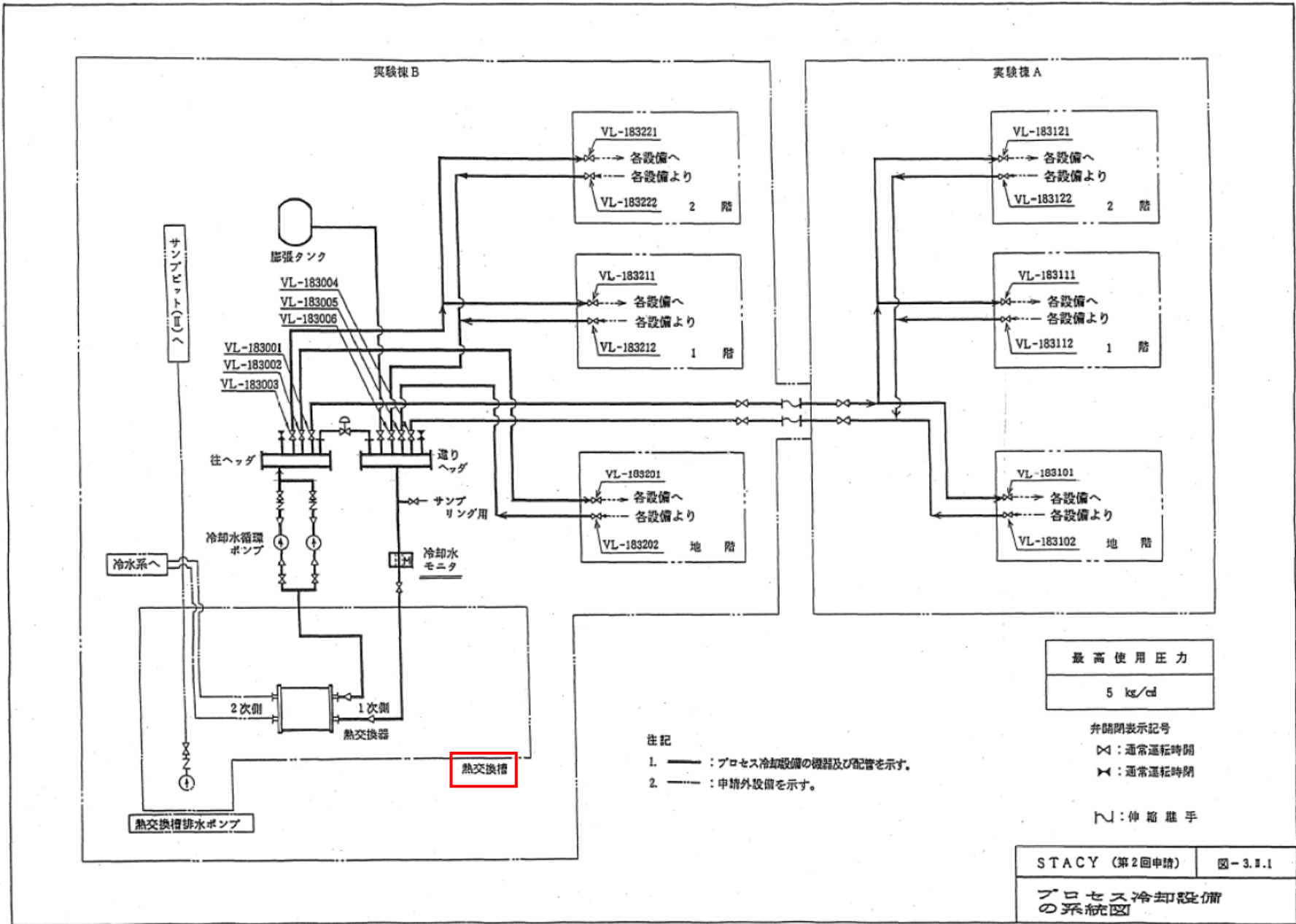


図2 設工認認可時のプロセス冷却設備系統説明図 (設工認申請書から関係箇所抜粋)



図3 現在の熱交換槽内部（角型ピット）

別表2 STACY施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
第1条	適用範囲	—								
第2条	定義	—								
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	該当なし								
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	該当なし								
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	実験棟A耐震改修	—	—	実験棟A	175	実験棟A (炉室(S)、炉下室(S)、制御室、燃取室、実験室(I)及び(II)、排気機械室(A)、電気室(I)及び(II)、溶液貯蔵室-1~9、Pu保管室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、機材保管室、補助機械室、給気機械室等)	添付書類(p.別1-1)	添付計算書I	・実験棟A耐震改修に伴う新規基準適合性確認
添一75		第2回	第1編 原子炉本体	I. その他の主要な事項	炉室フード	18	炉室フード(炉室フードクレーンを含む)	添付書類(p.添-3)	添付書類II-1-1 添付書類II-1-2	・炉室フードの改造(実験装置架台等の改造の前工事)
		第3回	第1編 原子炉本体	III. 原子炉容器	炉心タンク (給排水用ノズル、実験用ノズル、点検用マンホール、各種計装用ノズルを含む)	9	炉心タンク (給排水用ノズル、実験用ノズル、点検用マンホール、各種計装用ノズルを含む)	添付書類(p.添-7)	添付書類III-1-1 添付書類III-1-2 添付書類III-1-3-(1) 添付書類III-1-3-(2) 添付書類III-1-3-(3)	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規基準適合性確認
					格子板フレーム	11	格子板フレーム			
					実験装置架台	13	実験装置架台			
					移動支持架台	14	(移動支持架台)			
		第1編 原子炉本体	IV. 格子板	格子板	12	格子板 (アタッチメントを含む)	添付書類(p.添-16)	添付書類III-1-1 添付書類III-1-2		
		第1編 原子炉本体	VI. その他の主要な事項	起動用中性子源	16	起動用中性子源 (中性子源、中性子源駆動装置)	添付書類(p.添-27)	添付書類III-1-1 添付書類III-1-2		
			I. 核計装	検出器配置用治具	47	検出器配置用治具	添付書類(p.添-32)	添付書類III-1-1 添付書類III-1-2 添付書類III-1-3-(7)		
				最大給水制限スイッチ	48	最大給水制限スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)	添付書類(p.添-49)	添付書類III-1-1 添付書類III-1-2 添付書類III-1-3-(1) 添付書類III-1-3-(4)		

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
第6条	地震による損傷の防止	第2編 計測制御系統施設	II. その他の主要な計装 (プロセス計装)	給水停止スイッチ	49	給水停止スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)	添付書類Ⅲ-1-1 添付書類Ⅲ-1-2	・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設及び新規制基準適合性確認
				排水開始スイッチ	50	排水開始スイッチ (素子を含む)		
				サーボ型水位計	53	サーボ型水位計		
				流量計	54	高速流量計及び低速流量計		
				炉心温度計	55	炉心温度計		
				ダンプ槽温度計	56	ダンプ槽温度計		
				ダンプ槽電導度計	57	ダンプ槽電導度計		
			IV. 制御設備 (制御材)	安全板	66	安全板 (中性子吸収材 (カドミウム)、被覆材)	添付書類Ⅲ-1-1 添付書類Ⅲ-1-2 添付書類Ⅲ-1-3- (1) 添付書類Ⅲ-1-3- (5) 添付書類Ⅲ-1-3- (8) 添付書類Ⅲ-1-4 添付書類Ⅲ-1-5	
			IV. 制御設備 (制御材駆動設備)	安全板駆動装置	79	安全板駆動装置 (上限位置検出器、下限位置検出器、電磁石、ショックアブソーバー)		
				ガイドピン	81	ガイドピン		
				ダンプ槽	78	ダンプ槽 (各種ノズルを含む)		
			IV. 制御設備	未臨界板	83	未臨界板		
			IV. 制御設備 (制御材駆動設備)	高速給水系 (ポンプ)	67	高速給水ポンプ	添付書類 (p. 添-75)	
				高速給水系 (主要弁)	68, 69, 70	高速給水吐出弁 高速流量調整弁 高速給水バイパス弁		
				低速給水系 (ポンプ)	71	低速給水ポンプ		
				低速給水系 (主要弁)	72, 73, 74	低速給水吐出弁 低速流量調整弁 低速給水バイパス弁		
				排水系 (急速排水弁)	75	急速排水弁		
				排水系 (通常排水弁)	76	通常排水弁		
				配管・弁	77	主配管		
			85, 86	ダンプ槽水位計、 ダンプ槽受入弁、 払出弁				
添付書類Ⅲ-1-1 添付書類Ⅲ-1-2 添付書類Ⅲ-1-3- (9)								

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
		第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 主要な実験設備	可動装荷物駆動装置 (駆動装置、操作機器、案内管)	140	可動装荷物駆動装置 (駆動装置、操作機器、案内管)	添付書類 (p. 添-98)	添付書類Ⅲ-1-1 添付書類Ⅲ-1-2 添付書類Ⅲ-1-3-(1) 添付書類Ⅲ-1-3-(6)	・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設及び新規制基準適合性確認
第4回	第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 棒状燃料貯蔵設備	棒状燃料貯蔵設備	棒状燃料収納容器	20	棒状燃料収納容器	添付書類 (p. 添-2)	添付書類Ⅳ-1-1 添付書類Ⅳ-1-2	・ 既設核燃料物質貯蔵設備の改造 (中性子吸収材の追加設置)
			II. ウラン酸化物燃料貯蔵設備	ウラン酸化物燃料収納架台	27	ウラン酸化物燃料収納架台	添付書類 (p. 添-8)		
		III. 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	28	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	添付書類 (p. 添-14)			
			ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台						
	第2編 放射性廃棄物の廃棄施設	II. 液体廃棄物の廃棄設備	漏えい検知器、堰	108, 110, 113, 115	漏えい検知器、堰	添付書類 (p. 添-24)	添付書類Ⅳ-1-1 添付書類Ⅳ-1-2	・ 新規制基準の追加要求事項	
棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作	第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ	棒状燃料貯蔵設備	棒状燃料収納容器	21	棒状燃料収納容器	添付書類 (p. 添-3)	添付書類1-1 添付書類1-2	・ ウラン棒状燃料の貯蔵設備の新設 (先行使用)
			棒状燃料収納容器架台	22	(棒状燃料収納容器架台)				
	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	III. その他の主要な事項 (消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備)	消火設備	165	自動火災報知設備 (感知器、発信器、受信器)、屋内外消火栓設備 (工業用水受槽、電動消火ポンプ、消火ポンプ起動装置、屋内外消火栓)、連結散水設備 (消防ポンプ車送水接続口、配管設備)、消火器	添付書類 (p. 添-20)	添付書類1-1 添付書類1-2	・ 先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認	

技術基準規則		設工認申請				設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
					安全避難通路等	173	安全避難通路等 (安全避難通路、保安灯、非常用照明灯、誘導灯、仮設照明等(蓄電池内蔵可搬式仮設照明、懐中電灯))			・先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認
					通信連絡設備	174	通信連絡設備 (放送設備、固定電話、携帯電話)			
		ウラン棒状燃料の製作	—	—	ウラン棒状燃料	6	ウラン棒状燃料 (二酸化ウランペレット、被覆管)	添付書類 (p.別2-1)	別紙-2	・STACYで使用するウラン棒状燃料の製作
		実験棟A耐震改修	—	—	実験棟A	175	実験棟A (炉室(S)、炉下室(S)、制御室、燃取室、実験室(I)及び(II)、排気機械室(A)、電気室(I)及び(II)、溶液貯蔵室-1~9、Pu保管室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、機材保管室、補助機械室、給気機械室等)	添付書類 (p.別1-1)	添付計算書 I	・実験棟A耐震改修に伴う新規制基準適合性確認
第7条	津波による損傷の防止	第3回	第2編 計測制御系統施設	IV. 制御設備	未臨界板	83	未臨界板	添付書類 (p.添-76)	添付書類Ⅲ-9-3-(1) 添付書類Ⅲ-9-3-(2)	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設及び新規制基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考				
第1回	第1編 原子炉本体	その他の主要な事項	炉室フード	17	炉室フード（炉室フードクレーンを含む）	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ STACY施設で使用しない設備の解体撤去 ・ 適合性説明は、第2回申請（炉室フード、炉室(S)換気空調設備、共用換気空調設備、分析設備）で実施。 					
		第4編 原子炉格納施設	その他の主要な事項	炉室(S)換気空調設備	132	炉室(S)第2排気系（排気主ダクト）	—		—				
		第5編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 共用換気空調設備	実験棟A建家換気空調装置	147	実験棟A建家換気空調装置	—		—				
			II. 分析設備	グローブボックス	157	グローブボックス	—		—				
	第2編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	第1編 原子炉本体	I. その他の主要な事項	炉室フード	18	炉室フード（炉室フードクレーンを含む）	添付書類（p.添-4）	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉室フードの改造（実験装置架台等の改造の前工事） 				
		I. 溶液燃料貯蔵設備	容器・主配管	グローブボックス	24-1	U溶液貯槽（予備槽を含む）、U溶液校正ポット、ノックアウトポット、グローブボックス、主配管	添付書類（p.添-6）	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 核燃料物質貯蔵設備の耐震重要度分類の変更 				
										インターロック、U溶液貯槽液位計	24-2	液位計、インターロック	
			漏えい検知器、ドリフトレイ	24-3	漏えい検知器、ドリフトレイ（グローブボックス内、貯槽室内）								
		II. 粉末燃料貯蔵設備	Pu保管ピット	保管容器	貯蔵容器	26-1	Pu保管ピット、その他（収納容器）	添付書類（p.添-11）	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 核燃料物質貯蔵設備の耐震重要度分類の変更 ・ 新規制基準の追加要求事項 			
											搬送機器	26-2	受入エリアクレーン、保管エリアクレーン、その他（保管容器移動台車、貯蔵容器移送クレーン）
		第3編 放射性廃棄物の廃棄施設	I. 気体廃棄物の廃棄施設	槽ベント設備B	99	ブロウ（予備機を含む）、NOX洗浄塔、オフガス洗浄塔、デミスタ、ベント加熱器、フィルタ、主配管	添付書類（p.添-14）	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 気体廃棄物の廃棄施設の耐震重要度分類の変更 				
				槽ベント設備D	102	ブロウ（予備機を含む）、フィルタ、加熱器、主配管							

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考			
第2回		第4編 放射線管理施設		気体廃棄物処理設備	103	洗浄塔、加熱器、フロフ（予備機を含む）、フィルタ（Ⅰ）、フィルタ（Ⅱ）、デミスタ、気体廃棄物処理グローブボックス、主配管	添付書類（p.添-17）		・気体廃棄物の廃棄施設の耐震重要度分類の変更			
				排気筒	106	排気筒						
				Ⅱ. 固体廃棄物の廃棄設備	固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ）	117				固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ）		
			β・γ固体廃棄物保管室		118	β・γ固体廃棄物保管室						
					Ⅰ. 屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備				119	室内モニタ（ダストモニタ、ガスモニタ）、放射線エリアモニタ（ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ）、監視盤	添付書類（p.添-20）
			Ⅱ. 屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタリング設備	128							
		第5編 原子炉格納施設	Ⅰ. 炉室（S）	炉室（S）	131	炉室（S）	添付書類（p.添-28）		・炉室（S）の設計変更（支持機能を確認する地震動の変更、漏えい率の削除）			
										Ⅱ. 炉室（S）換気空調設備	フィルタユニット、ダクト	133
			炉室（S）第1排気系（常用排風機、補助排風機、排気フィルタユニット、排気主ダクト、弁）									
			炉室（S）第2排気系（常用排風機、補助排風機、排気フィルタユニット、排気主ダクト、弁）									
						148	実験棟A第1～第4給気系（空気調和器（冷却コイル、加熱コイル、加湿器内蔵型）、送風機、給気ダンパ）	添付書類Ⅱ-2-1 添付書類Ⅱ-2-2-(1) 添付書類Ⅱ-2-2-(2)				

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
						149	実験棟A建家第1～第3排気系（排気フィルタユニット、常用排風機）		
						150	実験棟Aグローブボックス第2排気系（排気フィルタユニット、常用排風機、補助排風機、ダンパ）		
						151	実験棟Aフード排気系（排気フィルタユニット、常用排風機、補助排風機、ダンパ）		
					共用換気空調設備	152	実験棟B第1～第4給気系（空気調和器（冷却コイル、加熱コイル、加湿器内蔵型）、送風機、給気ダンパ）		
						153	実験棟B建家第1、第3、第4排気系（排気フィルタユニット、常用排風機）		
						154	実験棟Bグローブボックス第1、第2排気系（排気フィルタユニット、常用排風機、補助排風機、ダンパ）		
						155	実験棟Bフード第1、第2排気系（排気フィルタユニット、常用排風機、補助排風機、ダンパ）		
						156	外気処理装置（プレフィルタ、塩害防止フィルタ、高性能フィルタ）	添付書類（p. 添-36）	
					分析設備	158	グローブボックス		
		第6編 その他試験研究用等原子炉の附属施設		1. その他の主要な事項（設計変更がある設備）					・ 換気空調設備の耐震重要度分類の変更
									・ 分析設備の耐震重要度分類の変更

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考			
				真空設備	162	真空ポンプ、ベントコンデンサ、気液分離槽、バッファ槽、封液槽、ドレンポット、封液冷却器、ドレン排出ポンプ、封液循環ポンプ、自動弁			・真空設備の耐震重要度分類の変更		
				圧縮空気設備	164	非常用空気圧縮機、常用空気圧縮機、アフタークーラ、フィルタ、除湿器、主空気槽、エアラインスーツ用空気槽、遮断弁			・圧縮空気設備の耐震重要度分類の変更		
				ホット分析機器試験設備	167	グローブボックス			・ホット分析機器試験設備の耐震重要度分類の変更		
				アルファ化学実験設備	169	グローブボックス			・アルファ化学実験設備の耐震重要度分類の変更		
				燃取補助設備	171	蒸発缶給液槽、蒸発缶、精留塔、回収酸槽、回収水槽、その他（濃縮液受槽、グローブボックス、主配管）			・燃取補助設備の耐震重要度分類の変更		
				実験棟B	178-1	実験棟B（固体廃棄物保管室、廃液処理室、分析室、燃取附属室、排気機械室（B）、廃液処理室、廃液貯槽室、補助機械室、サンプリングフロア室、β・γ固体廃棄物保管室、給気機械室、トラックロック等）			・新規制基準の追加要求事項		
		第1編 原子炉本体	II. 燃料体	ウラン棒状燃料	5	ウラン棒状燃料（二酸化ウランペレット、被覆管）	添付書類（p.添-4）				
				III. 原子炉容器	炉心タンク（給排水用ノズル、実験用ノズル、点検用マンホール、各種計装用ノズルを含む）	9	炉心タンク（給排水用ノズル、実験用ノズル、点検用マンホール、各種計装用ノズルを含む）				添付書類（p.添-8）
					格子板フレーム	11	格子板フレーム				
					実験装置架台	13	実験装置架台				

添付書類Ⅲ-2-1
添付書類Ⅲ-2-2-(1)
添付書類Ⅲ-2-2-(2)

・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
				移動支持架台	14	(移動支持架台)		
			IV. 格子板	格子板	12	格子板 (アタッチメントを含む)	添付書類 (p. 添-17)	
			V. 放射線遮蔽体としての炉室(S)の壁、床及び天井	炉室(S)の壁、床及び天井	15	炉室(S)の壁、床及び天井	添付書類 (p. 添-24)	
			VI. その他の主要な事項	起動用中性子源	16	起動用中性子源 (中性子源、中性子源駆動装置)	添付書類 (p. 添-28)	
			I. 核計装	(安全保護系の核計装)	44	起動系 (比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)	添付書類 (p. 添-33)	
		45				運転系対数出力系 (中性子電離箱、対数増幅回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)		
		46				安全出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、積分回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)		
			I. 核計装	(計測制御系の核計装)	39	起動系 (炉周期指示計、対数計数率指示計、対数計数率記録計)	添付書類 (p. 添-33)	
		40				運転系線型出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、トリップ回路、高圧電源、線型出力指示計、線型出力記録計、ケーブル)		
		41				運転系対数出力系 (炉周期指示計、対数出力指示計、対数出力記録計)		
								・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考		
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第3回	第2編 計測制御系統施設	II. その他の主要な計装 (プロセス計装)		42	安全出力系 (線型出力指示計、線型出力記録計、積分出力指示計、積分出力記録計)	添付書類 (p. 添-50)	添付書類Ⅲ-2-1 添付書類Ⅲ-2-2-(1) 添付書類Ⅲ-2-2-(2)	・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認
					検出器配置用治具	47	検出器配置用治具			
					盤 (核計装盤)	43	核計装盤			
				最大給水制限スイッチ	48	最大給水制限スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)				
				給水停止スイッチ	49	給水停止スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)				
				排水開始スイッチ	50	排水開始スイッチ (素子を含む)				
				サーボ型水位計	53	サーボ型水位計				
				流量計	54	高速流量計及び低速流量計				
				炉心温度計	55	炉心温度計				
				ダンプ槽温度計	56	ダンプ槽温度計				
				ダンプ槽電導度計	57	ダンプ槽電導度計				
				炉室(S)放射線量率計	51	炉室(S)放射線量率計				
				炉下室(S)放射線量率計	52	炉下室(S)放射線量率計				
				II. その他の主要な計装	監視操作盤	59	監視操作盤 (指示計、記録計、操作器、表示器、スイッチ、警報器等を含む)			
					盤 (モニタ盤)	60	盤 (モニタ盤)			
					盤 (炉室線量率計盤)	61	盤 (炉室線量率計盤)			

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
			Ⅲ. 安全保護回路 (原子炉停止回路)	原子炉停止回路	62, 94, 95, 96, 97	原子炉停止回路 (スクラム回路、スクラム遮断器、監視装置)、緊急停止(手動スクラム)ボタン、地震感知器、非常用電源系低電圧継電器、高圧電源監視回路、遮蔽原の位置検出器	添付書類 (p. 添-63)	
				安全保護系盤	63	安全保護系盤		
				スクラム遮断器盤	64	スクラム遮断器盤		
			Ⅲ. 安全保護回路 (その他の主要な安全保護回路)	主電源盤	65	主電源盤	添付書類 (p. 添-77)	
			Ⅳ. 制御設備 (制御材)	安全板	66	安全板 (中性子吸収材 (カドミウム)、被覆材)		
			Ⅳ. 制御設備 (制御材駆動設備)	安全板駆動装置	79	安全板駆動装置 (上限位置検出器、下限位置検出器、電磁石、ショックアブソーバー)		
				ガイドピン	81	ガイドピン		
				ダンプ槽	78	ダンプ槽 (各種ノズルを含む)		
			Ⅳ. 制御設備	未臨界板	83	未臨界板		
			Ⅳ. 制御設備 (制御材駆動設備)	高速給水系 (ポンプ)	67	高速給水ポンプ		
				高速給水系 (主要弁)	68, 69, 70	高速給水吐出弁 高速流量調整弁 高速給水バイパス弁		
				低速給水系 (ポンプ)	71	低速給水ポンプ		
				低速給水系 (主要弁)	72, 73, 74	低速給水吐出弁 低速流量調整弁 低速給水バイパス弁		
				排水系 (急速排水弁)	75	急速排水弁		
			排水系 (通常排水弁)	76	通常排水弁			

・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
				配管・弁	77	主配管			
		第2編 計測制御系統施設	V. その他の主要な事項 (インターロック)	インターロック	88, 86	起動インターロック (ダンブ槽受入弁、払出弁を含む)	添付書類 (p. 添-92)	添付書類Ⅲ-2-1 添付書類Ⅲ-2-2-(1) 添付書類Ⅲ-2-2-(2)	
					89, 85	運転制御用インターロック (反応度添加停止インターロック (ダンブ槽水位計を含む)、排水開始インターロック)			
				盤 (インターロック盤)	90	盤			
			V. その他の主要な事項	警報回路	91	警報回路 (警音器を含む)			
			V. その他の主要な事項 (制御室等)	制御室	92	制御室			
				安全スイッチ	93	安全スイッチ (停止確認の表示装置を含む)			
		第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 主要な実験設備	可動装荷物駆動装置 (駆動装置、操作機器、案内管)	140	可動装荷物駆動装置 (駆動装置、操作機器、案内管)	添付書類 (p. 添-99)	添付書類Ⅲ-2-1 添付書類Ⅲ-2-2-(1) 添付書類Ⅲ-2-2-(2)	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規基準適合性確認
			II. その他の主要な事項 (設計条件の変更がある設備)	実験棟A, B	177	実験棟A (炉室 (S)、炉下室 (S)、制御室、燃取室、実験室 (I) 及び (II)、排気機械室 (A)、電気室 (I) 及び (II)、溶液貯蔵室-1~9、Pu保管室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、機材保管室、補助機械室、給気機械室等)	添付書類 (p. 添-103)		
						178-2	実験棟B (固体廃棄物保管室、廃液処理室、分析室、燃取附属室、排気機械室 (B)、廃液処理室、廃液貯槽室、補助機械室、サンプリングフロア室、β・γ固体廃棄物保管室、給気機械室、トラックロック等)		

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考		
第4回	第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 棒状燃料貯蔵設備	棒状燃料収納容器	20	棒状燃料収納容器	添付書類 (p. 添-3)	添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)	・ 既設核燃料物質貯蔵設備の改造 (中性子吸収材の追加設置)		
		II. ウラン酸化燃料貯蔵設備	ウラン酸化燃料収納架台	27	ウラン酸化燃料収納架台	添付書類 (p. 添-9)				
		III. 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	28	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	添付書類 (p. 添-15)				
			ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台							
		I. 気体廃棄物の廃棄施設 (槽ベント設備B)	燃調グローブボックス、貯蔵グローブボックス	100	燃調グローブボックス、貯蔵グローブボックス	添付書類 (p. 添-20)			添付書類IV-2-1 添付書類IV-2-2-(1) 添付書類IV-2-2-(2)	・ 槽ベント設備Bの耐震重要度分類の変更
		II. 液体廃棄物の廃棄設備 (中レベル廃液系)	中レベル廃液貯槽主配管	107	中レベル廃液貯槽、主配管、ポンプ、弁	添付書類 (p. 添-25)				
	II. 液体廃棄物の廃棄設備 (低レベル廃液系)	低レベル廃液貯槽主配管	109	低レベル廃液貯槽、配管、ポンプ、弁						
	II. 液体廃棄物の廃棄設備 (極低レベル廃液系)	極低レベル廃液貯槽主配管	112	極低レベル廃液貯槽、極低レベル廃液一時貯槽、排水槽(I)、(II)、サンプルット、配管、ポンプ、弁						
	II. 液体廃棄物の廃棄設備 (有機廃液系)	有機廃液貯槽B主配管	114	有機廃液貯槽B、主配管、ポンプ、弁						
	II. 液体廃棄物の廃棄設備	漏えい検知器、堰	108, 110, 113, 115	漏えい検知器、堰						
	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	II. その他の主要な事項 (追加評価がある設備)	プロセス冷却設備	160	密閉式熱交換器、冷却水循環ポンプ、放射能モニタ、配管、弁		添付書類 (p. 添-34)	・ 新規制基準の追加要求事項		

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
			Ⅲ. その他の主要な事項（避雷設備）	避雷設備	179	避雷針（実験棟、排気筒）	添付書類（p.添-37）	添付書類Ⅳ-2-1	・新規制基準の追加要求事項
	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作	第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	Ⅰ. 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ	棒状燃料収納容器	21	棒状燃料収納容器	添付書類（p.添-4）		
棒状燃料収納容器架台				22	（棒状燃料収納容器架台）				
第2編 放射線管理施設		Ⅰ. 屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備	120	放射線エリアモニタ（ガンマ線エリアモニタ）、監視盤	添付書類（p.添-8）			
第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設		Ⅰ. 非常用電源設備	非常用発電機	137	非常用発電機（主燃料槽、燃料小出槽、空気槽、不足電圧継電器、保護継電器、ケーブル等を含む）	添付書類（p.添-12）			
			無停電電源装置	138	無停電電源装置（整流器、蓄電池、静止型インバータ装置、保護継電器、ケーブル等を含む）				
	Ⅱ. その他の主要な事項（設計条件の変更がある設備）	実験棟 A	176	実験棟 A（炉室（S）、炉下室（S）、制御室、燃取室、実験室（Ⅰ）及び（Ⅱ）、排気機械室（A）、電気室（Ⅰ）及び（Ⅱ）、溶液貯蔵室-1~9、Pu保管室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、機材保管室、補助機械室、給気機械室等）	添付書類（p.添-16）	添付書類2-1 添付書類2-2-(1) 添付書類2-2-(2)			
				消火設備	165	自動火災報知設備（感知器、発信器、受信器）、屋内外消火栓設備（工業用水受槽、電動消火ポンプ、消火ポンプ起動装置、屋内外消火栓）、連結散水設備（消防ポンプ車送水接続口、配管設備）、消火器			

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
				Ⅲ. その他の主要な事項（消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備）	安全避難通路等	173	安全避難通路等（安全避難通路、保安灯、非常用照明灯、誘導灯、仮設照明等（蓄電池内蔵可搬式仮設照明、懐中電灯））	添付書類（p. 添-21）		・先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認
				通信連絡設備	174	通信連絡設備（放送設備、固定電話、携帯電話）				
		ウラン棒状燃料の製作	—	—	ウラン棒状燃料	6	ウラン棒状燃料（二酸化ウランペレット、被覆管）	添付書類（p. 別3-1）	別紙-3	・STACYで使用するウラン棒状燃料の製作
		実験棟A耐震改修	—	—	実験棟A	175	実験棟A（炉室（S）、炉下室（S）、制御室、燃取室、実験室（I）及び（II）、排気機械室（A）、電気室（I）及び（II）、溶液貯蔵室-1~9、Pu保管室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、機材保管室、補助機械室、給気機械室等）	添付書類（p. 別2-1）	添付計算書II 添付計算書III	・実験棟A耐震改修に伴う新規基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
第2回	第6編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. その他の主要な事項（設計変更がある設備）	実験棟B	178-1	実験棟B （固体廃棄物保管室、廃液処理室、分析室、燃取附属室、排気機械室（B）、廃液処理室、廃液貯槽室、補助機械室、サンプリングフロア室、 β ・ γ 固体廃棄物保管室、給気機械室、トラックロック等）	添付書類（p.添-37）	添付書類Ⅱ-3-1	・新規制基準の追加要求事項	
				181-2	防護柵				
第2編 計測制御系統施設	第2編 計測制御系統施設	I. 核計装	（安全保護系の核計装）	44	起動系 （比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル）	添付書類（p.添-34）			
				45	運転系対数出力系 （中性子電離箱、対数増幅回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル）				
				46	安全出力系 （中性子電離箱、線型増幅回路、積分回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル）				
		II. その他の主要な計装（プロセス計装）	最大給水制限スイッチ	48	最大給水制限スイッチ（素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む）	添付書類（p.添-51）			
		III. 安全保護回路（原子炉停止回路）	原子炉停止回路	62, 94, 95, 96, 97	原子炉停止回路（スクラム回路、スクラム遮断器、監視装置）、緊急停止（手動スクラム）ボタン、地震感知器、非常用電源系低電圧継電器、高圧電源監視回路、遮蔽厚の位置検出器	添付書類（p.添-64）		・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認	

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	第3回		安全保護系盤	63	安全保護系盤	添付書類 (p. 添-93)	添付書類Ⅲ-3-1	
				スクラム遮断器盤	64	スクラム遮断器盤			
			V. その他の主要な事項 (インターロック)	インターロック	88, 86	起動インターロック (ダンブ槽受入弁、払出弁を含む)			
					89, 85	運転制御用インターロック (反応度添加停止インターロック (ダンブ槽水位計を含む)、排水開始インターロック)			
					93	安全スイッチ (停止確認の表示装置を含む)			
		V. その他の主要な事項 (制御室等)	安全スイッチ	93	安全スイッチ (停止確認の表示装置を含む)	添付書類 (p. 添-64)			
		第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	II. その他の主要な事項 (設計条件の変更がある設備)	実験棟A, B	177	実験棟A (炉室 (S)、炉下室 (S)、制御室、燃取室、実験室 (I) 及び (II)、排気機械室 (A)、電気室 (I) 及び (II)、溶液貯蔵室-1~9、Pu保管室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、機材保管室、補助機械室、給気機械室等)	添付書類 (p. 添-104)		
						178-2		実験棟B (固体廃棄物保管室、廃液処理室、分析室、燃取附属室、排気機械室 (B)、廃液処理室、廃液貯槽室、補助機械室、サンプリングフロア室、β・γ固体廃棄物保管室、給気機械室、トラックロック等)	
						181-3	防護柵		

・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請				設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
		棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	Ⅱ. その他の主要な事項（設計条件の変更がある設備）	実験棟A	176	実験棟A (炉室(S)、炉下室(S)、制御室、燃取室、実験室(I)及び(Ⅱ)、排気機械室(A)、電気室(I)及び(Ⅱ)、溶液貯蔵室-1~9、Pu保管室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、機材保管室、補助機械室、給気機械室等)	添付書類(p.添-17)	添付書類3-1	・先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認	
						181-1	防護柵				
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第3回	第1編 原子炉本体	I. 炉心	基本炉心(1)	4, 8, 141	基本炉心(1) (軽水、可溶性中性子吸収材を含む)	添付書類(p.添-2)	添付書類Ⅲ-9-2 添付書類Ⅲ-9-3-(1) 添付書類Ⅲ-9-3-(2)	添付書類Ⅲ-9-2 添付書類Ⅲ-9-2 添付書類Ⅲ-9-2	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規基準適合性確認
				Ⅵ. その他の主要な事項	起動用中性子源	16	起動用中性子源 (中性子源、中性子源駆動装置)	添付書類(p.添-29)			
			第2編 計測制御系統施設	Ⅳ. 制御設備(制御材)	安全板	66	安全板(中性子吸収材(カドミウム)、被覆材)	添付書類(p.添-78)			
				Ⅳ. 制御設備(制御材駆動設備)	安全板駆動装置	79	安全板駆動装置 (上限位置検出器、下限位置検出器、電磁石、ショックアブソーバー)				
					ガイドピン	81	ガイドピン				
					ダンプ槽	78	ダンプ槽(各種ノズルを含む)				
				高速給水系(ポンプ)	67	高速給水ポンプ					
				高速給水系(主要弁)	68, 69, 70	高速給水吐出弁 高速流量調整弁 高速給水バイパス弁					
				低速給水系(ポンプ)	71	低速給水ポンプ					

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
				IV. 制御設備（制御材駆動設備）	低速給水系（主要弁）	72, 73, 74	低速給水吐出弁 低速流量調整弁 低速給水バイパス弁		・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設及び新規制基準適合性確認	
					排水系（急速排水弁）	75	急速排水弁			
					排水系（通常排水弁）	76	通常排水弁			
					配管・弁	77	主配管			
	第2回	第1編 原子炉本体	I. その他の主要な事項	炉室フード	18	炉室フード（炉室フードクレーンを含む）	添付書類（p. 添-2）	添付書類Ⅱ-6-1	・炉室フードの改造（実験装置架台等の改造の前工事）	
		第3編 放射性廃棄物の廃棄施設	II. 固体廃棄物の廃棄設備	固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ） β・γ固体廃棄物保管室	117 118	固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ） β・γ固体廃棄物保管室	添付書類（p. 添-16）		・新規制基準の追加要求事項	
	第1編 原子炉本体	III. 原子炉容器			炉心タンク（給排水用ノズル、実験用ノズル、点検用マンホール、各種計装用ノズルを含む）	9	炉心タンク（給排水用ノズル、実験用ノズル、点検用マンホール、各種計装用ノズルを含む）	添付書類（p. 添-9）	添付書類Ⅲ-6-1	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認
					格子板フレーム	11	格子板フレーム			
					実験装置架台	13	実験装置架台			
					移動支持架台	14	（移動支持架台）			
	第1編 原子炉本体	IV. 格子板	格子板	12	格子板（アタッチメントを含む）	添付書類（p. 添-18）				
	第1編 原子炉本体	VI. その他の主要な事項	起動用中性子源	16	起動用中性子源（中性子源、中性子源駆動装置）	添付書類（p. 添-30）				
	第2編 計測制御系統施設	I. 核計装	検出器配置用治具	47	検出器配置用治具	添付書類（p. 添-35）				
					最大給水制限スイッチ	48	最大給水制限スイッチ（素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む）			
					給水停止スイッチ	49	給水停止スイッチ（素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む）			

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
第3回	第2編 計測制御系統施設	II. その他の主要な計装（プロセス計装）	排水開始スイッチ	50	排水開始スイッチ（素子を含む）	添付書類（p. 添-52）		
			サーボ型水位計	53	サーボ型水位計			
			流量計	54	高速流量計及び低速流量計			
			炉心温度計	55	炉心温度計			
			ダンプ槽温度計	56	ダンプ槽温度計			
			ダンプ槽電導度計	57	ダンプ槽電導度計			
			監視操作盤	59	監視操作盤（指示計、記録計、操作器、表示器、スイッチ、警報器等を含む）			
			盤（モニタ盤）	60	盤（モニタ盤）			
		III. 安全保護回路（原子炉停止回路）	原子炉停止回路	62, 93, 94, 95, 96, 97	原子炉停止回路（スクラム回路、スクラム遮断器、監視装置）、安全スイッチ、緊急停止（手動スクラム）ボタン、地震感知器、非常用電源系低電圧継電器、高圧電源監視回路、遮蔽扉の位置検出器	添付書類（p. 添-65）		
			安全保護系盤	63	安全保護系盤			
			スクラム遮断器盤	64	スクラム遮断器盤			
		III. 安全保護回路（その他の主要な安全保護回路）	主電源盤	65	主電源盤			
		IV. 制御設備（制御材）	安全板	66	安全板（中性子吸収材（カドミウム）、被覆材）	添付書類Ⅲ-6-1		
		IV. 制御設備（制御材駆動設備）	安全板駆動装置	79	安全板駆動装置（上限位置検出器、下限位置検出器、電磁石、ショックアブソーバー）			
			ガイドピン	81	ガイドピン			
ダンプ槽	78		ダンプ槽（各種ノズルを含む）					

・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
第11条	機能の確認等			IV. 制御設備	未臨界板	83	未臨界板	添付書類 (p. 添-79)	
				IV. 制御設備 (制御材駆動設備)	高速給水系 (ポンプ)	67	高速給水ポンプ		
					高速給水系 (主要弁)	68, 69, 70	高速給水吐出弁 高速流量調整弁 高速給水バイパス弁		
					低速給水系 (ポンプ)	71	低速給水ポンプ		
					低速給水系 (主要弁)	72, 73, 74	低速給水吐出弁 低速流量調整弁 低速給水バイパス弁		
					排水系 (急速排水弁)	75	急速排水弁		
					排水系 (通常排水弁)	76	通常排水弁		
					配管・弁	77	主配管		
				V. その他の主要な事項 (インターロック)	インターロック	88, 86	起動インターロック (ダンプ槽受入弁、払出弁を含む)		
						89, 85	運転制御用インターロック (反応度添加停止インターロック (ダンプ槽水位計を含む)、排水開始インターロック)		
盤 (インターロック盤)	90	盤							
V. その他の主要な事項	警報回路	91	警報回路 (警音器を含む)						
第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 主要な実験設備	可動装荷物駆動装置 (駆動装置、操作機器、案内管)	140	可動装荷物駆動装置 (駆動装置、操作機器、案内管)	添付書類 (p. 添-100)				
第4回	第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 棒状燃料貯蔵設備	棒状燃料収納容器	20	棒状燃料収納容器	添付書類 (p. 添-4)	添付書類IV-6-1	・ 既設核燃料物質貯蔵設備の改造 (中性子吸収材の追加設置)	
		II. ウラン酸化物燃料貯蔵設備	ウラン酸化物燃料収納架台	27	ウラン酸化物燃料収納架台	添付書類 (p. 添-10)			

・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
			Ⅲ. 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	28	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	添付書類 (p. 添-16)	・既設核燃料物質貯蔵設備の改造 (中性子吸収材の追加設置)	
			ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台						
		第2編 放射性廃棄物の廃棄施設		Ⅰ. 気体廃棄物の廃棄施設 (槽ベント設備B)	燃調グローブボックス、貯蔵グローブボックス	100	燃調グローブボックス、貯蔵グローブボックス	添付書類 (p. 添-21)	・槽ベント設備Bの耐震重要度分類の変更
					Ⅱ. 液体廃棄物の廃棄設備 (中レベル廃液系)	中レベル廃液貯槽主配管	107	中レベル廃液貯槽、主配管、ポンプ、弁	
				Ⅱ. 液体廃棄物の廃棄設備 (低レベル廃液系)	低レベル廃液貯槽主配管	109	低レベル廃液貯槽、配管、ポンプ、弁		
				Ⅱ. 液体廃棄物の廃棄設備 (極低レベル廃液系)	極低レベル廃液貯槽主配管	112	極低レベル廃液貯槽、極低レベル廃液一時貯槽、排水槽 (Ⅰ)、(Ⅱ)、サンピット、配管、ポンプ、弁		
				Ⅱ. 液体廃棄物の廃棄設備 (有機廃液系)	有機廃液貯槽B主配管	114	有機廃液貯槽B、主配管、ポンプ、弁		
				Ⅱ. 液体廃棄物の廃棄設備	漏えい検知器、堰	108, 110, 113, 115	漏えい検知器、堰		
		第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設		Ⅱ. その他の主要な事項 (追加評価がある設備)	プロセス冷却設備	160	密閉式熱交換器、冷却水循環ポンプ、放射能モニタ、配管、弁	添付書類 (p. 添-35)	・新規制基準の追加要求事項
				Ⅲ. その他の主要な事項 (避雷設備)	避雷設備	179	避雷針 (実験棟、排気筒)	添付書類 (p. 添-38)	

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作	第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	Ⅰ. 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ	棒状燃料収納容器	21	棒状燃料収納容器	添付書類 (p. 添-2)	添付書類6-1	・ウラン棒状燃料の貯蔵設備の新設（先行使用）及び先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認
				棒状燃料収納容器架台	22	(棒状燃料収納容器架台)			
		第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	Ⅲ. その他の主要な事項（消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備）	消火設備	165	自動火災報知設備（感知器、発信器、受信器）、屋内外消火栓設備（工業用水受槽、電動消火ポンプ、消火ポンプ起動装置、屋内外消火栓）、連結散水設備（消防ポンプ車送水接続口、配管設備）、消火器	添付書類 (p. 添-19)		
				安全避難通路等	173	安全避難通路等（安全避難通路、保安灯、非常用照明灯、誘導灯、仮設照明等（蓄電池内蔵可搬式仮設照明、懐中電灯））			
		Ⅲ. その他の主要な事項（消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備）	通信連絡設備	174	通信連絡設備（放送設備、固定電話、携帯電話）				
ウラン棒状燃料の製作	—	—	ウラン棒状燃料	6	ウラン棒状燃料（二酸化ウランペレット、被覆管）	添付書類 (p. 別1-1)	別紙-1	・STACYで使用するウラン棒状燃料の製作	

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考		
第12条	材料及び構造	第1回	第2編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	溶液燃料貯蔵設備	配管	23	配管	添付書類 (4. 材料・構造等 (第7条) の適合性説明書)	添付書類 I-4-1 添付書類 I-4-2 添付書類 I-4-2-(1)	・ STACY施設で使用しない設備の解体撤去	
			第3編 放射性廃棄物の廃棄施設	I. 槽ベント設備B		98					
				II. 槽ベント設備D		101					
				III. 極低レベル廃液系		111					
		第3回	第1編 原子炉本体	III. 原子炉容器	炉心タンク (給排水用ノズル、実験用ノズル、点検用マンホール、各種計装用ノズルを含む)	9	炉心タンク (給排水用ノズル、実験用ノズル、点検用マンホール、各種計装用ノズルを含む)	添付書類 (p. 添-10)	添付書類 III-4-1 添付書類 III-4-2-(1) 添付書類 III-4-2-(2)	添付書類 III-4-1 添付書類 III-4-2-(1) 添付書類 III-4-2-(4) 添付書類 III-4-1 添付書類 III-4-2-(1) 添付書類 III-4-2-(3)	・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規基準適合性確認
					格子板フレーム	11	格子板フレーム				
					実験装置架台	13	実験装置架台				
			IV. 格子板	格子板	12	格子板 (アタッチメントを含む)	添付書類 (p. 添-19)				
								IV. 制御設備 (制御材駆動設備)	ダンプ槽		
			第2編 計測制御系統施設	IV. 制御設備 (制御材駆動設備)	高速給水系 (ポンプ)	67	高速給水ポンプ	添付書類 (p. 添-80)			
					高速給水系 (主要弁)	68, 69, 70	高速給水吐出弁 高速流量調整弁 高速給水バイパス弁				
					低速給水系 (ポンプ)	71	低速給水ポンプ				
					低速給水系 (主要弁)	72, 73, 74	低速給水吐出弁 低速流量調整弁 低速給水バイパス弁				
					排水系 (急速排水弁)	75	急速排水弁				
					排水系 (通常排水弁)	76	通常排水弁				
配管・弁	77	主配管									
TRACY施設との系統隔離措置	第1編 放射性廃棄物の廃棄施設	I. 気体廃棄物処理設備	105	配管	添付書類 (p. 添-2)						
	第2編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 真空設備	163								
		II. 燃取補助設備	172								
第13条	安全弁等	既認可設備からの変更なし									
第14条	逆止め弁	既認可設備からの変更なし									
第15条	放射性物質による汚染の防止	既認可設備からの変更なし									

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
第16条	遮蔽等	第3回	第1編 原子炉本体	V. 放射線遮蔽体としての炉室(S)の壁、床及び天井	炉室(S)の壁、床及び天井	15	炉室(S)の壁、床及び天井	添付書類 (p. 添-25)	添付書類Ⅲ-5-1 添付書類Ⅲ-5-2-(1) 添付書類Ⅲ-5-2-(2)	・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の設計変更及び新規制基準適合性確認
			第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	II. その他の主要な事項 (設計条件の変更がある設備)	実験棟A,B	177	実験棟A (炉室(S)、炉下室(S)、制御室、燃取室、実験室(I)及び(II)、排気機械室(A)、電気室(I)及び(II)、溶液貯蔵室-1~9、Pu保管室-1~3、U保管室、気体廃棄物処理室、機材保管室、補助機械室、給気機械室等)	添付書類 (p. 添-105)		
						178-2	実験棟B (固体廃棄物保管室、廃液処理室、分析室、燃取附属室、排気機械室(B)、廃液処理室、廃液貯蔵室、補助機械室、サンプリングフロア室、β・γ固体廃棄物保管室、給気機械室、トラックロック等)			
第17条	換気設備	既認可設備からの変更なし								
第18条	適用	-								
		第2回	第2編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 溶液燃料貯蔵設備	容器・主配管	24-1	U溶液貯槽(予備槽を含む)、U溶液校正ポット、ノックアウトポット、グローブボックス、主配管	添付書類 (p. 添-7)	添付書類Ⅱ-7-1	・ 核燃料物質貯蔵設備の耐震重要度分類の変更
グローブボックス										
漏えい検知器、ドリフトレイ	24-3				漏えい検知器、ドリフトレイ(グローブボックス内、貯槽室内)	・ 新規制基準の追加要求事項				
										・ 設工認第2回申請において、溶液燃料を内包する容器等の破損によって放射性物質を含む液体があふれ出した場合においても、当該液体の管理区域外への漏えいを防止できることを説明している。

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考			
第19条	溢（いつ）水による損傷の防止	第3回	第2編 計測制御系統施設	I. 核計装 (安全保護系の核計装)	最大給水制限スイッチ	44	起動系 (比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)	添付書類 (p. 添-36)			
						45	運転系対数出力系 (中性子電離箱、対数増幅回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)				
						46	安全出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、積分回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)				
				II. その他の主要な計装 (プロセス計装)	最大給水制限スイッチ	48	最大給水制限スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)	添付書類 (p. 添-53)			
				III. 安全保護回路 (原子炉停止回路)	原子炉停止回路	62, 94, 95, 96, 97	原子炉停止回路 (スクラム回路、スクラム遮断器、監視装置)、緊急停止 (手動スクラム) ボタン、地震感知器、非常用電源系低電圧継電器、高圧電源監視回路、遮蔽厚の位置検出器	添付書類 (p. 添-66)		添付書類Ⅲ-7-1	
						安全保護系盤	63				安全保護系盤
						スクラム遮断器盤	64				スクラム遮断器盤
						III. 安全保護回路 (その他の主要な安全保護回路)	主電源盤				65
				IV. 制御設備 (制御材)	安全板	66	安全板 (中性子吸収材 (カドミウム)、被覆材)				

・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規基準適合性確認

・設工認第3回申請において、①原子炉停止系の機能喪失防止及び②溢水による臨界防止について説明している。

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
				IV. 制御設備（制御材駆動設備）	安全板駆動装置	79	安全板駆動装置（上限位置検出器、下限位置検出器、電磁石、ショックアブソーバー）	添付書類（p. 添-82）		
					ガイドピン	81	ガイドピン			
				IV. 制御設備（制御材駆動設備）	排水系（急速排水弁）	75	急速排水弁			
				V. その他の主要な事項（制御室等）	安全スイッチ	93	安全スイッチ（停止確認の表示装置を含む）	添付書類（p. 添-66）		
		第4回	第2編 放射性廃棄物の廃棄施設	II. 液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系）	中レベル廃液貯槽主配管	107	中レベル廃液貯槽、主配管、ポンプ、弁	添付書類（p. 添-27）	添付書類IV-7-1 添付書類IV-7-2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中レベル廃液系及び有機廃液系の耐震重要度分類の変更 ・ 新規基準の追加要求事項
			II. 液体廃棄物の廃棄設備（低レベル廃液系）	低レベル廃液貯槽主配管	109	低レベル廃液貯槽、配管、ポンプ、弁				
			II. 液体廃棄物の廃棄設備（極低レベル廃液系）	極低レベル廃液貯槽主配管	112	極低レベル廃液貯槽、極低レベル廃液一時貯槽、排水槽（Ⅰ）、（Ⅱ）、サンプリング、配管、ポンプ、弁				
			II. 液体廃棄物の廃棄設備（有機廃液系）	有機廃液貯槽B主配管	114	有機廃液貯槽B、主配管、ポンプ、弁				
			II. 液体廃棄物の廃棄設備	堰	108, 110, 113, 115	堰				
第20条	安全避難通路等	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	III. その他の主要な事項（消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備）	安全避難通路等	173	安全避難通路等（安全避難通路、保安灯、非常用照明灯、誘導灯、仮設照明等（蓄電池内蔵可搬式仮設照明、懐中電灯））	添付書類（p. 添-24）	添付書類8-1	<ul style="list-style-type: none"> ・ ウラン棒状燃料の貯蔵設備の新設（先行使用）

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考					
第3回	第1編 原子炉本体	Ⅲ. 原子炉容器	格子板フレーム	11	格子板フレーム	添付書類 (p. 添-12)	添付書類Ⅲ-6-1	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設及び新規制基準適合性確認					
		Ⅳ. 格子板	格子板	12	格子板 (アタッチメントを含む)	添付書類 (p. 添-20)							
		Ⅰ. 核計装	(安全保護系の核計装)	44		44			起動系 (比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)	添付書類 (p. 添-38)			
											45	45	運転系対数出力系 (中性子電離箱、対数増幅回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)
				検出器配置用治具	47	47			検出器配置用治具				
		Ⅱ. その他の主要な計装 (プロセス計装)		最大給水制限スイッチ	48	48			最大給水制限スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)	添付書類 (p. 添-55)			
				給水停止スイッチ	49	49			給水停止スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)				
				排水開始スイッチ	50	50			排水開始スイッチ (素子を含む)				

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
第21条	安全設備	第2編 計測制御系統 施設	Ⅲ. 安全保護回路 (原子炉停止回路)	原子炉停止回路	62, 94, 95, 96, 97	原子炉停止回路 (スクラム回路、 スクラム遮断器、 監視装置)、緊急 停止(手動スクラ ム)ボタン、地震 感知器、非常用電 源系低電圧継電 器、高圧電源監視 回路、遮蔽扉の位 置検出器	添付書類 (p. 添-68)	
				安全保護系盤	63	安全保護系盤		
				スクラム遮断器盤	64	スクラム遮断器盤		
			Ⅲ. 安全保護回路 (その他の主要な安 全保護回路)	主電源盤	65	主電源盤		
			Ⅳ. 制御設備(制御 材)	安全板	66	安全板(中性子吸 収材(カドミウ ム)、被覆材)	添付書類 (p. 添-84)	
			Ⅳ. 制御設備(制御 材駆動設備)	安全板駆動装置	79	安全板駆動装置 (上限位置検出 器、下限位置検出 器、電磁石、 ショックアブソー バー)		
				ガイドピン	81	ガイドピン		
			Ⅳ. 制御設備(制御 材駆動設備)	低速給水系(主要 弁)	72, 73, 74	低速給水吐出弁 低速流量調整弁 低速給水バイパス 弁		
				排水系(急速排水 弁)	75	急速排水弁		
			Ⅴ. その他の主要な 事項(制御室等)	安全スイッチ	93	安全スイッチ (停止確認の表示 装置を含む)	添付書類 (p. 添-68)	

・炉心の型式変更に伴う炉心
関連設備の新設、改造及び新
規制基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
		第4回	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 非常用電源設備	無停電電源装置を設置する電気室の換気設備	139	無停電電源装置を設置する電気室の換気設備	添付書類 (p. 添-31)	添付書類IV-6-1	・ 原子炉設置変更許可申請書との整合性
		棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	Ⅲ. その他の主要な事項 (消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備)	消火設備	165	自動火災報知設備 (感知器、発信器、受信器)、屋内外消火栓設備 (工業用水受槽、電動消火ポンプ、消火ポンプ起動装置、屋内外消火栓)、連結散水設備 (消防ポンプ車送水接続口、配管設備)、消火器	添付書類 (p. 添-22)	添付書類6-1	・ 先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認
第22条	炉心等	第3回	第1編 原子炉本体	Ⅱ. 燃料体	ウラン棒状燃料	5	ウラン棒状燃料 (二酸化ウランペレット、被覆管)	添付書類 (p. 添-5)	添付書類Ⅲ-9-1	・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認 ・ 炉心タンクの対象範囲は、定盤に限る。
				Ⅲ. 原子炉容器	炉心タンク	9	炉心タンク	添付書類 (p. 添-14)		
					格子板フレーム	11	格子板フレーム			
				Ⅳ. 格子板	格子板	12	格子板 (アタッチメントを含む)	添付書類 (p. 添-22)		
		ウラン棒状燃料の製作	—	—	ウラン棒状燃料	6	ウラン棒状燃料 (二酸化ウランペレット、被覆管)	添付書類 (p. 別4-1)		
第23条	熱遮蔽材	該当なし								
第24条	一次冷却材	該当なし								
第25条	核燃料物質取扱設備	既認可設備からの変更なし								

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考		
第26条	核燃料物質貯蔵設備	第2回	第2編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 溶液燃料貯蔵設備	容器・主配管	24-1	U溶液貯槽（予備槽を含む）、U溶液校正ポット、ノックアウトポット、グローブボックス、主配管	添付書類（p. 添-8）	添付書類II-10-1	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質貯蔵設備の耐震重要度分類の変更 設工認第2回申請において、既設の溶液燃料貯蔵設備及び粉末燃料貯蔵設備の貯蔵能力等について説明している。 	
				II. 粉末燃料貯蔵設備	Pu保管ビット	26-1	Pu保管ビット、その他（収納容器）	添付書類（p. 添-12）			
					保管容器						
						貯蔵容器					
						第4回	第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 棒状燃料貯蔵設備	棒状燃料収納容器	20	棒状燃料収納容器
		II. ウラン酸化物燃料貯蔵設備	ウラン酸化物燃料収納架台	27	ウラン酸化物燃料収納架台			添付書類（p. 添-11）			
		III. 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	28	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台			添付書類（p. 添-17）			
			ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台								
			棒状燃料貯蔵設備IIの製作	第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 棒状燃料貯蔵設備II	棒状燃料収納容器	21	棒状燃料収納容器	添付書類（p. 添-5）	添付書類5-1-(1) 添付書類5-1-(2) 添付書類10-1 添付書類10-2-(1)	<ul style="list-style-type: none"> ウラン棒状燃料の貯蔵設備の新設（先行使用） 先行使用設工認において、新規に製作する棒状燃料貯蔵設備IIの臨界防止、貯蔵能力等について説明している。
		第27条	一次冷却材処理装置	該当なし							
第28条	冷却設備等	該当なし									
第29条	液位の保持等	該当なし									

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考		
第30条	計測設備	第2回	第4編 放射線管理施設	I. 屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備	119	室内モニタ(ダストモニタ、ガスモニタ)、放射線エリアモニタ(ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ)、監視盤	添付書類(p.添-21)	添付書類II-11-1	・放射線管理施設の改造(継続使用しないモニタの削除)	
				II. 屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタリング設備	128	排気筒ガスモニタ、排気筒ダストモニタ、監視盤	添付書類(p.添-25)			
		第3回	第2編 計測制御系統施設	I. 核計装	(安全保護系の核計装)		44	起動系 (比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)	添付書類(p.添-40)	添付書類III-11-1 添付書類III-11-3	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の改造及び新規制基準適合性確認
							45	運転系対数出力系 (中性子電離箱、対数増幅回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)			
							46	安全出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、積分回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)			
					39	起動系 (炉周期指示計、対数計数率指示計、対数計数率記録計)					
		(計測制御系の核計装)		40	運転系線型出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、トリップ回路、高圧電源、線型出力指示計、線型出力記録計、ケーブル)						

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考		
			第2編 計測制御系統施設	II. その他の主要な計装 (プロセス計装)	最大給水制限スイッチ	41	運転系対数出力系 (炉周期指示計、対数出力指示計、対数出力記録計)	添付書類 (p. 添-57)	添付書類Ⅲ-11-1	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認	
						42	安全出力系 (線型出力指示計、線型出力記録計、積分出力指示計、積分出力記録計)				
						48	最大給水制限スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)				
						49	給水停止スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)				
						50	排水開始スイッチ (素子を含む)				
		53	サーボ型水位計	サーボ型水位計							
		59	監視操作盤 (指示計、記録計、操作器、表示器、スイッチ、警報器等を含む)	監視操作盤							
		60	盤 (モニタ盤)	盤 (モニタ盤)							
		棒状燃料貯蔵設備 II の製作	第2編 放射線管理施設	I. 屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備	120	放射線エリアモニタ (ガンマ線エリアモニタ)、監視盤	添付書類 (p. 添-9)	添付書類11-1		・先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認
		第31条	放射線管理施設	第2回	第4編 放射線管理施設	I. 屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備	119	室内モニタ (ダストモニタ、ガスモニタ)、放射線エリアモニタ (ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ)、監視盤		添付書類 (p. 添-22)
II. 屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタリング設備					128	排気筒ガスモニタ、排気筒ダストモニタ、監視盤	添付書類 (p. 添-26)			

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考		
		棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作	第2編 放射線管理施設	Ⅰ. 屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備	120	放射線エリアモニタ（ガンマ線エリアモニタ）、監視盤	添付書類（p.添-10）	添付書類14-1	・先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認	
第32条	安全保護回路	第3回	第2編 計測制御系統施設	Ⅰ. 核計装	（安全保護系の核計装）	44	起動系（比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル）	添付書類（p.添-41）	添付書類Ⅲ-11-2	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認	
						45	運転系対数出力系（中性子電離箱、対数増幅回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル）				
						46	安全出力系（中性子電離箱、線型増幅回路、積分回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル）				
				48	Ⅱ. その他の主要な計装（プロセス計装）	最大給水制限スイッチ	48	最大給水制限スイッチ（素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む）			添付書類（p.添-58）
				Ⅲ. 安全保護回路（原子炉停止回路）	原子炉停止回路	62, 94, 95, 96, 97	原子炉停止回路（スクラム回路、スクラム遮断器、監視装置）、緊急停止（手動スクラム）ボタン、地震感知器、非常用電源系低電圧継電器、高圧電源監視回路、遮蔽厚の位置検出器	添付書類（p.添-70）			
安全保護系盤	63	安全保護系盤									
スクラム遮断器盤	64	スクラム遮断器盤									
Ⅲ. 安全保護回路（その他の主要な安全保護回路）	主電源盤	65	主電源盤								

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
				V. その他の主要な事項（制御室等）	安全スイッチ	93	安全スイッチ（停止確認の表示装置を含む）	添付書類（p. 添-70）	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	第3回	第2編 計測制御系統施設	IV. 制御設備（制御材）	安全板	66	安全板（中性子吸収材（カドミウム）、被覆材）	添付書類Ⅲ-9-2	・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設及び新規制基準適合性確認
				IV. 制御設備（制御材駆動設備）	安全板駆動装置	79	安全板駆動装置（上限位置検出器、下限位置検出器、電磁石、ショックアブソーバー）		
					ガイドピン	81	ガイドピン		
				IV. 制御設備（制御材駆動設備）	ダンプ槽	78	ダンプ槽（各種ノズルを含む）	添付書類（p. 添-87）	
					高速給水系（ポンプ）	67	高速給水ポンプ		
					高速給水系（主要弁）	68, 69, 70	高速給水吐出弁 高速流量調整弁 高速給水バイパス弁		
					低速給水系（ポンプ）	71	低速給水ポンプ		
					低速給水系（主要弁）	72, 73, 74	低速給水吐出弁 低速流量調整弁 低速給水バイパス弁		
					排水系（急速排水弁）	75	急速排水弁		
					排水系（通常排水弁）	76	通常排水弁		
				配管・弁	77	主配管			
						44	起動系（比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル）		
				（安全保護系の核計装）		45	運転系対数出力系（中性子電離箱、対数増幅回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル）		

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
		I. 核計装	(計測制御系の核計装)	46	安全出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、積分回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)	添付書類 (p. 添-43)		
				39	起動系 (炉周期指示計、対数計数率指示計、対数計数率記録計)			
				40	運転系線型出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、トリップ回路、高圧電源、線型出力指示計、線型出力記録計、ケーブル)			
				41	運転系対数出力系 (炉周期指示計、対数出力指示計、対数出力記録計)			
				42	安全出力系 (線型出力指示計、線型出力記録計、積分出力指示計、積分出力記録計)			
		II. その他の主要な計装 (プロセス計装)	最大給水制限スイッチ	48	最大給水制限スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)	添付書類 (p. 添-60)		
			給水停止スイッチ	49	給水停止スイッチ (素子、エンコーダ、電動機、制御回路、ケーブルを含む)			
			排水開始スイッチ	50	排水開始スイッチ (素子を含む)			
			サーボ型水位計	53	サーボ型水位計			
			流量計	54	高速流量計及び低速流量計			
			炉心温度計	55	炉心温度計			
			ダンプ槽温度計	56	ダンプ槽温度計			
			ダンプ槽電導度計	57	ダンプ槽電導度計			
						・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設及び新規制基準適合性確認		

技術基準規則		設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
第34条	原子炉制御室等	第3回	第2編 計測制御系統施設	II. その他の主要な計装	監視操作盤	59	監視操作盤（指示計、記録計、操作器、表示器、スイッチ、警報器等を含む）	添付書類Ⅲ-12-1	
					盤（モニタ盤）	60	盤（モニタ盤）		
				III. 安全保護回路（原子炉停止回路）	原子炉停止回路	62, 94, 95, 96, 97	原子炉停止回路（スクラム回路、スクラム遮断器、監視装置）、緊急停止（手動スクラム）ボタン、地震感知器、非常用電源系低電圧継電器、高圧電源監視回路、遮蔽扉の位置検出器	添付書類（p. 添-72）	
					安全保護系盤	63	安全保護系盤		
					スクラム遮断器盤	64	スクラム遮断器盤		
				III. 安全保護回路（その他の主要な安全保護回路）	主電源盤	65	主電源盤		
				IV. 制御設備（制御材）	安全板	66	安全板（中性子吸収材（カドミウム）、被覆材）		
				IV. 制御設備（制御材駆動設備）	安全板駆動装置	79	安全板駆動装置（上限位置検出器、下限位置検出器、電磁石、ショックアブソーバー）	添付書類（p. 添-90）	
					高速給水系（ポンプ）	67	高速給水ポンプ		
					高速給水系（主要弁）	68, 69, 70	高速給水吐出弁 高速流量調整弁 高速給水バイパス弁		
					低速給水系（ポンプ）	71	低速給水ポンプ		
					低速給水系（主要弁）	72, 73, 74	低速給水吐出弁 低速流量調整弁 低速給水バイパス弁		

・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認

技術基準規則		設工認申請				設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
				V. その他の主要な事項 (インターロック)	排水系 (急速排水弁)	75	急速排水弁	添付書類 (p. 添-95)		・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設、改造及び新規制基準適合性確認	
					排水系 (通常排水弁)	76	通常排水弁				
					インターロック	88, 86	起動インターロック (ダンプ槽受入弁、払出弁を含む)				
						89, 85	運転制御用インターロック (反応度添加停止インターロック (ダンプ槽水位計を含む)、排水開始インターロック)				
					盤 (インターロック盤)	90	盤				
					V. その他の主要な事項	警報回路	91				警報回路 (警音器を含む)
					V. その他の主要な事項 (制御室等)	制御室	92				制御室
安全スイッチ	93	安全スイッチ (停止確認の表示装置を含む)	添付書類 (p. 添-72)								
第35条	廃棄物処理設備	既認可設備からの変更なし									
第36条	保管廃棄設備	第2回	第3編 放射性廃棄物の廃棄施設	II. 固体廃棄物の廃棄設備	固体廃棄物保管室 (I)、(II)	117	固体廃棄物保管室 (I)、(II)	添付書類 (p. 添-18)	添付書類 II-13-1	・新規制基準の追加要求事項 ・設工認第2回申請において、既設の固体廃棄物保管室の保管能力、汚染拡大防止等について説明している。	
					$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物保管室	118	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物保管室				
		第4回	第2編 放射性廃棄物の廃棄施設	II. 液体廃棄物の廃棄設備	有機廃液貯槽B 主配管	114	有機廃液貯槽B、主配管、ポンプ、弁	添付書類 (p. 添-28)	添付書類 IV-13-1	・有機廃液系の耐震重要度分類の変更 ・設工認第4回申請において、既設の有機廃液系の保管能力、汚染拡大防止等について説明している。	

技術基準規則		設工認申請				設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考
第37条	原子炉格納施設	第2回	第5編 原子炉格納施設	I. 炉室(S)	炉室(S)	131	炉室(S)	添付書類 (p. 添-29)	添付書類 II-15-1	・ 炉室(S)の設計変更(支持機能を確保する地震動の変更、漏えい率の削減) ・ 換気空調設備の耐震重要度分類の変更
				II. 炉室(S)換気空調設備	フィルタユニット、ダクト	133	炉室(S)給気系(空気調和器、送風機、給気主ダクト、弁)			
						134	炉室(S)第1排気系(常用排風機、補助排風機、排気フィルタユニット、排気主ダクト、弁)			
						135	炉室(S)第2排気系(常用排風機、補助排風機、排気フィルタユニット、排気主ダクト、弁)			
第38条	実験設備等	第3回	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 主要な実験設備	可動装荷物駆動装置(駆動装置、操作機器、案内管)	140	可動装荷物駆動装置(駆動装置、操作機器、案内管)	添付書類 (p. 添-101)	添付書類 III-17-1 添付書類 III-17-2	・ 炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の新設及び新規制基準適合性確認
		棒状燃料貯蔵設備 II の製作	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	III. その他の主要な事項(消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備)	通信連絡設備	174	通信連絡設備(放送設備、固定電話、携帯電話)	添付書類 (p. 添-26)	添付書類 17-1	・ 先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	該当なし								
第40条	保安電源設備	棒状燃料貯蔵設備 II の製作	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	I. 非常用電源設備	非常用発電機	137	非常用発電機(主燃料槽、燃料小出槽、空気槽、不足電圧継電器、保護継電器、ケーブル等を含む)	添付書類 (p. 添-13)	添付書類 16-1	・ 先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認
					無停電電源装置	138	無停電電源装置(整流器、蓄電池、静止型インバータ装置、保護継電器、ケーブル等を含む)			

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考			
第41条	警報装置	第2回	第2編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	I. 溶液燃料貯蔵設備	漏えい検知器、ドリフトレイ	24-3	漏えい検知器、ドリフトレイ(グローブボックス内、貯槽室内)	添付書類(p.添-9)	添付書類II-11-1	<ul style="list-style-type: none"> ・新規制基準の追加要求事項 ・設工認第2回申請において、溶液燃料の漏えい検知について説明している。 		
						44	(安全保護系の核計装)				起動系 (比例計数管、前置増幅器、主増幅回路、対数計数率回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)	
											45	運転系対数出力系 (中性子電離箱、対数増幅回路、炉周期回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)
											46	安全出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、積分回路、絶縁回路、トリップ回路、高圧電源、ケーブル)
		第3回	第2編 計測制御系統施設	I. 核計装	(計測制御系の核計装)	39	起動系 (炉周期指示計、対数計数率指示計、対数計数率記録計)	添付書類(p.添-44)	添付書類III-11-1	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心の型式変更に伴う炉心関連設備の設計変更及び新規制基準適合性確認 		
						40	運転系線型出力系 (中性子電離箱、線型増幅回路、トリップ回路、高圧電源、線型出力指示計、線型出力記録計、ケーブル)					
						41	運転系対数出力系 (炉周期指示計、対数出力指示計、対数出力記録計)					
						42	安全出力系 (線型出力指示計、線型出力記録計、積分出力指示計、積分出力記録計)					

技術基準規則		設工認申請			設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考	
				II. その他の主要な計装（プロセス計装）	サーボ型水位計	53	サーボ型水位計	添付書類（p. 添-61）		
					流量計	54	高速流量計及び低速流量計			
					炉心温度計	55	炉心温度計			
					ダンプ槽温度計	56	ダンプ槽温度計			
				V. その他の主要な事項	警報回路	91	警報回路（警音器を含む）	添付書類（p. 添-96）		
	第4回	第2編 放射性廃棄物の廃棄施設	II. 液体廃棄物の廃棄設備	漏えい検知器	108, 110, 113, 115	漏えい検知器	添付書類（p. 添-29）	添付書類IV-11-1	・新規制基準の追加要求事項 ・設工認第4回申請において、液体廃棄物の漏えい検知について説明している。	
第42条	通信連絡設備等	棒状燃料貯蔵設備IIの製作	第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設	III. その他の主要な事項（消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備）	通信連絡設備	174	通信連絡設備（放送設備、固定電話、携帯電話）	添付書類（p. 添-25）	添付書類12-1	・先行使用のために必要な設備の新規制基準適合性確認

空白頁

1. 地震による損傷の防止（第5条、第6条）の適合性説明書

添付書類 IV-1-1 耐震性についての説明書

添付書類 IV-1-2 申請設備に係る耐震設計の基本方針

空白頁

添付書類

IV-1-1 耐震性についての説明書

目 次

1. 概要	添IV-1-1-1
2. 耐震設計の基本方針.....	添IV-1-1-1
3. 耐震重要度分類	添IV-1-1-2
4. 地震力の算定法	添IV-1-1-6
5. 荷重の組合せと許容限界.....	添IV-1-1-6
5.1 耐震設計上考慮する状態.....	添IV-1-1-6
5.2 荷重の種類	添IV-1-1-7
5.3 荷重の組合せ	添IV-1-1-7
5.4 許容限界	添IV-1-1-8
6. 動的機器の機能維持.....	添IV-1-1-8
7. 機器の耐震支持方針.....	添IV-1-1-9
7.1 基本原則	添IV-1-1-9
7.2 支持構造物及びアンカー部の設計.....	添IV-1-1-11
7.3 その他特に考慮すべき事項.....	添IV-1-1-11
8. 配管の耐震支持方針.....	添IV-1-1-13
8.1 配管設計の手順.....	添IV-1-1-13
8.2 配管設計の方針.....	添IV-1-1-15

1. 概要

本説明書は、STACY施設を「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第5条（地盤）及び第6条（地震による損傷の防止）の要求事項に適合させるための設計方針及び適合性確認の基本方針を説明するものである。

なお、STACY施設には、耐震重要施設がないため第6条第2項及び第3項は適用外である。

2. 耐震設計の基本方針

耐震設計の基本方針は、設置(変更)許可申請書に従い、次のように定める。

本申請で新たに施設するSTACY施設の耐震設計は、「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」（平成25年原子力規制委員会規則第21号）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」（平成28年11月30日 原規技発第1611307号 原子力規制委員会決定）の基本的考え方を参考にして、以下の方針を満足するよう設計することを基本とする。また、必要に応じ、地震によるタンク又は容器内の液体の揺動の影響について適切に考慮するものとする。

なお、STACYの更新に当たり、継続使用する設備機器に関しては、元安(原規)第338号で認可された設計及び工事の方法の認可申請書の添付計算書「添付計算書Ⅱ－ニー1 耐震性についての説明書」に示す方針を満足するよう設計されており、その内容は以下の方針と適合することを確認している。

- (1) STACY施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。
- (2) 建物・構築物は、耐震重要度に応じて定める地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。
- (3) 静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるよう設計する。
- (4) Bクラスの各施設は、共振するおそれのないように設計する。

3. 耐震重要度分類

耐震設計上の重要度分類は、設置(変更)許可申請書に従い、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、次のように分類する。

(1) 分類の原則

Sクラス： 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばく（安全機能の喪失による周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えること）を与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。

Bクラス： 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラスと比べて小さい施設。

Cクラス： Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。

(2) クラス別施設

STACY施設は施設全体に関する重要度分類（許可基準規則の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。）を想定した時の一般公衆に対する放射線影響が小さい原子炉施設であり、Bクラス対象設備・機器等の検討が必要な原子炉施設に該当する。STACY施設におけるBクラス及びCクラスの設備を以下に示す。

① Bクラス

- i) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための設備、及び原子炉の停止状態を維持するための設備
- ii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある設備

② Cクラス

上記Bクラスに属さない設備

(3) 原子炉設備の区分

イ. 原子炉の各施設に課せられる機能は、その機能に直接関連する機能の他、支援的な役割を持つ機能及び支持機能が保たれて初めて維持し得るものである。これらのことを考慮し、原子炉施設を主要設備、支援設備、当該設備を支持する建物・構築物に区分する。

ロ. 上述の区分ごとの設備とは次のものをいう。

- a. 「主要設備」とは、当該機能に直接的に関連する系統・設備である。
- b. 「支援設備」とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の支援的役割を持つものであって、例えば、原子炉停止系への作動信号の発生機能としての安全保護

回路等をいう。

- c. 「当該設備を支持する建物・構築物」とは、主要設備及び支援設備を直接支持する支持構造物並びにこれらの設備の荷重を直接的に受けるアンカーから伝達される荷重を受ける鉄筋コンクリートの構造物をいう。

上記に基づくSTACY施設におけるクラス別施設を表3-1に示す。同表には当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。

表 3-1 (1/2) STACY施設の耐震重要度分類

耐震 クラス	クラス別設備	設備等名称				当該設備を支持 する建物・構築物	支持機能を 確認する 地震動	備考
		主要設備※ ¹	クラス	支援設備※ ²	クラス			
B	STACYの緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための設備、及びSTACYの停止状態を維持するための設備	計測制御系統施設 (安全板、安全板駆動装置、ガイドピン、急速排水弁、低速給水吐出弁、低速流量調整弁、低速給水バイパス弁)	B	安全保護回路 実験装置架台 移動支持架台	B	炉室 炉下室	S _B ※ ³	
		計測制御系統施設 (最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ、安全保護系の核計装設備) 炉心タンク 格子板フレーム、格子板 実験設備(実験用装荷物*)	B	実験装置架台 移動支持架台 検出器配置用治具	B	炉室	S _B ※ ³	* 炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある設備	核燃料物質貯蔵設備 (Pu保管ピット本体)	B	—	—	実験棟 A	S _B ※ ³	

※1 当該機能に直接的に関連する系統・設備。

※2 当該機能に間接的に関連し、主要設備の支援的役割を持つもの。

※3 地上部分では「建築基準法施行令」より求まる層せん断力係数に係数 1.5 を、地下部分では水平震度に係数 1.5 を乗じて得られる静的地震力。

表 3-1 (2/2) STACY施設の耐震重要度分類

耐震 クラス	クラス別設備	設備等名称			当該設備を支持 する建物・構築物	支持機能を 確認する 地震動	備考	
		主要設備※ ¹	クラス	支援設備※ ²				クラス
C	Bクラスに属さない 設備	棒状燃料 起動用中性子源 炉室フード 核燃料物質貯蔵設備 (Bクラス以外) 計測制御系統施設 (Bクラス以外) 気体廃棄物廃棄施設 液体廃棄物廃棄設備 固体廃棄物廃棄設備 作業環境モニタリング設備 排気筒モニタリング設備 換気空調設備 実験設備 (Bクラス以外) 補助施設	C	—	—	実験棟A、B 室	S _C ※ ³	

※1 当該機能に直接的に関連する系統・設備。

※2 当該機能に間接的に関連し、主要設備の支援的役割を持つもの。

※3 地上部分では「建築基準法施行令」より求まる層せん断力係数から、地下部分では水平震度からそれぞれ得られる静的地震力。

4. 地震力の算定法

耐震設計に用いる地震力の算定法は、設置(変更)許可申請書に従い、以下に示す方法により算定する。

(1) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

(2) 機器・配管系

各クラスの地震力は、次に述べる水平震度より求めるものとする。

Bクラス $1.8C_i$

Cクラス $1.2C_i$

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

5. 荷重の組合せと許容限界

耐震設計における構造強度による機能維持は、地震力による荷重と地震力以外の荷重の組合せを適切に考慮して構造評価を行い、その結果がそれぞれ定める許容限界以下とすることを基本方針とする。評価に当たって考慮すべき荷重の組合せと許容限界についての基本的考え方は、以下に示すとおりとする。

5.1 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

(1) 建物・構築物

イ. 運転時の状態

STACY施設が運転状態にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態。ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

ロ. 設計用自然条件

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風荷重等）。

(2) 機器・配管系

イ. 通常運転時の状態

STACY施設の起動、停止、運転等が計画的又は頻繁に行われた場合であって、運転条件が所定の制限値内にある運転状態。

ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態

STACY施設の運転状態において、STACY施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作によって外乱が与えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生する異常な状態として、安全設計上想定すべき状態。

5.2 荷重の種類

(1) 建物・構築物

- イ. STACY施設のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常的气象条件による荷重
- ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重
- ハ. 地震力、風荷重、積雪荷重
地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力等による荷重が含まれるものとする。

(2) 機器・配管系

- イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重
- ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重
- ハ. 地震力

5.3 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

(1) 建物・構築物

- イ. 地震力と常時作用している荷重及び運転時（通常運転時、運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組み合わせる。

(2) 機器・配管系

- イ. 地震力と通常運転時の状態で作用する荷重とを組み合わせる。
- ロ. 地震力と運転時の異常な過渡変化時の状態によって作用する荷重とを組み合わせる。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

- イ. 明らかに他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わない場合がある。
- ロ. 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかになずれがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力にピーク値を重ねなくてもよいものとする。
- ハ. 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物などの当該部分の支持機能を検討する場合においては、支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

5.4 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は、以下のとおりとする。

(1) B及びCクラスの建物・構築物

建築基準法等の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。

また、建物・構築物の保有水平耐力が、必要保有水平耐力に対して重要度に応じた妥当な安全余裕を有していることとする。

(2) B及びCクラスの機器・配管系

JEAG4601等の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。ただし、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、全体としておおむね弾性範囲に留まり得る場合は局部的に弾性限界を超えることを許容する。

(3) 基礎地盤の支持性能

接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び基準による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。

6. 動的機器の機能維持

地震時の安全板挿入機能の維持については、地震時に生じる安全板の挿入抗力を考慮しても、安全板の挿入時間を規定時間内とする設計とする。

地震時及び地震後に動作機能維持が要求される弁については、地震時の応答加速度が、既往の研究等における加振試験によって動作機能の維持を確認した加速度（以下「動的機能確認済加速度」という。）以下とする設計とする。

7. 機器の耐震支持方針

7.1 基本原則

(1) 設計原則

機器の耐震支持方針は、次によるものとする。

- イ. 重要な機器は、岩盤により支持された十分耐震性を有する構築物及び建物内に設置する。
- ロ. 支持構造物を含め十分剛構造とすることで建物との共振を防止する。
- ハ. 重心位置を低く抑える。
- ニ. 配管反力をできる限り機器にもたせない構造とする。
- ホ. 偏心荷重を避ける。
- ヘ. 熱膨張変位の大きいものは、その変位を不要に拘束することのない構造とする。
- ト. 動的機能が要求されるものについては、地震時に機能を喪失しない構造とする。

(2) 設計手順

機器類の配置及び構造計画に際しては、建物・構築物、配管、ダクト等機器類以外の設備との関連、設置場所の環境条件、据付手順などを十分考慮して総合的な調整を行い、機器類の特性、運転保守性を十分に加味した耐震設計を行う。

機器支持構造物の設計手順を図 7-1 に示す。

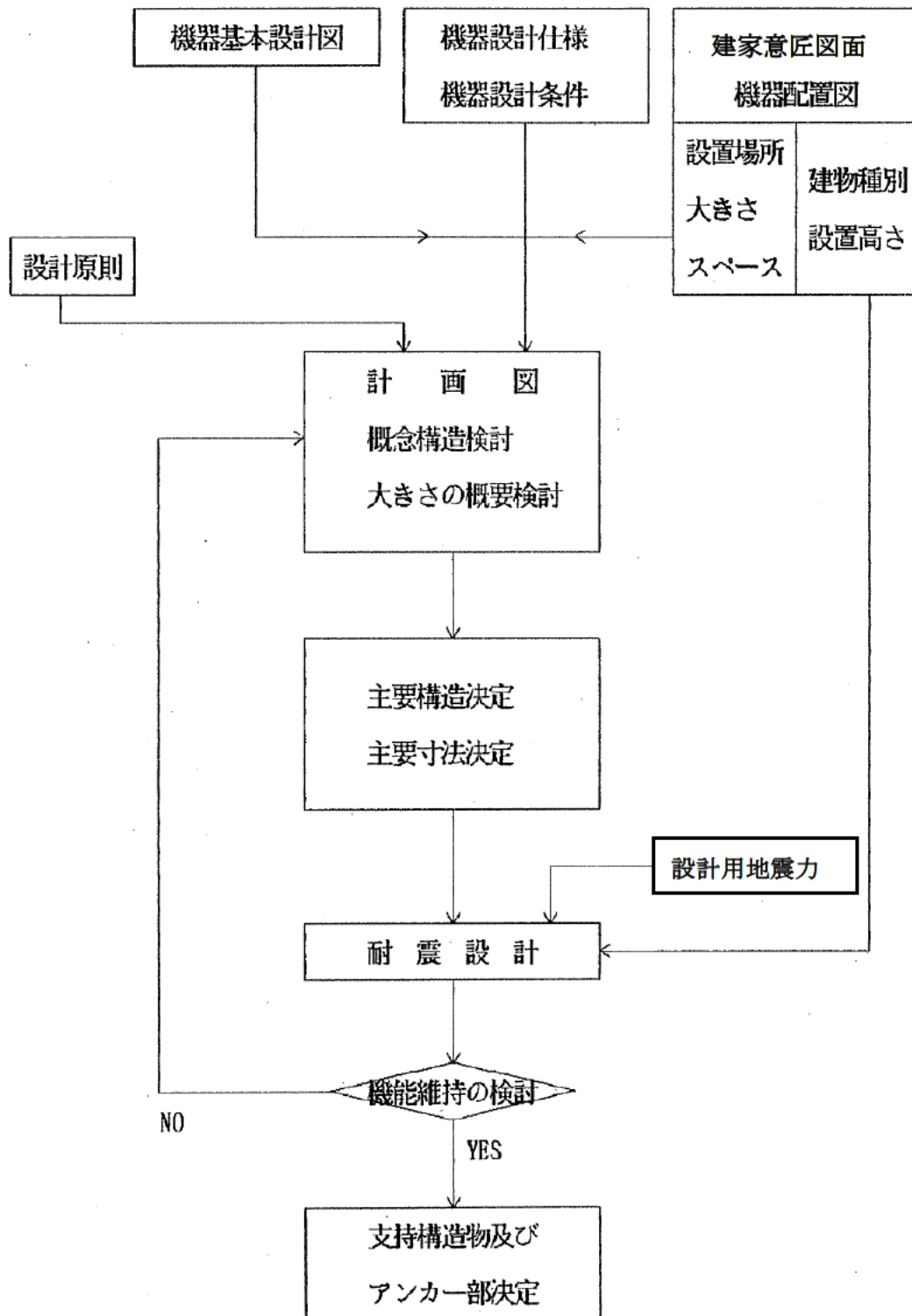


図 7-1 機器支持構造物の設計手順

7.2 支持構造物及びアンカー部の設計

(1) 支持構造物の設計

イ. 支持構造物の設計方針

a. 構造計画

支持構造物の設計は、機器を剛に支持することを原則とし、また、機器の機能に影響のない範囲で、できる限り重心を低くし、偏心荷重を抑えるような構造とする。また、熱膨張変位の大きいものについては、その変位を不要に拘束することなく、しかも自重、地震時荷重等に対し、有効な支持機能を有するよう設計する。

b. 荷重条件

支持構造物設計に当たっては、機器の自重、運転荷重等の通常荷重のほかに、地震時荷重を考慮する。

c. 材料の選定

支持構造物の材料選定に当たっては、十分な使用実績があり、材料特性が把握された信頼性の高いものを使用する。また、温度条件等使用される環境条件を考慮して選定し、使用条件下に置いて十分な強度とダクティリティを持つよう配慮する。

(2) アンカー部の設計

イ. アンカー部の設計

機器のアンカー部は、その機器の支持方法（固定条件）や配置により決定されるものであり、機器から加わる自重、熱、地震、機器の振動等の設計荷重に対して、十分な強度を有し、変位、温度の制限条件を満足するように設計する。材料選定に当たっては、十分な使用実績があり、材料特性が把握された信頼性の高いものを使用する。

ロ. アンカー部の構造

アンカーは、基礎となるコンクリート中に十分深く埋め込み、その支持機能を満たす構造とする。

ハ. アンカーの種類

アンカーは、それぞれの使用用途に合わせて選定する。その代表例としてはスリーブ付き基礎ボルト、基礎ボルト、埋込金物、後打アンカー等がある。

7.3 その他特に考慮すべき事項

(1) 機器と配管の相対変位に対する考慮

機器と配管との相対変位に対しては、可能な限り配管側のフレキシビリティで変位を吸収することとし、機器側管台部又は支持構造物に過大な反力を生じさせないよう設計する。

(2) 建物・構築物との共振に対する考慮

支持構造物及びアンカー部の設計に当たっては、建物・構築物の共振領域を原則として避けるよう設計する。

また、共振領域近くで設計する場合は、地震応答に対して十分な強度余裕を持つようにする。

(3) 壁又は天井に設置されるアンカー部に対する考慮

機器を壁又は天井から支持する場合は、機器からの荷重を十分考慮した堅固な鉄筋コンクリート構造とした壁又は天井の中にアンカー部を設定し、支持構造物を溶接又はボルトにより固定する。

(4) 架台のボルト接合部に対する考慮

イ．接合に使用するボルトは、高力ボルトとする。高力ボルトは、その許容せん断力が接合する部位に生じる部材力以上となるよう、径・本数を設定する。

ロ．継手プレート及びガセットプレートの厚さは、接合する母材の厚さ以上とする。

なお、設計用地震力に対し低位クラスの機器・配管の破損が高位クラスの機器に波及的損傷を及ぼさないよう、その支持構造物を設計する。

8. 配管の耐震支持方針

8.1 配管設計の手順

配管経路は、建物形状、機器配置計画とともに系統の運転条件、機器等への接近性、保守点検の容易さ等を考慮した上、配管の熱による変位の吸収、耐震クラスに応じた耐震性の確保等に関し最適設計となるよう配置決定する。また、この際、配管内にドレンがたまったり、エアポケットが生じたりしないようにするとともに、水撃現象の生じる可能性のあるものについては、十分に配慮するものとする。建物間等の相対変位を考慮する必要がある場所に配置されるものについては、十分に耐えられるようにし、またポンプ、容器等のノズルに対する配管反力が過大とならないよう併せて考慮する。

以上を考慮の上、決定された配管経路について支持方法を定める。支持方法の設計については、「8.2(1)配管の支持設計」によるものとし、応力解析を行う場合、その代表的手順を示すと次のようになる。

まず、仮のレストレイン点を定めて、熱応力計算を行い、応力値が許容値以下となるようにする。次の地震応力解析により必要に応じてレストレイントあるいはスナップ位置あるいは個数等を変更し、配管が十分耐え得るようにする。このようにして決定されたレストレイントの配置をもとにして、ハンガサポートの位置を決定する。

ハンガサポートは、配管が受ける静的な荷重及び水圧試験状態を考慮して決定する。また、必要な場合には、上記の要求から定まるもの以外に回転機などの振動による過度の配管振動あるいは、内部液体の乱れによる配管振動を生じないように考慮する。配管支持構造物の設計手順を図8-1に示す。

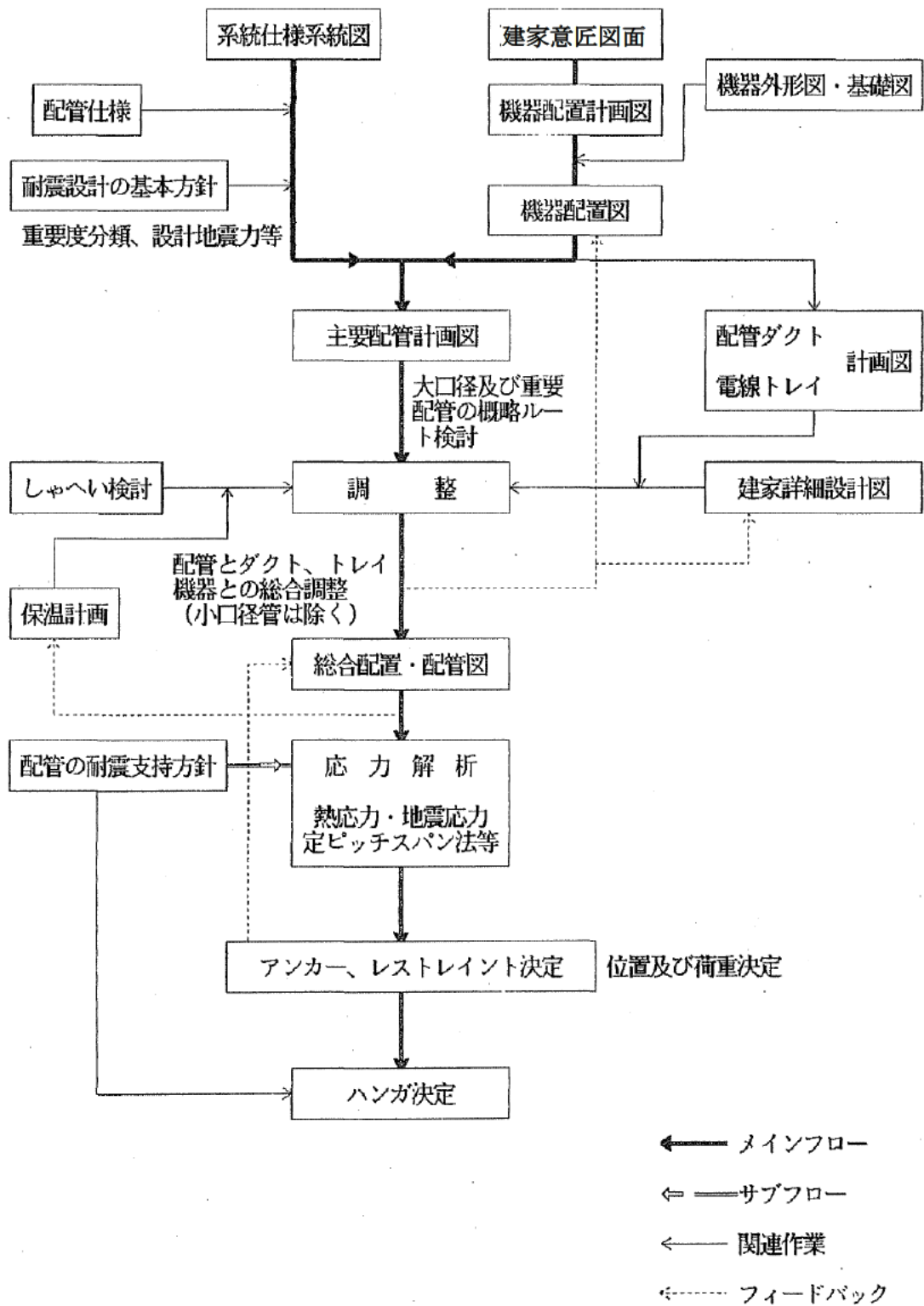


図 8-1 配管支持構造物の設計手順

8.2 配管設計の方針

(1) 配管の支持設計

配管の支持設計は、配管の口径、温度条件、ルート、サポート条件などを考慮して各々適した設計手法をとるものとするが、その口径、温度条件から原則として、標準支持間隔を設定する定ピッチスパン法にて設計を行う。

イ. 定ピッチスパン法

a. 振動数を基準とした定ピッチ支持方法

配管を剛にして地震による過度の振動がないようにするために、配管の各支持区間について 20Hz、又は応答の増幅が小さい振動数を基準として定められた基準区間長以下となるよう支持する。

b. 許容応力を基準とした定ピッチ支持方法

設計用地震時荷重に対して応力の限界値を設定し、この限界値を満足するように支持間隔を定める。

限界値は一次応力に対し材料の降伏点とする。

(2) 配管支持設計において考慮すべき事項

イ. 分岐部分

大口径管からの分岐部分については、なるべく分岐部分の近辺を支持するようにする。ただし、大口径管の熱、地震による変位が大きい場合は、分岐部、分岐管に許容応力値以上の応力を発生させないようフレキシビリティを持たせた支持をする。

ロ. 配管と機器の接続部分

機器ノズル部等に過大な荷重を生じさせないよう配管経路及び支持方法を決定する。

ハ. 異なる建物・構築物を結ぶ配管

異なる建物・構築物を結ぶ配管については、原則として建物端にアンカーを設け、建物・構築物間の相対変位を吸収できるよう配管にフレキシブルジョイントを設けるなどにより、応力が過大とならないように考慮する。

ニ. 制御設備のうち排水系主配管

排水系配管（耐震Cクラス）は、耐震Bクラス設備に適用される設計用地震力を考慮しても健全性が維持され、閉塞することがないように設計する。

空白頁

添付書類

IV-1-2 申請設備に係る耐震設計の基本方針

目 次

1. 概要	添IV-1-2-1
2. 設備の重要度によるクラス別分類.....	添IV-1-2-1
3. 設計用地震力	添IV-1-2-2
3.1 機器	添IV-1-2-2
4. 地震荷重と他の荷重の組合せ及び許容応力.....	添IV-1-2-4
4.1 荷重の組合せ及び許容応力状態.....	添IV-1-2-4
4.2 許容応力	添IV-1-2-4
5. 耐震Cクラス設備の耐震計算条件及び評価結果.....	添IV-1-2-6
5.1 棒状燃料貯蔵設備.....	添IV-1-2-7
5.2 ウラン酸化物燃料貯蔵設備.....	添IV-1-2-9
5.3 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備.....	添IV-1-2-11
5.4 液体廃棄物の廃棄設備の堰.....	添IV-1-2-16

1. 概要

今回の申請で耐震性に影響する改造を行う機器の耐震設計は、添付書類IV-1-1「耐震性についての説明書」に従って、以下の基本方針に基づき行う。

2. 設備の重要度によるクラス別分類

表2-1 設備の重要度によるクラス別分類

設備名 \ クラス	B	C
1. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (1) 核燃料物質貯蔵設備 イ. 棒状燃料貯蔵設備 ロ. ウラン酸化物燃料貯蔵設備 ハ. 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	—	棒状燃料収納容器 ウラン酸化物燃料収納架台 コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台 ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台
2. 放射性廃棄物の廃棄施設 (1) 液体廃棄物の廃棄設備	—	漏えい検知器、堰

3. 設計用地震力

3.1 機器

設計用地震力は、表3.1-1のとおりとする。

表3.1-1 機器の設計用地震力

耐震クラス	地震力	入力地震動		備 考
		水平方向	鉛直方向	
C	S_c	静的震度 ($1.2C_i$)	—	水平地震力は静的地震力とする。

表3.1-2 実験棟Aの炉室(S)、U保管室
並びに実験棟Bの廃液貯槽室(IV)における設計用地震力

階	A_i (注1)		S_c
	NS方向	EW方向	$1.2C_i$
実験棟A 1F：炉室(S)、U保管室 ($1FL < L \leq 2FL$)	1.278	1.301	0.25
実験棟B 地下1F：廃液貯槽室(IV) (地下 $1FL \leq L \leq 1FL$)	1.000	1.000	0.20

記号の説明

S_c ： 耐震クラスCの設備に適用される設計用地震力

C_i ： 建物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求める地震層せん断力係数

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

ここで、

R_t ： 振動特性係数 (0.8)

A_i ： 地震層せん断力係数の高さ方向分布係数 (表3.1-2)

C_0 ： 標準せん断力係数 (0.2)

注記

注1： R_t 及び A_i の値は、元安(原規)第113号で認可を受けた設計及び工事の方法の認可申請書の添付計算書「I-ニ-5 実験棟Aの強度計算書」及び「I-ニ-6 実験棟Bの強度計算書」による。

なお、上記 A_i について、既設及び新設の機器・配管系は、STACY施設建設時に「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」及び「原子力発電所耐震設計技術指針：JEAG4601-1987」を参考としたモーダル法(固有値解析によるモード形から求める方法)から算出した値を用いる。一方、建物・構築物の耐震評価に用いる A_i は、建築基準法の改正を踏まえ、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審

査指針」及び「Zの数値、 R_t 及び A_i を算出する方法並びに地盤が著しく軟弱な区域として特定行政庁が指定する基準」（昭和55年11月27日、建設省告示第1793号）に従い算出した値を用いる。

4. 地震荷重と他の荷重の組合せ及び許容応力

4.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

地震荷重と他の荷重の組合せ及び対応する許容応力状態は、表4.1-1のとおりとする。

表4.1-1 地震荷重と他の荷重の組合せ及び対応する許容応力状態

耐震 クラス	機器等の区分 荷重の組合せ	ボルト材
	C	$D+P_d+M_d+S_c$

記号の説明

D： 死荷重

P_d： 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_d： 当該設備に設計上定められた機械的荷重

C_AS： 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態

4.2 許容応力

(1) ボルト材の許容応力

ボルト材の許容応力は、表4.2-1のとおりとする。

表4.2-1 ボルト材の許容応力

応力分類 許容応力状態	一次応力	
	引張	せん断
C _A S	1.5f _t	1.5f _s

記号の説明

f_t： 許容引張応力 (MPa)

その他の支持構造物等（ボルト材以外）に対しては発電用原子力設備規格設計・建設規格（JSME S NC1-2012）SSB-3121.1により、ボルト材に対してはSSB-3131により規定される値。

f_s： 許容せん断応力 (MPa)

同上

ただし、その他の支持構造物等の上記f_t及びf_sについて、発電用原子力設備規格設計・建設規格（JSME S NC1-2012）SSB-3121.1(1)aのF値は、次に

定める値とする。

S_y 及び $0.7S_u$ のいずれか小さい方の値。ただし、使用温度が 40°C を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあつては、 $1.35S_y$ 、 $0.7S_u$ 、または $S_y(\text{RT})$ のいずれか小さい方の値。

なお、 $S_y(\text{RT})$ は 40°C における設計降伏点の値。

5. 耐震Cクラス設備の耐震計算条件及び評価結果

今回申請する耐震Cクラス設備の耐震計算条件及び評価結果を示す。ただし、一般産業品である漏えい検知器の耐震計算条件及び評価結果の説明は省略する。一般産業品である漏えい検知器についても、設備・機器を構成又は支持する部材のうち、断面積が小さい箇所や応力が集中する箇所など耐震評価上の結果が厳しくなる部材について、耐震Cクラスの設備に適用される設計用地震力（静的地震力 1.2Ci）に耐えることを申請者として確認している。

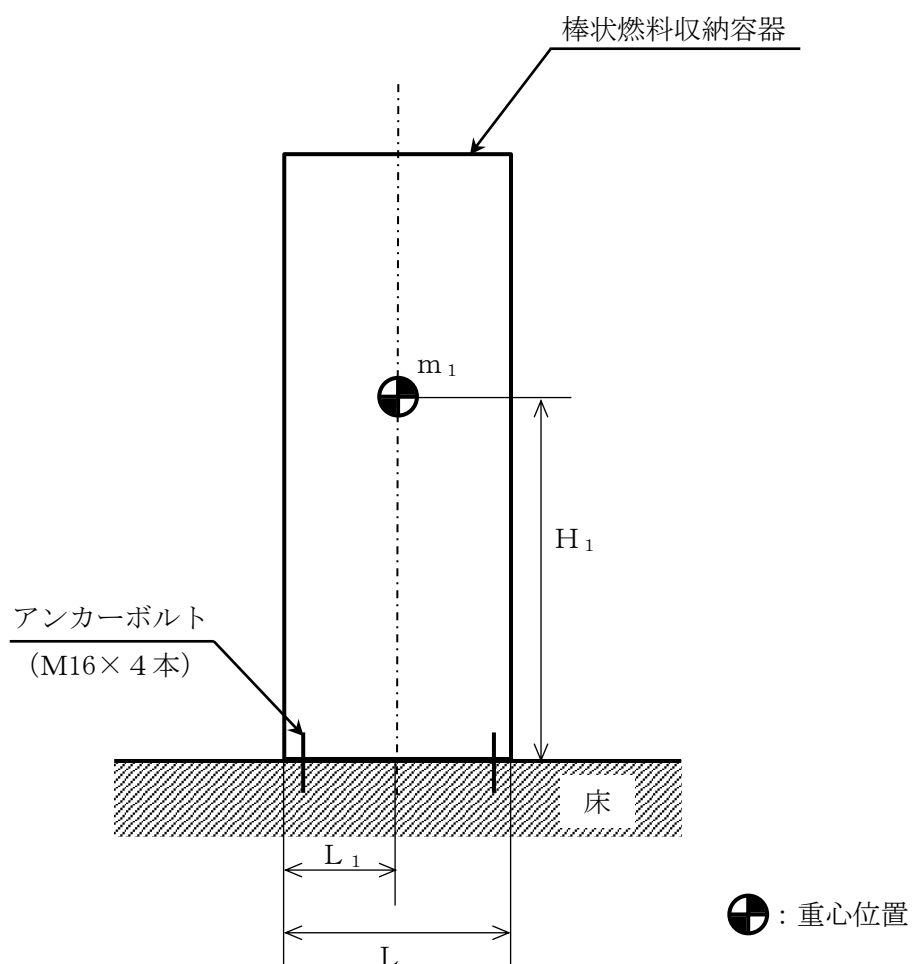
5.1 棒状燃料貯蔵設備

(1) 計算条件

棒状燃料貯蔵設備の棒状燃料収納容器の耐震計算条件を表 5.1-1 に示す。また、計算モデルを図 5.1-1 に示す。

表 5.1-1 計算条件

評価対象部位	耐震クラス	据付場所及び基準床レベル	静的震度		評価温度(°C)
			水平 C_H	鉛直 C_V	
棒状燃料収納容器 アンカーボルト	C	炉室 (S) 1 F L+0m	0.25	—	25



架台正面から見たモデル

図 5.1-1 棒状燃料収納容器の計算モデル

(2) 機器要目

1) 棒状燃料収納容器

m_l (kg)	H_l (mm)	L (mm)	L_l (mm)	n (-)	A_{bl} (mm ²)
628.3	938.7	640	320.0	4	157 (M16)

n : アンカーボルト本数、 A_{bl} : アンカーボルトの有効断面積

(3) 評価結果

以下に示すとおり、発生する応力は全ての評価部位で許容応力以下である。

評価部位	材料	温度 (°C)	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
棒状燃料収納容器 アンカーボルト	SUS304	25	引張	σ_t 引張応力は 生じない	205
			せん断	τ 3	118

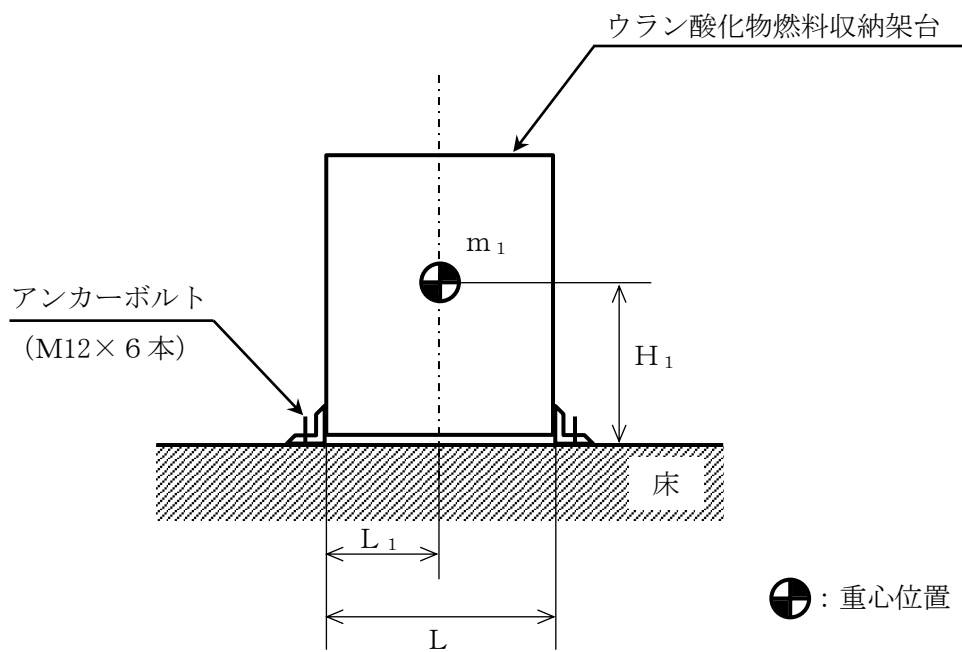
5.2 ウラン酸化物燃料貯蔵設備

(1) 計算条件

ウラン酸化物燃料貯蔵設備のウラン酸化物燃料収納架台の耐震計算条件を表 5.2-1 に示す。また、計算モデルを図 5.2-1 に示す。

表 5.2-1 計算条件

評価対象部位	耐震クラス	据付場所及び基準床レベル	静的震度		評価温度(°C)
			水平 C_H	鉛直 C_V	
ウラン酸化物燃料 収納架台 アンカーボルト	C	U保管室 1 F L+0m	0.25	—	25



架台正面から見たモデル

図 5.2-1 ウラン酸化物燃料収納架台の計算モデル

(2) 機器要目

1) ウラン酸化物燃料収納架台

m_l (kg)	H_l (mm)	L (mm)	L_l (mm)	n (-)	A_{bl} (mm ²)
762.2	338.8	524	258.8	6	84.3 (M12)

n : アンカーボルト本数、 A_{bl} : アンカーボルトの有効断面積

(3) 評価結果

以下に示すとおり、発生する応力は全ての評価部位で許容応力以下である。

評価部位	材料	温度 (°C)	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
ウラン酸化物燃料 収納架台 アンカーボルト	SUS304	25	引張	σ_t 引張応力は 生じない	205
			せん断	τ 4	118

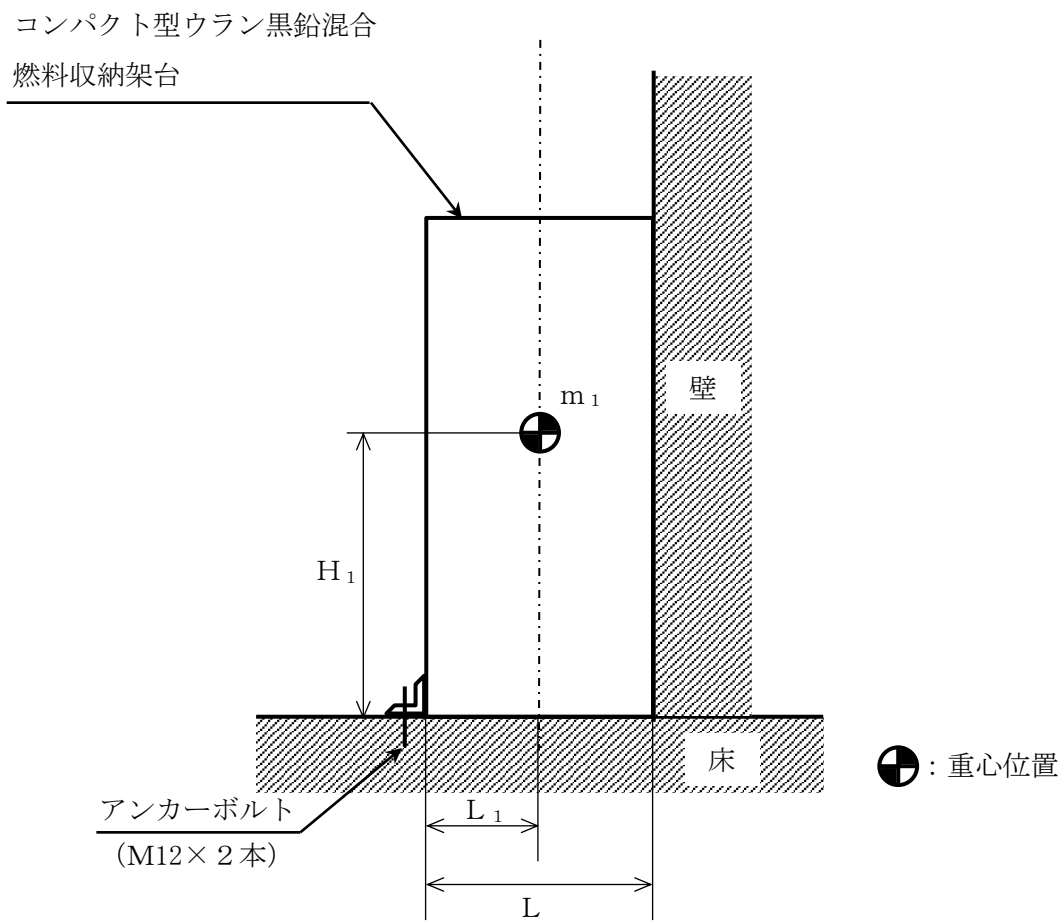
5.3 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備

(1) 計算条件

使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備のコンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の耐震計算条件を表 5.3-1 に示す。また、計算モデルを図 5.3-1 に示す。

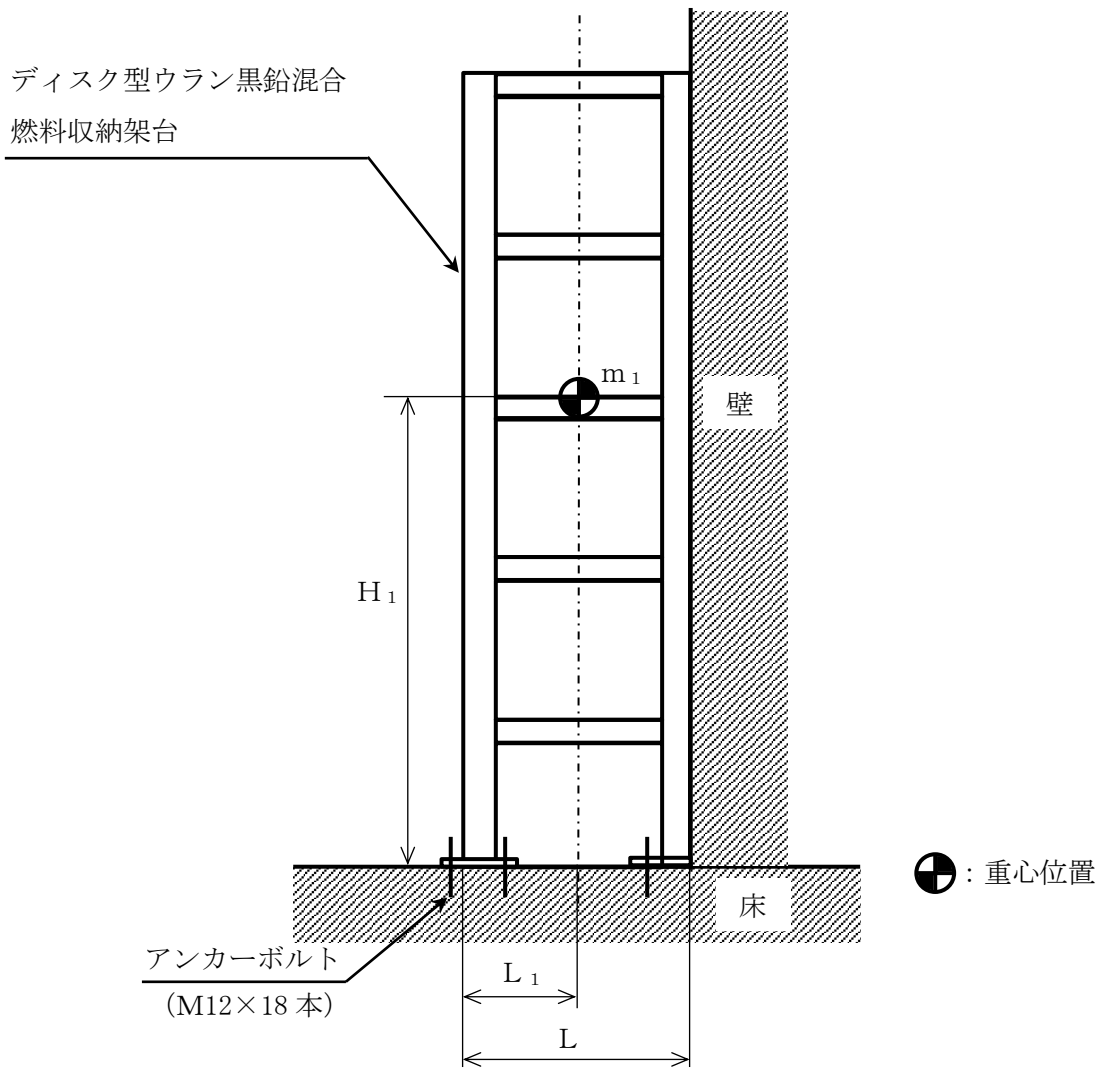
表 5.3-1 計算条件

評価対象部位	耐震 クラス	据付場所及び 基準床レベル	静的震度		評価温度 (°C)
			水平 C_H	鉛直 C_V	
コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料 収納架台 アンカーボルト	C	U保管室 1 F L+0m	0.25	—	25
ディスク型ウラン黒鉛混合 燃料収納架台 アンカーボルト バードケージ容器の固定ボルト	C	U保管室 1 F L+0m	0.25	—	25



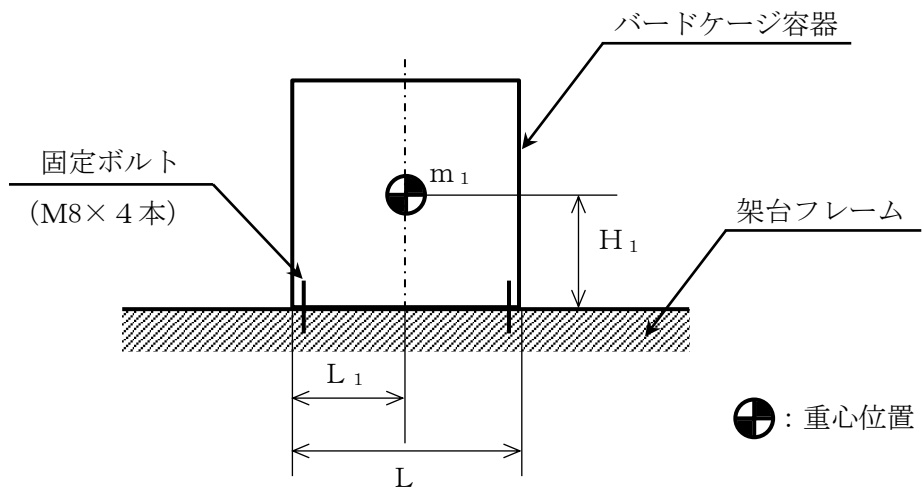
架台側面から見たモデル

図 5.3-1-(1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の計算モデル



架台側面から見たモデル

図 5.3-1-(2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の計算モデル



バードケージ容器正面から見たモデル

図 5.3-1-(3) バードケージ容器の計算モデル

(2) 機器要目

1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台

m_l (kg)	H_l (mm)	L (mm)	L_l (mm)	n (-)	A_{bl} (mm ²)
941.5	775.7	705	370.1	2	84.3 (M12)

n : アンカーボルト本数、 A_{bl} : アンカーボルトの有効断面積

2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台

m_l (kg)	H_l (mm)	L (mm)	L_l (mm)	n (-)	A_{bl} (mm ²)
5,005.8	1539.6	850	439.8	18	84.3 (M12)

n : アンカーボルト本数、 A_{bl} : アンカーボルトの有効断面積

3) バードケージ容器

m_l (kg)	H_l (mm)	L (mm)	L_l (mm)	n (-)	A_{bl} (mm ²)
100.2	251.6	505	252.5	4	36.6 (M8)

n : 固定ボルト本数、 A_{bl} : 固定ボルトの有効断面積

(3) 評価結果

以下に示すとおり、発生する応力は全ての評価部位で許容応力以下である。

1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台

評価部位	材料	温度 (°C)	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
アンカーボルト	SUS304	25	引張	σ_t 引張応力は 生じない	205
			せん断	τ 14	118

2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台

評価部位	材料	温度 (°C)	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
アンカーボルト	SUS304	25	引張	σ_t 引張応力は 生じない	205
			せん断	τ 9	118

3) バードケージ容器

評価部位	材料	温度 (°C)	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
固定ボルト	SUS304	25	引張	σ_t 引張応力は 生じない	205
			せん断	τ 2	118

5.4 液体廃棄物の廃棄設備の堰

液体廃棄物の廃棄設備（中レベル廃液系、低レベル廃液系、極低レベル廃液系、有機廃液系）の堰は、以下に示すとおり、耐震重要度のCクラスに応じた耐震性を有している。

- ・堰は、その材質（鉄筋コンクリート造）、形状（高さ、コンクリート厚さ）から十分に剛な構造となっている。地震発生時に、堰は実験棟Bと一体となって振動することから、堰部のみ損傷する蓋然性は低い。また、実験棟Bは耐震Bクラスの耐震性を有していることから、堰について少なくとも耐震Cクラスの地震動で損傷するおそれはない。
- ・低レベル廃液系、極低レベル廃液系の堰は、同一室内の床面から1 m程度の段差を設けたピット式の構造とし、実験棟B（耐震Bクラス）の躯体（壁面、床面）から構成される構造となっているため、実験棟Bと同等の耐震性を有している。
- ・中レベル廃液系の堰は床面からの立上がり30 cm、コンクリート厚さ20 cm、有機廃液系の堰は床面からの立上がり40 cm、コンクリート厚さ31 cmである。これら堰の寸法や形状を踏まえ片持ちはりに単純化したモデルで、耐震評価を行った結果を次項に示す。評価に当たっては、耐震評価上の結果が厳しくなる（発生するせん断応力が大きくなる）有機廃液系の堰を対象とした。

(1) 計算条件

有機廃液貯槽Bの堰の耐震計算条件を表5.4-1に示す。また、概略図、計算モデルをそれぞれ図5.4-1、図5.4-2に示す。

表 5.4-1 計算条件

評価対象部位	耐震クラス	据付場所及び基準床レベル	静的震度	
			水平 C_H	鉛直 C_V
有機廃液貯槽Bの堰	C	廃液貯槽室 (IV) 1 F L-6.0m	0.20	—

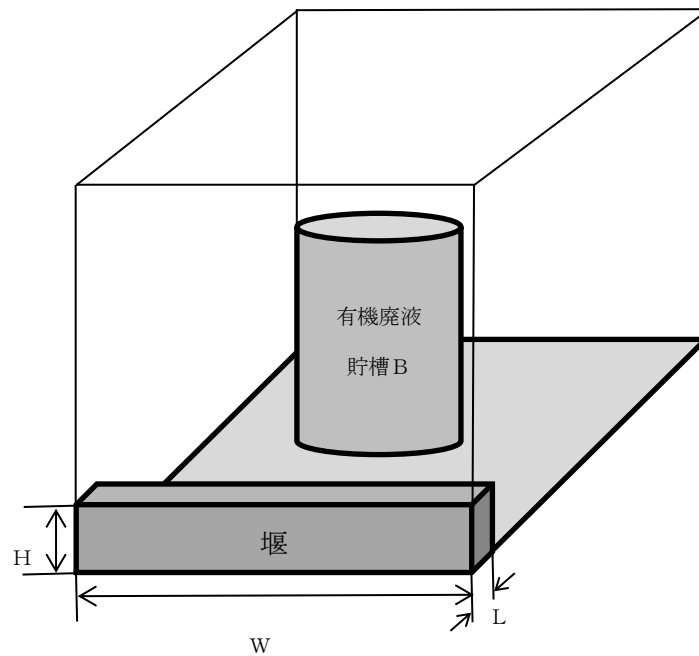
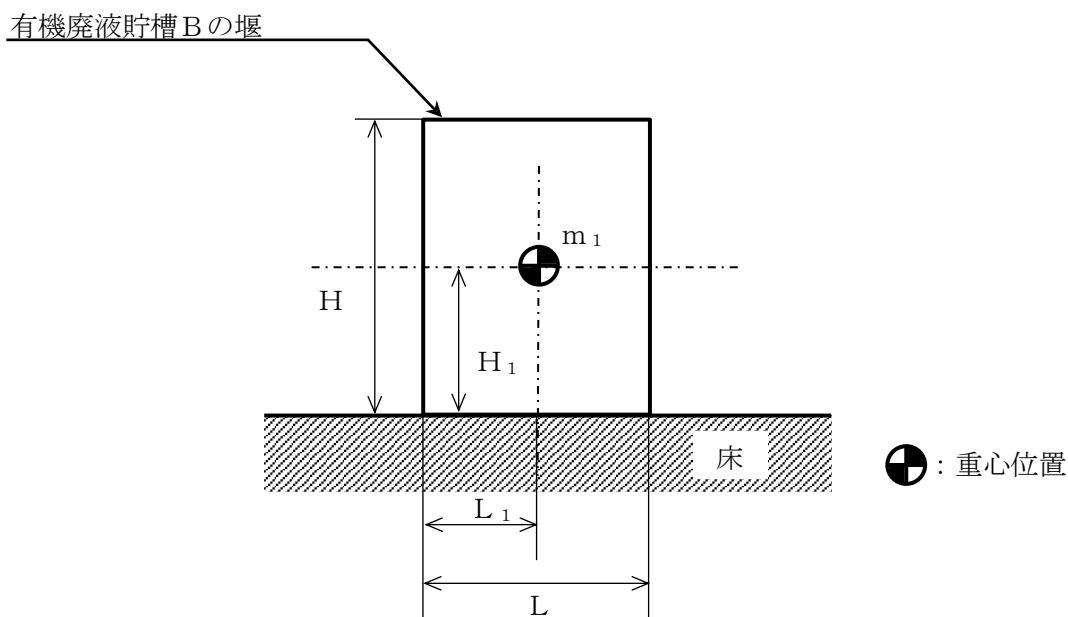


図 5.4-1 有機廃液貯槽Bの堰の概略図



堰の断面から見たモデル

図 5.4-2 有機廃液貯槽 B の堰の計算モデル

(2) 機器要目

1) 有機廃液貯槽 B の堰

m_1 (kg)	H (mm)	H_1 (mm)	L (mm)	L_1 (mm)	W (mm)	K (kg/m ³)
450	400	200	310	155	1730	2100

K : 鉄筋コンクリート単位体積重量

(3) 評価結果

以下に示すとおり、発生する応力は全ての評価部位で許容応力以下である。

評価部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)		短期許容応力 (MPa)
			σ_t	τ	
有機廃液貯槽 B の堰	普通コン クリート	引張	σ_t	引張応力は 生じない	—
		せん断	τ	0.01	1.0

2. 外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）の適合性説明書

添付書類 IV-2-1 外部事象による損傷の防止についての説明書
添付書類 IV-2-2 外部事象による損傷の防止についての評価書

空白頁

添付書類

IV-2-1 外部事象による損傷の防止についての説明書

目 次

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

1. 概要

本説明書は、STACY施設を「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」(令和2年原子力規制委員会規則第7号)(以下「技術基準規則」という。)第8条(外部からの衝撃による損傷の防止)の要求事項に適合させるための設計方針及び適合性確認の基本方針を説明するものである。

なお、同条第3項は原子炉施設を船舶に設置する場合の規定であること、第4項の航空機落下は「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21・06・25原院第1号)等に基づき評価した結果、防護措置の要否を判断する基準を超えていないことについて設置(変更)許可を受けていることから適用外である。

2. 基本方針

(1) 自然現象

技術基準規則第8条第1項の要求事項に適合させるため、STACY施設が、想定される自然現象(地震及び津波を除く。)及びそれらの組合せによりその安全性が損なわれるおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じる。

(2) 人為事象

技術基準規則第8条第2項の要求事項に適合させるため、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)によりSTACY施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。

(3) 適合性確認の基本方針

STACY施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないよう、安全施設がその安全機能を損なわないよう設計する。

本申請に係る安全施設は、すべて原子炉建家(実験棟A及び実験棟Bをいう。以下同じ。)に内包されていることから、外部からの衝撃に対する防護措置等の適合性評価に当たっては、原子炉建家への影響の有無により確認することを基本方針とする。

3. 詳細設計方針・内容

(1) 自然現象

設計上考慮する自然現象(地震及び津波を除く。)として設置(変更)許可を受けた事象と具体的な設計上の配慮は以下のとおり。

1) 洪水・降水

S T A C Y施設は標高約8 mに設置していること、敷地に降った雨水等は地形的にみて太平洋に流れること、また、S T A C Y施設の約3 km北側を流れる久慈川の浸水想定区域(東海村自然災害ハザードマップ、平成25年9月)からも十分離れており、洪水、降水による被害は考えられないことから防護措置等の必要はない。

2) 風(台風)

水戸地方気象台の観測記録(1937年～2013年)によれば、敷地付近で観測された瞬間最大風速は、44.2m/s(1939年8月5日)であり、この記録を考慮した建築基準法に基づく風荷重を考慮して設計された原子炉建家に風(台風)の影響はない。

3) 竜巻

敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻の発生を考慮しても、原子炉建家の構造健全性に影響しない程度のものである。

適合性確認として、施設から半径20kmの範囲における過去の記録を踏まえた影響の最も大きい竜巻(藤田スケールF 1、最大風速49m/s)を設定し、原子炉建家の構造健全性に対する影響を評価する。

評価の詳細については、添付書類IV-2-2-(2)「竜巻防護に関する評価書」に示す。

4) 凍結

水戸地方気象台の観測記録(1897年～2013年)によれば、最低気温は-12.7℃(1952年2月5日)である。凍結に対して上記最低気温に適切な余裕を考慮して、凍結防止対策(換気空調設備による原子炉建家各室の温度制御等)を行い、安全施設を防護する。

5) 積雪

水戸地方気象台の観測記録(1897年～2013年)によれば、積雪の深さの日最大は32cm(1945年2月26日)で、この観測記録を考慮した茨城県建築基準法関係条例に基づく垂直積雪量を用いて積雪荷重を考慮して設計された原子炉建家に積雪の影響はない。

6) 落雷

建築基準法に基づき原子炉建家及び排気筒に日本産業規格(JIS)に準拠した避雷針を設けて、安全施設を防護する。

7) 地滑り

S T A C Y施設が立地する東海村公表の自然災害ハザードマップ(平成25年9月)において、S T A C Y施設周辺に土砂災害警戒区域又は土砂災害特別警戒区域は存在しないため、地滑りによる被害を受けるおそれはないことから防護措置等の必要はない。

8) 火山の影響

S T A C Y施設において考慮すべき火山事象は降下火砕物（火山灰）である。完新世の火山活動に関する記録によると、敷地及びその周辺の降下火砕物の層厚は極微量であることから、火山による被害を受けるおそれはない。このため、防護措置等の必要はない。

ただし、万一の降灰に備え、施設の安全性に影響が及ぶおそれがある場合には、必要な対策（原子炉停止及び火山灰除去）を行う。火山灰除去は、降灰が小康状態となつてからの実施を基本とするが、富士山宝永噴火の降灰量（火山からの距離は、敷地から最寄りの高原山約90kmを想定）を参考に、降灰量の総量を16cm、そのうち初日の降灰量を8cmと想定して対応する。

9) 生物学的事象

S T A C Y施設は、冷却を必要としない原子炉であり、海洋生物等による影響を受ける海水取水口を持っていない。その他の生物学的事象として換気系への枯葉混入等の影響を考慮しても安全機能を損なうおそれはなく、防護措置等の必要はない。

10) 森林火災

敷地外の森林火災がS T A C Y施設に迫った場合でも、原子炉建家への影響がないよう離隔距離を確保するよう設置及び草木管理することで、安全施設を防護する。

森林火災が発生した場合にその影響を受けないように、屋外消火栓設備を設ける。外部火災時のばい煙に対しても、外気から制御室への進入を防止できる設計とする。

防護措置の適合性確認として、原子力科学研究所敷地外の10km以内の範囲に発火点を設定し、原子力科学研究所周辺の植生及び気象データを使用して森林火災シミュレーション解析コード（FARSITE）を基にした森林火災評価を行い、原子炉建家コンクリート外壁表面温度がコンクリートの強度に影響がないとされている許容温度（200℃）以下となる離隔距離が確保されていることを評価する。

評価の詳細については、近隣工場等の火災（航空機落下に起因する火災を含む）と合わせて添付書類IV-2-2-(1)「外部火災防護に関する評価書」に示す。

(2) 人為事象

設計上考慮する人為現象（故意によるものを除く。）として設置(変更)許可を受けた事象と具体的な設計上の配慮は以下のとおり。

1) ダムの崩壊

S T A C Y施設の約3km北側を流れる久慈川には、崩壊によりS T A C Y施設に被害を与えるような大規模なダムは存在しないため、防護措置等の必要はない。

2) 爆発

敷地周辺（半径10km以内）には、原子炉建家に影響を及ぼすおそれのある規模の石油コンビナート及び工場等はないため、防護措置等の必要はない。

また、原子力科学研究所の敷地内に液化天然ガスタンク等を設置する場合は、その爆発による原子炉建家への影響がない保安距離等を確保して設置することで、防護措置等を不要とする。

3) 近隣工場等の火災

原子力科学研究所の敷地外の近隣工場等（半径10km以内）において火災が発生した場合及び敷地への航空機の墜落で発生する火災を想定した場合でも、その火災による原子炉建家への影響がないよう離隔距離等を確保することで、安全施設を防護する。

また、原子力科学研究所の敷地内に重油タンク等を設置する場合も、その火災による原子炉建家への影響がないよう離隔距離等を確保して設置することで、安全施設を防護する。

防護措置の適合性確認として、近隣の産業施設の火災による影響評価の対象範囲を、原子力科学研究所敷地外の半径10km以内に存在する産業施設等とし、これらの産業施設等において火災が発生した際に、原子炉建家外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度（200℃）以下となる離隔距離が確保されていることを評価する。また、航空機落下による火災の影響評価の対象を、航空機種別毎に落下確率が 10^{-7} （回/炉・年）になる面積を求め、その外周部に航空機が落下し炎上した際の原子炉建家コンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度（200℃）以下となる離隔距離が確保されていることを評価して適合性を確認する。

評価の詳細については、森林火災と合わせて添付書類Ⅳ-2-2-(1)「外部火災防護に関する評価書」に示す。

4) 有毒ガス

施設周辺で有毒ガスが発生した場合でも、STACY施設は、原子炉を速やかに停止でき、その後監視する必要があることから、運転員が制御室又は施設内に長期間にわたって留まる必要はなく、防護措置等の必要はない。

5) 船舶の衝突

STACY施設の東側には海岸があるが、施設から約200m離れており、船舶の衝突を考慮する必要はなく、防護措置等の必要はない。

6) 電磁的障害

安全施設は、電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、安全保護系には絶縁回路の設置により、電源や電子機器等から発生するノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止する設計としているため、電磁障害により安全施設のうち電磁波に対する考慮が必要な機器が安全機能を損なうことはない。

(3) 自然現象の組合せによる安全施設への影響

S T A C Y 施設は、建家の立地条件及び設計考慮並びに自然現象そのものをもたらす条件等から評価した結果、自然現象の組合せによる影響はないことを確認した。評価結果を以下に示す。

1) 自然現象による影響の分類

自然現象がもたらす施設への影響種別を荷重、浸水、温度及び電気影響に分類し、各自然現象が施設に与える影響とその発生期間を整理した結果を表 1 に示す。なお、地震は第 8 条の要求事項ではないが、組合せを考慮すべき自然現象として合わせて整理した。

表 1 自然現象による影響の分類

自然現象※1	影 響 種 別				発生期間※2
	荷重	浸水	温度	電気影響	
地 震	○				極短期
風 (台風)	○				短期
凍 結			○		短期
積 雪	○				短期
落 雷				○	短期
火 山	○				短期
生物学的影響				○	長期
森林火災等			○		短期

※1 「竜巻」については、単独事象としての発生確率が極めて小さく、他の自然現象との同時発生確率は十分小さいことから、組合せの検討対象から除外した。

「地滑り」については、S T A C Y 施設周辺に土砂災害警戒区域等が存在しないことから、組合せの検討対象から除外した。

「津波」については、Bクラス原子炉施設であるS T A C Y施設で想定するL2津波 (T.P. +約6 m) に対し、原子炉建家はT.P. +約8 mに位置し、津波の影響を受けないことから、組合せの検討対象から除外した。

「洪水・降水」については、「東海村自然災害ハザードマップ」(平成25年9月)によると浸水想定区域から十分に離れており、洪水・降水の影響を受けないことから、組合せの検討対象から除外した。

※2 発生期間については、直接の影響が数日以上にわたる可能性のあるものを長期、数時間程度のものを短期とした。このうち「火山」による影響は、除灰措置を考慮して短期とした。

2) 影響種別ごとの評価

i) 荷重

「荷重」に関し影響を及ぼす自然現象は「地震」、「風（台風）」、「積雪」及び「火山」である。このうち、地震と積雪については、建築基準法に基づいて組合せは考慮しない、また、地震と火山についても、火山灰の堆積には時間的余裕があるため、除灰することによりその影響を排除することができるため、積雪と同様に組合せは考慮しない。それ以外の組合せについては、同時に作用する荷重の設計考慮並びに荷重の掛かる方向等を加味すると、組合せを考慮しても影響はない。

ii) 温度

「温度」に関し影響を及ぼす自然現象は「凍結」及び「森林火災等」である。この2つの事象は、温度に対して相反する事象であるため、組合せを考慮しても影響はない。

iii) 電気影響

「電気影響」に関し影響を及ぼす自然現象は「落雷」及び「生物学的影響」である。前者は直撃雷及び過大なサージ電流を起因とする原子炉の停止であるのに対し、後者は小動物によるケーブル断線を起因とする原子炉の停止である。これは、原子炉停止事象の発生確率の上昇であって、原子炉施設への最終的な影響に変化はない。このため、組合せを考慮しても影響はない。

添付書類

IV-2-2 外部事象による損傷の防止についての評価書

- (1) 外部火災防護に関する評価書
- (2) 竜巻防護に関する評価書

空白頁

添付書類

IV-2-2-(1) 外部火災防護に関する評価書

目 次

1. 概要	添IV-2-2-(1)-1
2. 基本方針	添IV-2-2-(1)-1
3. 外部火災影響評価の要求事項・考え方	添IV-2-2-(1)-1
3-1 想定する外部火災	添IV-2-2-(1)-1
3-2 評価の方法	添IV-2-2-(1)-1
3-2-1 森林火災	添IV-2-2-(1)-1
3-2-2 近隣産業施設等の火災・爆発	添IV-2-2-(1)-2
3-2-3 航空機落下による火災	添IV-2-2-(1)-2
4. 森林火災による影響評価	添IV-2-2-(1)-2
4-1 評価方法及び判断基準	添IV-2-2-(1)-2
4-1-1 評価方針	添IV-2-2-(1)-2
4-1-2 熱影響評価方法	添IV-2-2-(1)-2
4-1-3 判断基準	添IV-2-2-(1)-2
4-2 火災の想定	添IV-2-2-(1)-3
4-3 発火点の設定	添IV-2-2-(1)-4
4-4 延焼の考え方	添IV-2-2-(1)-4
4-5 植生の確認	添IV-2-2-(1)-5
4-5-1 原科研の植生	添IV-2-2-(1)-5
4-5-2 樹高及び樹冠高さ	添IV-2-2-(1)-5
4-6 評価条件	添IV-2-2-(1)-6
4-7 発火点毎の評価条件	添IV-2-2-(1)-7
4-8 地表火の評価	添IV-2-2-(1)-8
4-9 樹冠火の評価	添IV-2-2-(1)-12
4-10 外壁表面温度の評価	添IV-2-2-(1)-14
4-11 受熱面輻射強度の算出の方法	添IV-2-2-(1)-15
4-12 受熱面（外壁面）の温度評価	添IV-2-2-(1)-15
4-13 評価結果	添IV-2-2-(1)-17
5. 近隣の産業施設等の火災・爆発による影響評価	添IV-2-2-(1)-18

5-1	評価方法及び判断基準	添IV-2-2-(1)-18
5-1-1	評価方法	添IV-2-2-(1)-18
5-1-2	評価対象範囲	添IV-2-2-(1)-18
5-1-3	判断基準	添IV-2-2-(1)-18
5-2	火災・爆発の想定	添IV-2-2-(1)-19
5-3	原科研敷地外	添IV-2-2-(1)-20
5-4	原科研敷地内	添IV-2-2-(1)-21
5-5	評価計算	添IV-2-2-(1)-22
5-6	評価結果	添IV-2-2-(1)-25
6	航空機落下による火災の影響評価	添IV-2-2-(1)-26
6-1	評価方法	添IV-2-2-(1)-26
6-2	航空機落下地点の想定	添IV-2-2-(1)-26
6-3	判断基準	添IV-2-2-(1)-26
6-4	評価計算	添IV-2-2-(1)-29
6-5	航空機落下による火災影響評価	添IV-2-2-(1)-30

【補足資料】

1	重畳事象の想定及び評価条件	添IV-2-2-(1)-32
1-1	重畳事象の想定	添IV-2-2-(1)-32
1-2	評価条件	添IV-2-2-(1)-32
2	実験棟Bに係る評価が実験棟Aの評価に包含又は同等であることの根拠	添IV-2-2-(1)-33

【参考資料】

1	水戸気象台の観測データ	添IV-2-2-(1)-35
2	火炎中の風速の補正	添IV-2-2-(1)-36
3	火炎輻射発散度 R_f の算出	添IV-2-2-(1)-37

1. 概要

「原子力発電所の外部火災評価ガイド（原子力規制委員会、平成 25 年 6 月 19 日）」（以下「評価ガイド」という。）に基づき、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機落下による火災による S T A C Y 施設への影響について評価を実施した。

2. 基本方針

S T A C Y 施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないように、安全施設がその安全機能を損なわないよう設計する。本申請に係る安全施設は、全て原子炉建家（実験棟 A 及び実験棟 B をいう。以下同じ。）内に設置している。このため、原子炉建家^(注1)を評価対象施設として外壁への外部火災影響を評価し、S T A C Y 施設の安全性に影響を与えないことを確認する。

注 1：実験棟 A 及び実験棟 B を評価対象施設とするが、本評価書では、原子炉本体、核燃料物質貯蔵設備等を内包し、安全機能喪失時におけるリスクの大きい実験棟 A を代表して評価を実施する。実験棟 B に係る評価が実験棟 A の評価に包含又は同等であることの根拠は補足資料 2 に示す。

3. 外部火災影響評価の要求事項・考え方

3-1 想定する外部火災

外部火災としては、森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機落下による火災を対象とする。これらからの実験棟 A 外壁に対する影響について評価を実施し、防護すべき施設への影響がないことを確認する。

3-2 評価の方法

各評価は、評価ガイドを参考に、以下のとおり行う。

3-2-1 森林火災

(1) 考慮すべき火災

原子力科学研究所（以下「原科研」という。）敷地外 10 km 以内に発火点を設定した評価対象施設に迫る森林火災。

(2) 評価内容

森林火災シミュレーション解析コード（FARSITE）を基にした森林火災評価及び森林火災評価に基づく評価対象施設への影響評価。

(3) 評価項目

熱影響評価

3-2-2 近隣産業施設等の火災・爆発

(1) 考慮すべき火災

原科研敷地外 10 km 以内の近隣の産業施設等の火災・爆発。(原科研敷地内についても代表的な施設の火災・爆発を対象に評価)

(2) 評価内容

近隣の産業施設等について評価対象施設との距離等を考慮した影響評価。

(3) 評価項目

熱影響評価及び爆発影響評価

3-2-3 航空機落下による火災

(1) 考慮すべき火災

航空機落下時の火災。

(2) 評価内容

航空機落下により発生する火災による評価対象施設への影響評価。

(3) 評価項目

熱影響評価

4. 森林火災による影響評価

4-1 評価方法及び判断基準

4-1-1 評価方針

原科研の敷地外を発火点としたSTACY施設に迫る森林火災について、評価ガイドで奨励する解析コード「FARSITE」で用いられている評価式により森林火災の大きさ(火線強度、火炎長、延焼速度等)を算出し、実験棟A外壁面の熱影響を評価する。

4-1-2 熱影響評価方法

各円筒火炎モデルから熱影響評価を行う受熱面の各離隔距離に対する形態係数を計算し、形態係数と火炎のエネルギーを示す反応強度から受熱面における受熱面輻射強度を計算する。

4-1-3 判断基準

実験棟A外壁表面温度がコンクリートの強度に影響がないとされている温度(200℃)以下*であること、若しくは、内部火災に至らないこと。

※ 出典:原田和典、建築火災のメカニズムと火災安全設計(財団法人 日本建築センター),2007

4-2 火災の想定

- 図4-1に示すとおり、原科研は、東に太平洋があり、これ以外の方角は耕地や宅地となっている。このため、原科研の周辺には広大な森林がなく、大規模な森林火災は発生しないと考えられる。
- 原科研には「JRR-3」、「STACY」、「NSRR」、「放射性廃棄物処理場」の4施設がある。

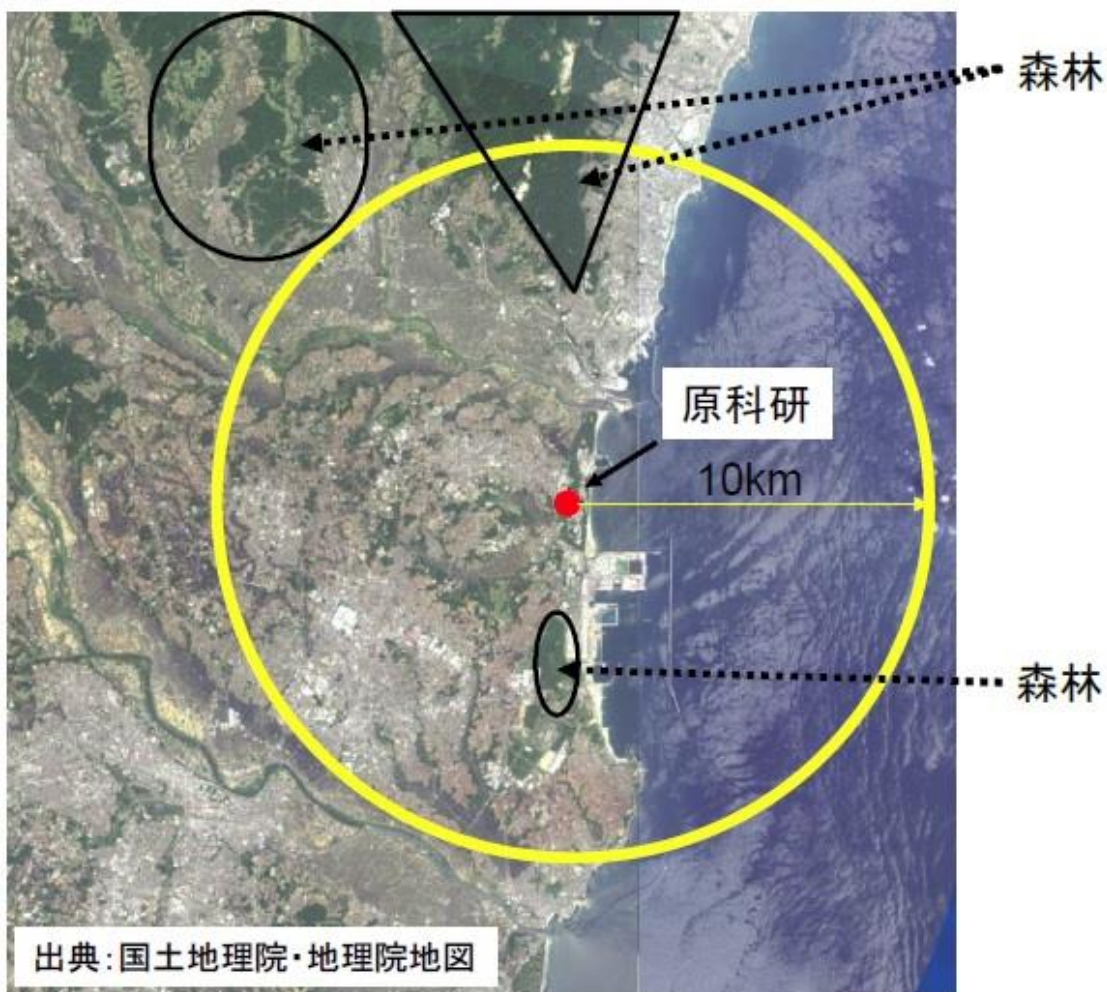


図4-1 原科研から10km圏内の図

4-3 発火点の設定

- ・ 発火点は、評価対象施設の風上方向及び原科研の卓越風向（北西及び北東）を考慮した原科研敷地外に設定する。
 - ・ 発火点は、図4-2に示すとおり、原科研西側の敷地境界に隣接する道路及び白方霊園における人為的行為により発生した火災（火の不始末）とする。
 - ケース①：白方霊園周辺
 - ケース②：国道245号線沿い
- （ルート上で敷地境界に接している地点で発火した場合も含む。）

4-4 延焼の考え方

- ・ 敷地外で発生した火災が敷地内の草木に延焼し、評価対象施設周辺の森林まで達するものとする。



図4-2 発火点及び延焼の考え方

4-5 植生の確認

4-5-1 原科研の植生

原科研周辺の植生図を図4-3に示す。図より、原科研周辺（敷地の内外を含む。）の植生は、南西方向の一部にヤブコウジースダジイ群集が確認されるが、敷地内の施設近隣の植生は全てクロマツ植林である。

4-5-2 樹高及び樹冠高さ

原科研の森林の状況を調査した結果、樹高及び樹冠高さは、以下のとおりである。

- ・ 樹高：10 m ～ 16 m
- ・ 樹冠までの高さは5 m ～ 8 m

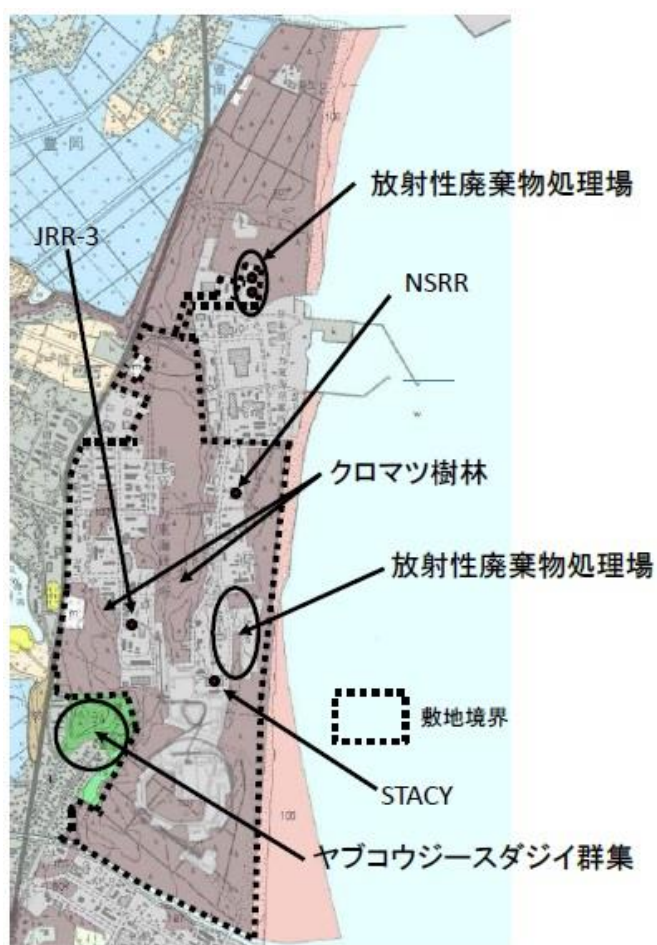


図4-3 原科研周辺の植生図

出典：環境省・自然環境局，「1/25,000 植生図ー常陸久慈（ひたちくじ）」を基に国土地理院・地理院地図を参考に作図

4-6 評価条件

- ① 風速は、過去（2004年～2016年）の水戸気象台の観測データ（参考資料1．水戸気象台の観測データ）の最大風速 17.5 m/s（2014年2月及び2016年1月）を採用した。ただし、地表面での風速は、樹木などの障害物の影響により遅くなることを考慮し、前述の 17.5 m/s に 0.3 を乗じた風速とした。（参考資料2．火炎中の風速の補正）
- ② 土地の傾斜については、国土地理院・地理院地図（電子国土 web）より、敷地内において卓越風の風上から風下に向かっての傾斜角を調査し算出した。
- ③ 評価対象施設外壁表面の初期温度は、夏季の日照中におけるコンクリート外壁表面温度を考慮して、50℃とした。
- ④ 原科研敷地内の植生は、環境省-自然環境局、「1/25,000 植生図-常陸久慈（ひたちくじ）」よりクロマツ樹林であるが、クロマツに対する各種パラメータ（可燃物の表面積-体積比、可燃物の真の密度等）が存在しないため、出典^{※1}よりクロマツと生物分類（マツ綱マツ目^{※2}）が等しいアカマツのパラメータを用いた。
- ⑤ 樹高及び樹冠高さは、「4-5-2 樹高及び樹冠高さ」で示した原科研の森林の状況調査結果を基に、保守的な結果を得るため、以下の値を一律に適用した。
 - ・ 樹高：20 m
 - ・ 樹冠までの高さ：4 m

※1：出典：後藤義明 他 “日本で発生する山火事の強度の検討”-Rothermel の延焼速度予測モデルを用いた Byram の火線強度の推定-“日林誌、87(3)2005

※2：林野庁東北森林管理局ホームページ 朝日庄内いきもの図鑑

4-7 発火点毎の評価条件

STACY施設西側及び東側の森林の評価条件は、以下のとおりである。また、図4-4に示す。

(1) 西側森林(ケース①)

森林から施設までの距離：**140 m** (離隔距離^{※1})

森林の幅(火炎到達幅)：**310 m**

(2) 東側森林(ケース①、②)

森林から施設までの距離：**22 m** (離隔距離^{※2})

森林の幅(火炎到達幅)：**520 m**

評価対象として、離隔距離が短く、森林の幅が長い東側森林を選定する。また、延焼ルートは、卓越風向を考慮し、北東からの延焼となるケース①を選定する。計測した森林の幅は保守的な評価とするため火炎到達幅として設定する。

※1 西側森林と施設との間の林は、施設周辺へのフェンス設置工事に伴い大部分が伐採済み。

※2 草木の管理を行う範囲。

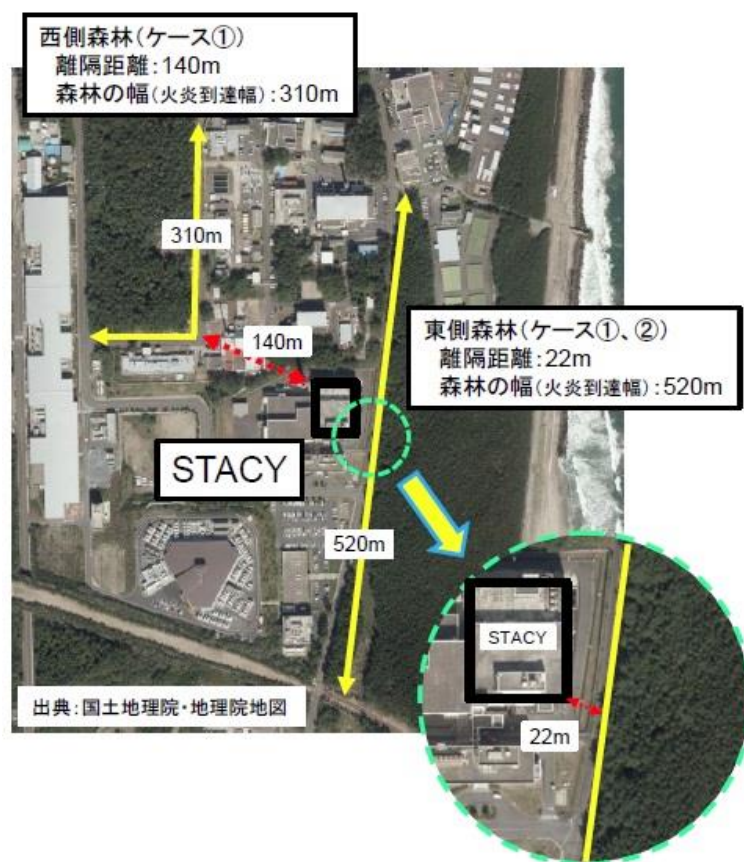


図4-4 発火点毎の評価条件

4-8 地表火の評価

地表火の火線強度の計算には FARSITE 内で使用されている評価式及び評価ガイドに記載されている評価式を用いた。また、式中のパラメータ及び値は文献調査等により設定する。入力値、途中経過、計算結果を表 4-1、表 4-2、表 4-3 にそれぞれ示す。

- ・ 延焼速度 R [m/s]

$$R = \frac{I_r \xi (1 + \Phi_w + \Phi_s)}{Pb^\varepsilon Q_{ig}}$$

ξ	隣接する可燃物の過熱に消費される I_R の割合
Φ_w	風による割増係数
Φ_s	傾斜による割増係数
Pb	可燃物の堆積密度
ε	炎によって加熱される可燃物の割合
Q_{ig}	単位重量当たりの可燃物が発火するまでに必要な熱量

- ・ 火線強度 I_b [kW/m]

$$I_b = \frac{I_r}{60} \frac{12.6R}{\sigma}$$

σ	可燃物の表面積一体積比
----------	-------------

- ・ 反応強度 I_R [kW/m²]

$$I_R = \frac{1}{60} \Gamma' W_n h \eta_M \eta_S$$

Γ'	理想熱分解速度定数
W_n	可燃物の有機物量
h	可燃物の発熱量
η_M	可燃物中の水分による熱分解速度減少係数
η_S	可燃物中の無機物による熱分解速度減少係数

- ・ 単位面積当たりの熱量 H_A [kJ/m²]

$$H_A = I_b \frac{60}{R}$$

- ・ 火炎長 L_f [m]

$$L_f = 0.0775 I_b^{0.46}$$

表 4-1 ケース① 地表火評価式中のパラメータ及び値 (入力値)

	パラメータ	値	備考
σ	可燃物の表面積-体積比(cm^{-1})	70.44	※出典より
ρ_p	可燃物の真の密度(kg/m^3)	516.19	※出典より
W_o	単位面積当たりの可燃物量(kg/m^2)	0.33	※出典より
δ	可燃物の堆積深(m)	0.05	現地にて調査
M_f	可燃物の含水率	0.01	※出典より
M_x	限界含水率	0.31	※出典より
S_e	可燃物中のシリカ以外の無機含有率	0.024	※出典より
S_r	可燃物中の無機含有率	0.031	※出典より
h	可燃物の発熱量(kJ/kg)	19958	※出典より
U	炎の高さ中央部の風速(m/min)	315.0	参考資料 1,2 より算出
Φ	傾斜角度($^\circ$)	0.9	地理院地図より算出

※出典：後藤義明 他 “日本で発生する山火事の強度の検討”

—Rothermel の延焼速度予想モデルを用いた Byram の火線強度の推定—

日林誌、87(3)2005

: STACY における値

表4-2 ケース① 地表火評価式中のパラメータ (途中式)

	パラメータ	値	途中式
W_n	可燃物の有機物量(kg/m ²)	0.32	$W_n(1 - S_\Gamma)$
ρ_b	可燃物の堆積密度(kg/m ³)	6.6	W_o/δ
β	可燃物の堆積密度と比重の比	0.013	ρ_b/ρ_p
β_{op}	熱分解速度が最大となるときの β	0.006	$0.20395 \cdot \rho_p^{-0.8189}$
A	定数(Γ' に使用)	0.307	$8.9033 \cdot \rho_p^{-0.7913}$
Γ'_{max}	最大熱分解速度定数	15.61	$(0.0591 + 2.926\delta^{-1.5})^{-1}$
Γ'	理想熱分解速度定数	14.11	$\Gamma'_{max} [(\beta/\beta_{op})e^{(1-\beta/\beta_{op})}]^A$
η_M	可燃物中の水分による熱分解速度減少係数	0.922	$1 - 2.59 \left(\frac{M_f}{M_x}\right) + 5.11 \left(\frac{M_f}{M_x}\right)^2 - 3.52 \left(\frac{M_f}{M_x}\right)^3$
η_S	可燃物中の無機物による熱分解速度減少係数	0.353	$0.174S_e^{-0.19}$
I_r	燃焼による単位時間当たりの放出熱量 (kJ/min・m ²)	29339	$\Gamma' \cdot W_n \cdot h \cdot \eta_M \cdot \eta_S$
ϵ	炎によって加熱される可燃物の割合	0.938	$e^{-4.528/\delta}$
ξ	可燃物の加熱に消費される放出熱量の割合	0.051	$(192 + 7.9095\sigma)^{-1} \cdot e^{(0.792+3.7597\sqrt{\sigma}) \cdot (\beta+1)}$
Q_{ig}	単位重量当たりの可燃物が発火するまでに必要な熱量	607	$581 + 2594M_f$
B	定数(Φ_w に使用)	1.591	$0.15988\sigma^{0.54}$
C	定数(Φ_w に使用)	0.001	$7.47e^{-0.8711\sigma^{0.55}}$
E	定数(Φ_w に使用)	0.331	$0.715e^{-0.01094\sigma}$
Φ_w	風による割増し係数	43.4	$C(3.281U)^B(\beta/\beta_{op})^{-E}$
Φ_s	傾斜による割増し係数	0.005	$5.275\beta^{-0.3} \cdot (\tan(\Phi/180\pi))^2$

: STACY における値

表 4-3 ケース① 評価式を用いた計算結果 (地表火)

	意味	計算値
R	延焼速度(m/min)	17.80
I_b	火線強度(kW/m)	1557
L_f	火炎長(m)	2.3
H_A	単位面積当たりの熱量(kJ/m ²)	5249
I_R	反応強度(kW/m ²)	489
t	燃焼継続時間(s)	10.7

4-9 樹冠火の評価

樹冠を伝播する火線強度は、FARSITE で使用されている以下の式*を用いて火線強度を算出し、火炎長に関しては地表を伝播する火災と同様の式を用いて評価した。評価式中のパラメータ及び値を表4-4及び表4-5に、評価結果を表4-6に示す。なお反応強度は地表火と樹冠火の合計値を、火炎長は樹冠火の値を用いた。

*出典：Mark A Finney, “FARSITE:Fire Area Simulator-Model Development and Evaluation”, Rocky Mountain Research Station, RMPS-RP4 Revised, March 1988, revised February 2004

①火線強度の算出 I_c [kW/m]

$$I_c = 300 \left(\frac{I_B}{300R} + CFB \cdot CBD(H - CBH) \right) R$$

I_B 火炎反応度[kW/m]

R 延焼速度[m/min]

CFB 樹冠燃焼率[%]

CBD 樹冠の充填密度[kg/m³]

H 樹木高さ[m]

CBH 樹冠までの高さ[m]

②単位面積当たり熱量 H_A [kJ/m²]

$$H_A = w \cdot h$$

w 単位面積当たりの燃料量[kg/m²]

h 可燃物の発熱量[kJ/kg]

③反応強度 I_R [kW/m²]

$$I_R = \frac{H_A}{t}$$

t 燃焼継続時間[s]

表4-4 ケース① 樹冠火評価式中のパラメータ及び値 (入力値)

	パラメータ	値	備考
H	樹木高さ(m)	20	
CBH	樹冠までの高さ(m)	4	
CBD	樹冠の充填密度(kg/m ³)	0.06	
h	可燃物の発熱量(kJ/kg)	18000	
M	葉の含水率(%)	85	※
R	延焼速度(m/min)	17.80	地表火の計算結果
t	延焼継続時間(s)	10.7	地表火の計算結果

*出典：Forestry Canada Fire Danger Group “Development and structure of the Canadian forest fire behavior prediction system” Ottawa,1992

表 4-5 ケース① 樹冠火評価式中のパラメータ及び値 (途中式)

	パラメータ	値	備考
I_o	樹冠火発生閾値(kW/m)	1098	$(0.010CBH(460 + 25.9M))^{3/2}$
RAC	有効樹冠延焼速度	50	3/CBD
R_o	臨界表目燃焼速度	12.56	$I_o \cdot R/I_b$
a_c	延焼速度と CFB間の係数	0.07	$\ln(0.1)/0.9(RAC - R_o)$
CFB	樹冠燃焼率(%)	0.301	$1 - e^{-a_c(R-R_o)}$
w	単位面積当たりの燃料量(kg/m ²)	0.29	$(H - CBF)CFB \cdot CBD$
I_B	火炎反応強度(kW/m)	1543	$hwR/60$

表 4-6 ケース① 評価式を用いた計算結果 (樹冠火)

	計算パラメータ	計算値
I_c	火線強度(kW/m)	3087
H_A	単位面積当たりの熱量(kJ/m ²)	5202
I_R	反応強度(kW/m ²)	485
L_f	火炎長(m)	3.1

: STACY における値

4-10 外壁表面温度の評価

外壁表面温度の評価手順を以下に示す。

- (1) 火炎長から燃焼半径を計算し、円筒火炎モデル数を求める。
- (2) 各円筒火炎モデルから熱影響評価を行う受熱面の各離隔距離から形態係数を計算する。
- (3) 形態係数と火炎のエネルギーを示す火炎輻射発散度から受熱面における受熱面輻射強度を計算する。4-8節及び4-9節で求めた地表火及び樹冠火の反応強度 I_R を合計した値から火炎輻射発散度 Rf を求める。
- (4) 反応強度は、火炎から輻射として放出されるエネルギーと、火炎又は煙として対流放出される熱エネルギーの和であることから、参考資料3より反応強度に対する輻射放出と対流放出の比を求め、火炎輻射発散度を算出する。

①燃焼半径 r (m)

$$r = \frac{L_f}{3}$$

$$F = \frac{W}{2r}$$

②円筒火炎モデル数 F

r : 燃焼半径(m)

L_f : 火炎長(m)

F : 円筒火炎モデル(-)

W : 火炎到達幅(m)

r : 燃焼半径(m)

形態係数 Φ_i

$$\Phi_i = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\}$$

ただし

$$i = 1, 2, 3, 4, \dots \quad m = \frac{L_f}{r} \cong 3, \quad n = \frac{L_i}{r}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

Φ_i : 各円筒火炎モデルの形態係数

L_i : 離隔距離(m)

火炎輻射発散度 Rf (kW/m²)

$$Rf = 0.377 \cdot I_R$$

4-1-1 受熱面輻射強度の算出の方法

受熱面輻射強度の算出方法を図4-5に示す。受熱面輻射強度を算出するに当たり、円筒火炎モデル数として、火炎長 L_f は樹冠火の値の 3.1 m とし、火炎直径は前ページの燃焼半径の式 $r=L_f/3$ より、2.1 m とした。

図4-5に示すとおり、火災発生後は発火点より円筒火炎モデルがその両側に延焼していくものとし、火炎到達幅に渡って発生する円筒火炎が受熱面に輻射により熱を与えるものとする。このとき、形態係数は、各円筒火炎モデルと受熱面の離隔距離からそれぞれ計算した。また、与えられた熱は受熱面に保持されるものとし、冷却は無視した。

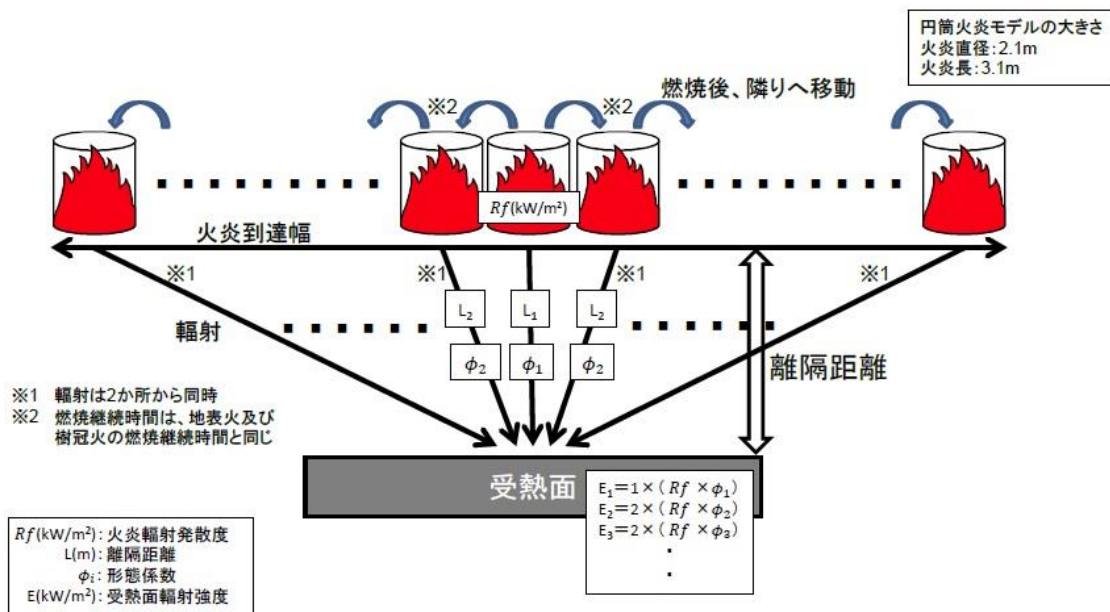


図4-5 受熱面輻射強度の算出方法

4-1-2 受熱面（外壁面）の温度評価

前節で算出した受熱面輻射強度から、以下に示す1次元熱伝導方程式の一般解の式^{*}を用いて受熱面（外壁面）の温度を評価した。

$$T_{1,2,3,\dots} = T_0 + \frac{2 \times E_{1,2,3,\dots} \sqrt{a \times t}}{\lambda} \times \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \exp\left(-\frac{x^2}{4 \times a \times t}\right) - \frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}} \times \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}}\right) \right]$$

ここで、

$T_{1,2,3,\dots}$: 外壁面温度

T_0 : 初期温度

$E_{1,2,3,\dots}$: 受熱面輻射強度(kW/m²)

a : コンクリート温度伝導率 [$a = \lambda / (\rho \times C_p)$]

C_p : コンクリート比熱 [0.963(kJ/kgK)]

ρ : コンクリート密度 [2400(kg/m³)]

λ : コンクリート熱伝導率 [1.74(w/mK)]

x : コンクリート深さ(m)

t : 燃焼継続時間(s)

である。

※ 出典：日本機械学会、「伝熱工学資料 改訂第5版」

4-13 評価結果

評価結果を表4-7に示す。森林火災による実験棟Aの外壁表面温度は、最大で143℃であり、コンクリート強度に影響がないとされている温度(200℃)以下である。このため、STACY施設の安全性に影響はない。

なお、今後、施設外壁と森林間の離隔距離については、評価で用いた離隔距離が確保できるように草木の管理を行う。

表4-7 外壁表面温度の評価結果

発火点の位置	ケース①(②も同様)
森林の位置	東側
熱影響評価対象施設	実験棟A
外壁面温度	143℃

(コンクリート表面からの自然放熱、内側からの冷却等の除熱は一切考慮しない。)

5. 近隣の産業施設等の火災・爆発による影響評価

5-1 評価方法及び判断基準

5-1-1 評価方法

【火災】 原科研敷地外に存在する危険物タンク等の火災について、火災発生から燃料が燃え尽きるまでの間、評価対象施設外壁表面が加熱されるものとして評価。

【爆発】 原科研敷地外に存在する想定爆発源について爆発影響評価を実施。

(原科研敷地内についても代表的な施設を対象に評価)

5-1-2 評価対象範囲

【原科研敷地外における産業施設の火災・爆発影響評価】

原科研敷地外に存在する近隣の産業施設について危険物の種類、最大貯蔵量、評価対象施設からの距離等を調査し、影響評価を行った。

なお、茨城県で石油コンビナート等特別防災区域に指定されている鹿島臨海地区は、原科研から約 50 km 離れているため、影響を受けるおそれはない。

【原科研敷地内における危険物タンクの火災・爆発影響評価】

原科研敷地内における危険物タンク及び高压ガス等の種類、最大貯蔵量、評価対象施設からの距離等を調査し、影響評価を行った。

5-1-3 判断基準

【火災】 評価対象施設外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている温度 (200 °C) 以下であること、若しくは、内部火災に至らないこと。

【爆発】 想定爆発源と評価対象施設外壁までの離隔距離が危険限界距離*以上であること。

※ 爆風圧が 0.01 MPa 以下 (人体に対して影響を与えない爆風圧) になる距離

5-2 火災・爆発の想定

想定する産業施設の火災・爆発源を表5-1、5-2に示す。また、評価条件は以下の通りとした。

- ・ 評価を行う危険物の量は、危険物施設として許可された最大貯蔵量とする。
- ・ 離隔距離は、実験棟A外壁面からタンク位置までの直線距離とする。
- ・ 気象状態は無風状態とする。
- ・ 実験棟A外壁表面の初期温度は、夏季の日照中における外壁表面温度を考慮して 50℃とする。

表5-1 火災の熱影響評価条件

想定火災場所	想定火災源	内容物	最大貯蔵量(kℓ)	基数	STACY 施設外壁からの距離(m)
原科研敷地外	①常陸那珂港火力発電所 軽油タンク	軽油	3500	2	2000
	②核燃料サイクル工学研究所 重油タンク	重油	196	3	1900
	③日本原子力発電 重油タンク	重油	500	1	1400
	④日立ハイテクマテリアルズ 及び出光興産重油タンク	重油	955	1	5000
			1800	1	
			640	1	
			2000	1	
1650			1		
3840	1				
原科研敷地内	中央変電所 重油タンク	重油	30	1	900

表5-2 爆発の影響評価条件

想定爆発場所	想定爆発源	内容物	最大貯蔵量	STACY 施設外壁からの距離(m)
原科研敷地外	⑤東京ガスガスタンク	液化天然ガス(LNG)	23万 kt	3500
		プロパン(LPG)	5万 kt	3500
原科研敷地内	第2ボイラーガスタンク	液化天然ガス(LNG)	154kt	370

5-3 原科研敷地外

STACY原子炉施設と近隣の産業施設等の危険物タンクとの位置関係を図5-1及び図5-2に示す。



図5-1 近隣の産業施設等の危険物タンクとの位置関係 (その1)



図5-2 近隣の産業施設等の危険物タンクとの位置関係 (その2)

5-4 原科研敷地内

実験棟Aと原科研中央変電所重油タンク及び第2ボイラーLNGタンクとの位置関係を図5-3及び図5-4に示す。熱影響評価に当たっては、これらの危険物タンクと実験棟A間の高低差及び遮蔽となりうる建築物が存在しないものとして保守的な評価を行った。

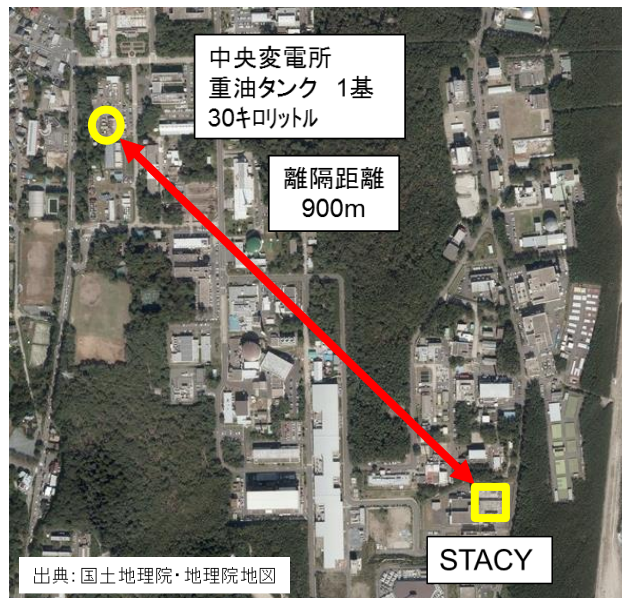


図5-3 実験棟Aと原科研中央変電所重油タンクとの位置関係

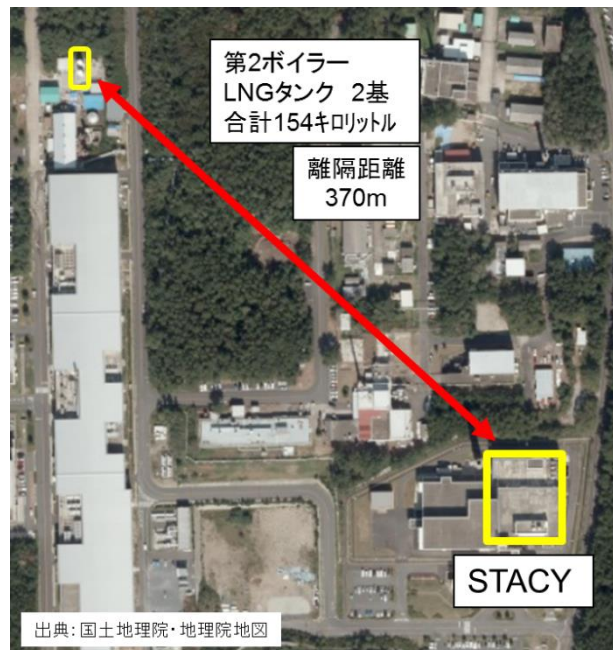


図5-4 実験棟Aと原科研第2ボイラーLNGタンクとの位置関係

5-5 評価計算

評価に用いた各種パラメータを表5-3及び表5-4に示す。

表5-3 危険物タンクの火災の評価で使用する各種パラメータ

原科研敷地外							原科研敷地内
パラメータ	記号	単位	①常陸那珂港火力発電所軽油タンク	②核燃料サイクル工学研究所重油タンク	③日本原子力発電重油タンク	④日立ハイテクマテリアルズ及び出光興産重油タンク	中央変電所重油タンク
燃料量	V	m ³	7000	588	500	10885	30
防油堤面積	S	m ²	800	400	225	6000	49
輻射発散度	Rf	W/m ²	4.20×10 ⁴	2.30×10 ⁴	2.30×10 ⁴	2.30×10 ⁴	2.30×10 ⁴
燃焼速度	v	m/s	5.50×10 ⁻⁵	2.80×10 ⁻⁵	2.80×10 ⁻⁵	2.80×10 ⁻⁵	2.80×10 ⁻⁵
離隔距離	L	m	2000	1900	1400	5000	900
燃焼半径	R	m	16.0	11.3	8.5	43.7	4.0
火炎の高さ	H	m	47.9	33.9	25.4	131.1	12.0
形態係数	Φ	-	1.22×10 ⁻⁴	6.77×10 ⁻⁵	7.01×10 ⁻⁵	1.47×10 ⁻⁴	3.79×10 ⁻⁵
輻射強度	E	W/m ²	5.14	1.56	1.61	3.38	0.87
燃焼継続時間	t	s	159091	52500	79365	64792	21866
初期温度	T ₀	℃	50	50	50	50	50

: STACYにおける値

表5-4 ガスタンクの爆発の評価で使用する各種パラメータ

パラメータ	記号	単位	原科研敷地外		原科研敷地内
			⑤東京ガスガスタンク 液化天然ガス(LNG)	プロパン(LPG)	第2ボイラーガスタンク 液化天然ガス(LNG)
タンク容積	-	kl	230000	50000	154
重量	-	t	97704	31000	65.5
密度	-	t/m ³	0.4248	0.62	0.4248
定数 K 値	K	-	714000	888000	714000
貯蔵施設 W 値	W	-	313	176	8.09

(1) 危険物タンクの火災評価

火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で評価対象施設外壁が昇温されるものとして、評価ガイドに記載の評価式及び出典に記載の計算式より評価対象施設の外壁温度を評価した。

①燃料の燃焼時間は、以下の式を用いて評価した。

$$t = \frac{V}{(\pi R^2 \times v)}$$

t : 燃焼時間(s)

V : 燃料量(m³)

v : 燃焼速度(m/s)

②外壁の温度は、以下の式を用いて評価した。

《出典：日本機械学会, 「伝熱工学資料 改訂第5版」》

$$T = T_0 + \frac{2 \times E \sqrt{a \times t}}{\lambda} \times \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \exp\left(-\frac{x^2}{4 \times a \times t}\right) - \frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}} \times \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}}\right) \right]$$

T_0 : 初期温度

E : 輻射強度(kW/m²)

a : コンクリート温度伝導率 [$a = \lambda / (\rho \times C_p)$]

C_p : コンクリート比熱 [963(J/kgK)]

ρ : コンクリート密度 [2400(kg/m³)]

λ : コンクリート熱伝導率 [1.74(w/mK)]

x : コンクリート深さ(m)

t : 燃焼継続時間(s)

③輻射強度は、以下の式を使用して求めた。

$$E = R_f \times \varphi$$

E : 輻射強度(W/m²)、 R_f : 輻射発散度(W/m²)、 φ : 形態係数

④ここで形態係数は、以下の式を用いて求めた。

$$\phi_i = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\}$$

ただし

$$m = \frac{H}{R} \cong 3, \quad n = \frac{L}{R}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

ϕ_i : 各円筒火炎モデルの形態係数(-)

L : 離隔距離(m) H : 火炎長(m) R : 延焼半径(m)

(2) ガスタンクの爆発評価

原科研敷地外⑤東京ガスガスタンクには 2 種類のガスがあるため、評価ガイドに基づき以下のように危険限界距離を算出した。

評価ガイド (一部抜粋)

貯蔵設備内に 2 つ以上のガスがある場合においては、それぞれのガスの量 (単位トン) の合計量の平方根の数値にそれぞれのガスの量の当該合計量に対する割合を乗じて得た数値に、それぞれのガスに係る K を乗じて得た数値の合計により、危険限界距離を算出する。

上記から、ガス量の当該合計量に対する割合は、

$$\text{LNG タンク : } a=97704/(97704+31000)=0.759$$

$$\text{LPG タンク : } b=31000/(97704+31000)=0.241$$

$$W_t = \sqrt{97704 + 31000} = 358.75$$

よって、原科研敷地外⑤東京ガスガスタンク(2 種類)の危険限界距離は、

$$X = 0.04 \times 14.4 \sqrt[3]{(714000 \times a \times W_t) + (888000 \times b \times W_t)}$$

原科研敷地内第 2 ボイラーのガスについては、評価ガイドに示された以下の式を基に危険限界距離を算出した。

$$X = 0.04 \lambda \sqrt[3]{K + W}$$

なお、設備定数 W は評価ガイドと LNG 量(65.5t)から

$$W = \sqrt{65.5} \cong 8.09$$

である。

X : 危険限界距離 [m]

λ : 換算距離 [14.4(m/kg^{1/3})]

K : 石油類の定数 [-]

W : 設備定数 [-]

5-6 評価結果

火災の熱影響評価及び爆発の影響評価結果を表5-5及び表5-6にそれぞれに示す。

火災については、原科研敷地内外にある産業施設の火災による熱影響評価の結果、実験棟A外壁表面温度は、最大で約52℃であり、コンクリートの強度に影響がないとされている温度(200℃)以下である。

爆発については、想定爆発源とSTACY施設外壁の離隔距離は、危険限界距離以上である。

以上のことから、近隣の産業施設等の火災・爆発は、STACY施設の安全性に影響を及ぼすことはない。

表5-5 火災の熱影響評価結果

想定火災場所	想定火災源	内容物	最大貯蔵量(kℓ)	STACY施設外壁からの距離(m)	STACY施設外壁表面温度(℃)
原科研敷地外	①常陸那珂港火力発電所軽油タンク	軽油	7000	2000	52
	②核燃料サイクル工学研究所重油タンク	重油	588	1900	51
	③日本原子力発電重油タンク	重油	500	1400	51
	④日立ハイテクマテリアルズ及び出光興産重油タンク	重油	10885	5000	51
原科研敷地内	中央変電所重油タンク	重油	30	900	51

表5-6 爆発の影響評価結果

想定爆発場所	想定爆発源	内容物	最大貯蔵量	STACY施設外壁からの距離(m)	危険限界距離(m)
原科研敷地外	⑤東京ガスガスタンク	液化天然ガス(LNG)	23万kℓ	3500	350
		プロパン(LPG)	5万kℓ	3500	311
		液化天然ガス・プロパン	23万kℓ+5万kℓ	3500	373
原科研敷地内	第2ボイラーガスタンク	液化天然ガス(LNG)	154kℓ	370	104 [※]

※ 評価ガイドでは敷地外の施設を対象としているが、敷地内の施設に対しても評価ガイドの評価式を準用して算出した。

原科研敷地内であることを考慮し、関係法令で規定される保安距離を算出した場合、保安距離=22mである。

6. 航空機落下による火災の影響評価

6-1 評価方法

航空機落下確率評価では、評価手法の違いからカテゴリ別に落下確率を求めているが、火災影響評価において考慮している航空機落下事故については、訓練中と巡航中、民間航空機と軍用機等では、燃料の種類・容量が変わるため、これらを考慮した航空機種ごとの評価を実施する。想定した航空機カテゴリを表6-1に示す。

表6-1 航空機落下による火災で想定する航空機カテゴリ

評価対象		想定する機種	
計器飛行 式民間航 空機	飛行場での離着陸時	B747-400	
	航空路を巡航中		
有視界飛行方式民間航空機		AS332L1	
自衛隊機 又は 米軍機	訓練空域外を飛行中	空中給油等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767
		その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機	F-15
	基地—訓練空域間を往復時		

6-2 航空機落下地点の想定

「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率」（平成21・06・25原院第1号）に基づき、航空機落下確率が 10^{-7} （回／炉・年）に相当する面積から航空機落下地点と実験棟Aの離隔距離を算出した。航空機落下地点の想定に用いたモデルを図6-1に、想定した落下地点を図6-2に示す。

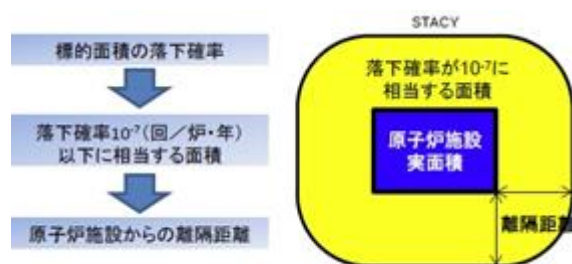


図6-1 航空機落下地点の想定モデル

6-3 判断基準

落下確率が 10^{-7} （回／炉・年）となる面積の外周部に航空機が落下し、炎上した場合の熱影響による評価対象施設外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている温度（200℃）以下であること、若しくは、内部火災に至らないこと。

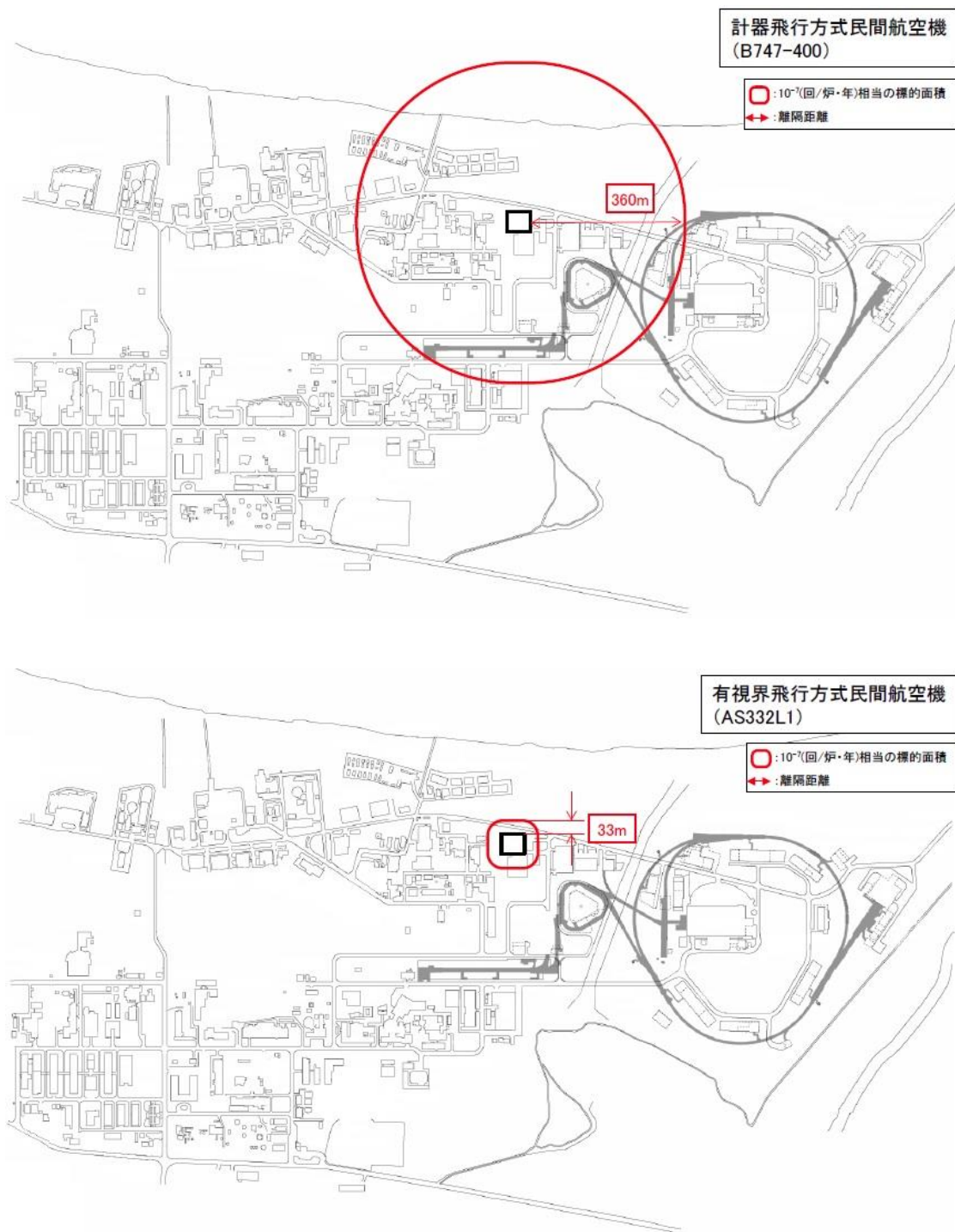


図6-2(1) 実験棟A周辺への航空機落下位置
(落下確率が 10^{-7} 回/炉・年となる面積の外周位置)

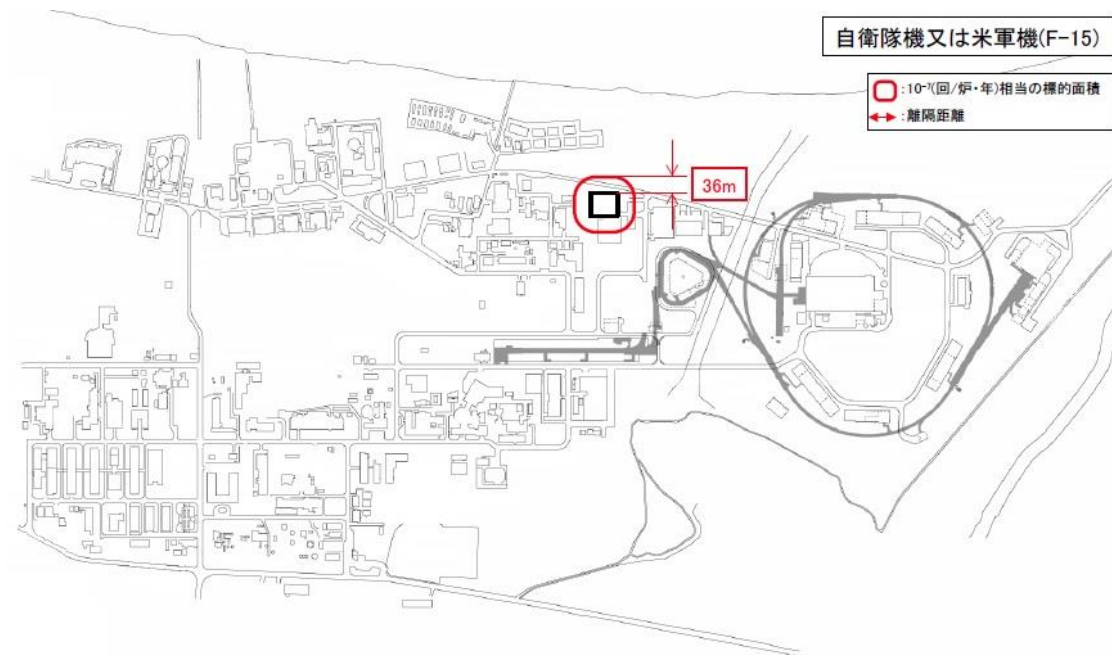
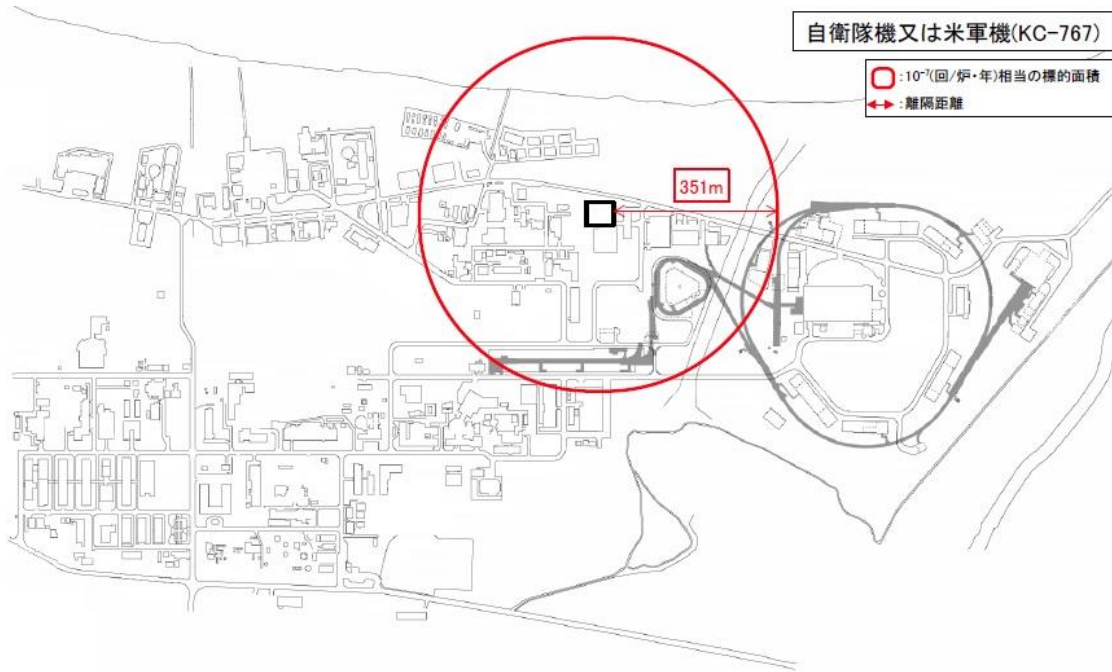


図6-2(2) 実験棟A周辺への航空機落下位置
 (落下確率が 10^{-7} 回/炉・年となる面積の外周位置)

6-4 評価計算

航空機落下により火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で評価対象施設外壁が昇温されるものとして、評価ガイドに記載の評価式により外壁温度を評価した。

$$t = \frac{V}{\pi R^2 \times v}$$

t : 燃焼時間(s)
V : 燃料量(m³)
v : 燃焼速度(m/s)

②外壁の温度は、以下の式を用いて評価した。

$$T = T_0 + \frac{2 \times E \sqrt{a \times t}}{\lambda} \times \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \exp\left(-\frac{x^2}{4 \times a \times t}\right) - \frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}} \times \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}}\right) \right]$$

T₀ : 初期温度

E : 輻射強度(kW/m²)

a : コンクリート温度伝導率[a=λ/(ρ×C_p)]

C_p : コンクリート比熱 [963(J/kgK)]

ρ : コンクリート密度 [2400(kg/m³)]

λ : コンクリート熱伝導率 [1.74(w/mK)]

x : コンクリート深さ(m)

t : 燃焼継続時間(s)

③輻射強度は、以下の式を使用して求めた。

$$E = Rf \times \varphi$$

E : 輻射強度(W/m²)、**Rf** : 輻射発散度(W/m²)、**φ** : 形態係数

④ここで形態係数は、以下の式を用いて求めた。

$$\Phi_i = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\frac{A(n-1)}{\sqrt{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\frac{(n-1)}{(n+1)} \right] \right\}$$

ただし

$$m = \frac{H}{R} \cong 3, \quad n = \frac{L}{R}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

φ_i : 各円筒火炎モデルの形態係数(-)

L : 離隔距離(m) **H** : 火炎長(m) **R** : 延焼半径(m)

6-5 航空機落下による火災影響評価

離隔距離、各航空機の燃料最大積載量等の情報から、火災による評価対象施設への熱影響評価を実施した。想定した航空機の諸元を表6-2に、評価結果を表6-3に示す。

想定した航空機の落下による実験棟A外壁表面温度は、最大で99℃であり、コンクリートの強度に影響がないとされている温度(200℃)以下である。このため、STACY施設の安全性に影響はない。

表6-2 想定した航空機の諸元

カテゴリ	民間航空機		自衛隊機、米軍機		
	計器飛行方式		有視界飛行方式	訓練空域外を飛行中	基地・訓練空域間往復時
	飛行場での離着陸時	航空路を巡航中			
想定機種	B747-400		AS332L1	KC-767	F-15
燃料種類	JET A-1			JP-4	
燃料最大積載量(m ³)	216.84		3.0	145.03	14.87
備考	民間航空機で燃料積載量が最大		大型回転翼機で燃料積載量が最大	高高度飛行する機種で燃料積載量が最大	軍用機で燃料積載量が最大 百里基地配備機種で燃料積載量が最大

表6-3 航空機落下による火災の影響評価結果

カテゴリ	民間航空機		自衛隊機、米軍機		
	計器飛行方式		有視界飛行方式	訓練空域外を飛行中	基地・訓練空域間往復時
	飛行場での離着陸時	航空路を巡航中			
想定機種	B747-400		AS332L1	KC-767	F-15
離隔距離(m)	360		33	351	36
実験棟A外壁表面温度	58		82	55	99

補足資料

1. 重畳事象の想定及び評価条件

1-1 重畳事象の想定

航空機落下確率が 10^{-7} (回/炉・年) となる面積の外周部にある森林に航空機が落下し、その火災によって森林火災が発生する事象を想定する。

1-2 評価条件

- (1) 落下する航空機の機種は、熱影響が最も大きい「F-15」とする。
- (2) 航空機の落下に伴い火災となる森林は、実験棟Aへの熱影響が最も大きい「東側森林」とする。
- (3) その他の条件は、森林火災又は航空機落下火災の評価において設定したのと同じとする。実験棟A外壁初期温度 50 °C、自然放熱及び内壁側からの冷却等の除熱は一切考慮しない等。

上記条件から評価した実験棟A外壁表面温度は、下図に示すとおり、重畳事象を考慮しても、コンクリートの許容温度 (200 °C) を下回る。

したがって、外部火災の重畳となる事象が発生した場合でも、STACY施設の安全性に影響はない。

火災の事象	外壁表面温度(°C)	温度上昇分(Δt)
森林火災	143	93
航空機落下火災	99	49



<重畳評価結果>
192°C
(=50+93+49)

2. 実験棟Bに係る評価が実験棟Aの評価に包含又は同等であることの根拠

実験棟Bの外部火災に係る影響評価が実験棟Aの評価に包含される又は同等であることを以下に示す。

評価項目		実験棟Aと実験棟Bの比較
外部火災影響評価	森林火災	発火点として、STACY施設東側の森林を選定しているため、実験棟Aの西側に位置する実験棟Bは、実験棟Aの評価に包含される。
	近隣産業施設等の火災・爆発	実験棟Aに隣接する実験棟Bは、実験棟Aと同様に、想定火災・爆発源（原科研敷地内外に存在する危険物タンク等）と十分な離隔距離を確保しており、安全余裕度の観点から同等である。
	航空機落下による火災	実験棟Bの標的面積（水平断面積又は投影面積）は、実験棟Aの標的面積より小さく、航空機落下地点からの離隔距離をより長く確保できるため、実験棟Aの評価に包含される。

参考資料

1. 水戸気象台の観測データ

年	最大風速(m/s)
2004	15.5
2005	10.9
2006	13.1
2007	11.6
2008	13.9
2009	13.6
2010	14.3
2011	14.0
2012	12.1
2013	17.4
2014	17.5
2015	13.1
2016	17.5*

※8月までのデータ

出典：気象庁ホームページ（資料を加工して作成）

2. 火炎中の風速の補正

文献「How to Predict the Spread and Intensity of Forest and Range Fires」を参考に設定した。想定する森林火災の延焼域の現地調査の結果を踏まえ、文献中の「PARTIALLY SHELTERED FUELS」(平地及びゆるやかな斜面かつ樹木があまり密集していないという条件)に該当すると判断し、該当する係数を用いた。現地の植生は、木々が密集している場所、間伐されている場所があり、全体的に樹木があまり密集していないと判断した。

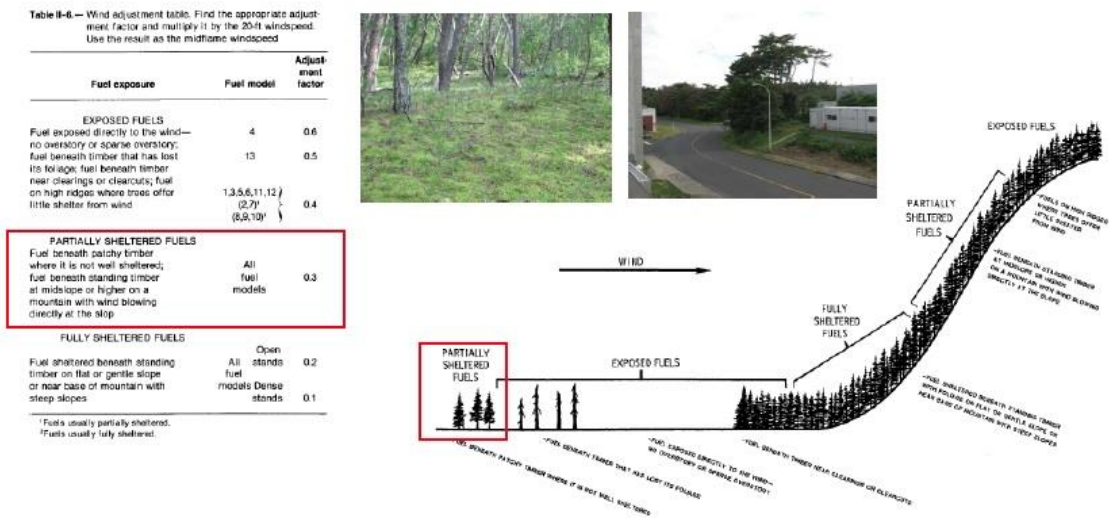


Figure II-6.—Exposure of various fuels to wind.

火炎中の風速の補正

3. 火炎輻射発散度 R_f の算出

- 温度評価の実施には、火炎の大きさ（火炎長）及び火炎からの輻射強度が必要である。
- 当評価で求めている反応強度 I_R から、以下のように火炎輻射発散度 R_f を求める必要がある。

火炎輻射発散度の算出

- 反応強度は炎から輻射として放出されるエネルギー（火炎輻射発散度）と火炎又は煙として対流放出される熱エネルギー（火炎対流発散度）の合算である。
- 文献*より反応強度に対する輻射と対流の割合を求め、火炎輻射発散度を算出した。

$\text{火炎輻射発散度 (W/m}^2\text{)} + \text{火炎対流発散度 (W/m}^2\text{)} = \text{反応強度 (W/m}^2\text{)}$

樹種	火炎輻射発散度 (kJ/g)	火炎対流発散度 (kJ/g)	反応強度 (kJ/g)
レッドオーク (落葉広葉樹の代表種)	4.6	7.8	12.4
米松 (針葉樹の代表種)	4.9	8.1	13.0

- 反応強度と火炎輻射発散度の割合を算出した結果、落葉広葉樹は0.371であり、針葉樹は0.377である。原科研敷地内は全面的に松林であるため、0.377を用いて算出する。

*出典: THE SFPT HANDBOOK OF Fire Protection Engineering FOURTH EDITION

添付書類

IV-2-2-(2) 竜巻防護に関する評価書

目 次

1. 概要	添IV-2-2-(2)-1
2. 基本方針	添IV-2-2-(2)-1
3. 評価方法	添IV-2-2-(2)-1
3-1 想定する竜巻	添IV-2-2-(2)-1
3-2 評価の方法	添IV-2-2-(2)-1
3-3 評価条件	添IV-2-2-(2)-2
4. 設計竜巻による複合荷重による実験棟Aの影響評価	添IV-2-2-(2)-2
4-1 設計竜巻の設定	添IV-2-2-(2)-2
4-2 設計竜巻荷重の設定	添IV-2-2-(2)-3
4-3 設計竜巻による複合荷重に対する実験棟Aの構造健全性評価	添IV-2-2-(2)-7
5. 設計飛来物の衝突による施設の影響評価	添IV-2-2-(2)-8
5-1 コンクリート構造物の貫通限界厚さ	添IV-2-2-(2)-8
5-2 コンクリート構造物の裏面剥離限界厚さ	添IV-2-2-(2)-9
5-3 設計飛来物に対する施設の健全性評価	添IV-2-2-(2)-9
6. 評価結果	添IV-2-2-(2)-10
7. 参考文献	添IV-2-2-(2)-10
【補足資料】	
1. 実験棟Bに係る評価が実験棟Aの評価に包含又は同等であることの根拠	添IV-2-2-(2)-12

1. 概要

「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原子力規制委員会、平成 26 年 9 月 17 日）」（以下「評価ガイド」という。）に基づき、竜巻による S T A C Y 施設への影響について評価を実施した。

2. 基本方針

S T A C Y 施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないよう、安全施設がその安全機能を損なわないよう設計する。本申請に係る安全施設は、全て原子炉建家（実験棟 A 及び実験棟 B をいう。以下同じ。）内に設置している。このため、原子炉建家^{（注 1）}を評価対象施設として竜巻及び竜巻による飛来物による影響を評価し、S T A C Y 施設の安全性に影響を与えないことを確認する。

注 1：実験棟 A 及び実験棟 B を評価対象施設とするが、本評価書では、原子炉本体、核燃料物質貯蔵設備等を内包し、安全機能喪失時におけるリスクの大きい実験棟 A を代表して評価を実施する。実験棟 B に係る評価が実験棟 A の評価に包含又は同等であることの根拠は補足資料 1 に示す。

3. 評価方法

3-1 想定する竜巻

S T A C Y 施設は、安全上重要な施設に該当する施設を有しないことから、「試験研究用等原子炉施設への新規規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について」（平成 28 年 6 月 15 日原子力規制庁）の「2. (3) 竜巻」に従い、敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻を考慮し、その影響を評価する。

3-2 評価の方法

評価ガイドに従い、想定する竜巻における風速及び気圧低下量に基づいて、設計竜巻荷重（風圧力、気圧差、飛来物による衝撃荷重）を求め、これらの複合荷重と実験棟 A の保有水平耐力を比較することにより、設計竜巻荷重と S T A C Y 施設に常時作用する荷重及び運転時荷重を適切に考慮して、実験棟 A の構造健全性に影響が及ぶ可能性を評価する。

なお、評価ガイドでは、設計竜巻荷重と設計竜巻荷重と組み合わせる荷重を適切に設定することとなっているが、竜巻と同時に発生が想定される自然現象（雷、雪、雹及び大雨）については、以下のとおりとする。

- ・雷及び大雨については、影響モードが異なることから、考慮しない。

- ・雪について、上昇流の竜巻本体周辺においては、竜巻通過時に雪は降らない。また、下降流の竜巻通過時及び竜巻通過前に積もった雪は竜巻通過時に吹き飛ばされることから、考慮しない。
 - ・雹について、上昇流の竜巻本体周辺においては、竜巻通過時に雹は降らない。また、竜巻通過前に積もった雹は竜巻通過時に吹き飛ばされる。仮に下降流の竜巻通過時に直径5cm程度の大型の降雹があった場合でも、その運動エネルギーは約0.036kJ（重量は約60g、終端速度は33m/s：「一般気象学（小倉義光、東京大学出版会）」を参照。）となり、設計飛来物に包含されることから、考慮しない。
- また、竜巻による飛来物の衝突時におけるコンクリート貫通厚さ等を評価し、実験棟Aの壁厚と比較することにより、施設への波及的影響（貫通及び裏面剥離）を生じる可能性を評価する。

3-3 評価条件

- (1) 気象庁の竜巻等の突風データベースによると、竜巻による被害が発生する長さは、最大でも約20kmであることから、施設から半径20kmを「敷地及びその周辺」とする。
- (2) 敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえ、藤田スケールF1の竜巻（最大風速49m/s）（以下「F1竜巻」という。）を、設計上考慮することとする。
- (3) 竜巻による飛来物に対しては、想定するF1竜巻についてランキン渦モデルで飛来有無の判定を行い、実験棟Aへ飛来するおそれのあるものについて影響を考慮する。

4. 設計竜巻による複合荷重による実験棟Aの影響評価

4-1 設計竜巻の設定

F1竜巻（最大風速49m/s）について、評価ガイドに従い求めた設計竜巻の特性値を表4-1に示す。

表4-1 設計竜巻の特性値

最大風速 V_D (m/s)	49
移動速度 V_T (m/s)	7.35
最大接線風速 V_{Rm} (m/s)	41.65
最大気圧低下量 ΔP_{max} (Pa)	2,116

ここで、

$$V_T = 0.15 \times V_D$$

$$V_{Rm} = V_D - V_T$$

$$\Delta P_{max} = \rho \times V_{Rm}^2 \text{ (空気密度 } \rho = 1.22 \text{ (kg/m}^3\text{))}$$

4-2 設計竜巻荷重の設定

設計竜巻荷重は、最大風速における①風圧力による荷重、②気圧差による荷重、③飛来物の衝撃荷重を評価し、それらを組み合わせた複合荷重として設定した。

①風圧力による荷重

評価ガイドに従い、以下の式で求めた。

$$W_w = q \cdot G \cdot C \cdot A$$

ただし、

- W_w : 設計竜巻の風圧力による荷重 (N)
- q : 設計用速度圧 ($= (1/2) \cdot \rho \cdot V_D^2$) (N/m²)
- G : ガスト影響係数 1.0 (評価ガイドより)
- C : 風力係数 1.3 (JNES-RE-2013-9009 より引用)
- A : 施設の受圧面積 (m²) (実験棟A竣工図より計算)
- ρ : 空気密度 1.22 (kg/m³)
- V_D : 設計竜巻の最大風速 (m/s)

②気圧差による荷重

評価ガイドに従い、以下の式で求めた。

$$W_p = \Delta P_{max} \cdot A$$

ただし、

- W_p : 設計竜巻による気圧差による荷重 (N)
- ΔP_{max} : 最大気圧低下量 (Pa)
- A : 施設の受圧面積 (m²) (施設の竣工図より計算)

③飛来物による衝撃荷重

設計飛来物を選定するためにSTACY施設周辺の物品調査を行った。ただし、STACY施設は、原子力科学研究所敷地外の国道245号線から700m以上、海岸砂浜から200m以上離れているため、敷地外からの飛来物は考慮していない。施設周辺の代表的な物品を表4-2に示す。そのうち、柔飛来物は、竜巻による飛散、衝突時に分解変形することが想定され、施設への影響は小さいと考えられる。そのため、柔飛来物（一部剛）と剛飛来物の中から飛来物を検討した。

物品の浮上の判定、飛翔高さ、飛翔距離及び最大水平速度は、ランキン渦モデルで評価した。設計飛来物の選定検討結果を表4-3に示す。

表4-2 STACY施設周辺物品調査結果（代表例）

	形状	小	中	大
柔飛来物	棒状	・アンテナ ・風向計		
	板状	・掲示板 ・ベンチ	・駐輪場屋根	
	塊状	・自転車 ・消火器箱	・空調室外機 ・自動販売機	・資材倉庫
柔飛来物 (一部剛)	塊状			・自動車 (ミニバン)
剛飛来物	棒状	・ボンベ台車	・鋼製材 (評価ガイドに 示された例)	
	板状	・マンホール	・チェッカー プレート	・鉄板
	塊状		・コンクリート ブロック	・コンクリート ブロック体 ・S-2容器

表 4-3 設計飛来物の選定検討結果

形状	名称 (長さm×幅m ×厚さm、質量 kg)	空力パラ メータ*1 (m ² /kg)	浮上の 有無*2	飛翔 高さ*3 (m)	飛翔 距離*3 (m)	飛来の 有無*4	最大 水平 速度*3 (m/s)	衝撃 荷重*5 (kN)
塊状	自動車 (ミニバン) (4.885×1.84 ×1.905、2,110)	0.0068	×	/	/	/	/	/
棒状	ボンベ台車 (1.2×0.35×0.35、20)	0.0137	○	1	14	○	19	21
	鋼製材*6 (4.2×0.3×0.2、135)	0.0039	×	/	/	/	/	/
板状	マンホール (0.97×0.97×0.04、90)	0.0072	×	/	/	/	/	/
	チェッカープレート (1.9×1.9×0.005、140)	0.0171	○	2	86	×	/	/
	鉄板 (6.1×1.55×0.02、4,610)	0.0014	×	/	/	/	/	/
塊状	コンクリートブロック (1.1×0.5×0.2、440)	0.0013	×	/	/	/	/	/
	コンクリートブロック体 (1.2×1.06×1.06、3,000)	0.0008	×	/	/	/	/	/
	S-2 容器 (1.9×1.46×1.75、500)	0.0114	×	/	/	/	/	/

$$(\text{空力パラメータ}) = \frac{C_D A}{m} = \frac{0.33(C_{D1}A_1 + C_{D2}A_2 + C_{D3}A_3)}{m}$$

ただし、

- C_D : 飛来物の抗力係数
- A : 飛来物の等価な面積
- C_{D1}、C_{D2}、C_{D3} : 飛来物の各面の抗力係数 (表 4-4 参照)
- A₁、A₂、A₃ : 飛来物の各面の面積 (m²) (図 4-1 参照)
- m : 飛来物の質量 (kg)

表 4-4 飛来物の抗力係数

想定飛来物形状	C _{D1}	C _{D2}	C _{D3}
塊状物体	2.0	2.0	2.0
板状物体	2.0	1.2	1.2
棒状物体	2.0	0.7	0.7

- * 1 : 「竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究 (平成23年 2月 東京工芸大学)」 参照
- * 2 : 浮上条件は空力パラメータ0.0116m²/kg以上とした。^[1]
- * 3 : 竜巻による物体の浮上・飛来解析コードTONBOS (風速場: ランキン渦モデル) を用いて算出した。
- * 4 : 実験棟Aの周辺環境及び飛翔距離を考慮した。
- * 5 : 衝撃荷重は、Riera式^[2]で求めた。
- * 6 : 鋼製材の寸法及び質量は、評価ガイドの値を引用した。

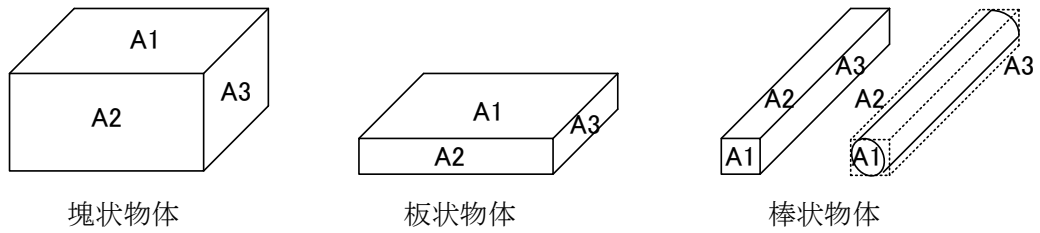


図 4-1 飛来物の面積

・ Riera 式

$$W_M = m \times V^2 / L_1$$

ただし、

- W_M : 設計飛来物の衝撃荷重 (N)
- m : 設計飛来物の質量 (kg)
- V : 設計飛来物の衝突速度 (水平) (m/s)
- L_1 : 設計飛来物の最も短い辺の全長 (m)

④ 設計竜巻による複合荷重

評価ガイドに従い、以下の式により求めた。

$$W_{T1} = W_P$$

$$W_{T2} = W_W + 0.5 \times W_P + W_M$$

ただし、

- W_{T1} 、 W_{T2} : 設計竜巻による複合荷重 (N)
- W_W : 設計竜巻の風圧力による荷重 (N)
- W_P : 設計竜巻による気圧差による荷重 (N)
- W_M : 設計飛来物による衝撃荷重 (N)

4-3 設計竜巻による複合荷重に対する実験棟Aの構造健全性評価

設計竜巻による複合荷重（風圧力、気圧差、飛来物による衝撃荷重）に対する実験棟Aの構造健全性評価結果を表4-5に示す。ここで、飛来物による衝撃荷重はボンベ台車の値とし、飛翔高さ1mであるため実験棟A 1階部分のみに考慮した。設計竜巻による複合荷重に対して、実験棟Aの保有水平耐力が十分な裕度を有していることから、実験棟Aは損壊しない。

表4-5 設計荷重に対する実験棟Aの構造健全性評価結果

階数	方向	高さ (m)	長さ (m)	設計竜巻による複合荷重		保有水平耐力 (kN) *1
				W _{T1} (kN)	W _{T2} (kN)	
3階	東西	13.3~18.8	53.5	6.3×10^2	8.8×10^2	6.8×10^4
	南北	13.3~18.8	42.0	4.9×10^2	6.9×10^2	7.0×10^4
2階	東西	7.3~13.3	53.5	6.8×10^2	9.6×10^2	1.7×10^5
	南北	7.3~13.3	42.0	5.4×10^2	7.5×10^2	1.8×10^5
1階	東西	0.0~7.3	53.5	8.3×10^2	1.3×10^3	2.5×10^5
	南北	0.0~7.3	42.0	6.5×10^2	2.0×10^3	2.6×10^5

W_{T1}は、気圧差による荷重。W_{T2}は、風圧力、気圧差及び衝撃による組み合わせ荷重。

*1：平成30年7月5日付け原規規発第1807052号で認可を受けた設計及び工事の方法の認可申請書より。

5. 設計飛来物の衝突による施設の影響評価

飛来物によるコンクリート構造物の貫通、裏面剥離の有無を評価した。飛来物は、表4-3に示したボンベ台車とした。また、評価式で用いる形状係数及び飛来物低減係数は、「新プラント設計に対する航空機衝突評価を実施するための手法（米国原子力エネルギー協会 NEI07-13 Rev. 8）」及び「構造物の衝撃挙動と設計法（1993年1月 土木学会）」を参考にした。

5-1 コンクリート構造物の貫通限界厚さ

貫通限界厚さは、修正 NDRC^[3] 式と Degen 式^[4] により算出した。

・修正 NDRC 式

$$x_c = \alpha_c \sqrt{4KWND \left(\frac{V}{1000D} \right)^{1.8}}$$

ただし、

- x_c : 貫入深さ (in)
- K : $180/\sqrt{F_c}$
- W : 重量 (lbs)
- F_c : コンクリート強度 (psi) ($240\text{kg}/\text{cm}^2$) *1
- D : 飛来物直径 (in)
- V : 衝突速度 (ft/s)
- N : 形状係数 1.14
- α_c : 飛来物低減係数 1

*1:平成元年3月29日付け元安(原規)第113号で認可を受けた設計及び工事の方法の認可申請書より

・Degen 式

$$t_p = \alpha_p D \left\{ 2.2 \left(\frac{x_c}{\alpha_c D} \right) - 0.3 \left(\frac{x_c}{\alpha_c D} \right)^2 \right\}$$

ただし、

- t_p : 貫通限界厚さ (ft)
- α_p : 飛来物低減係数 1

5-2 コンクリート構造物の裏面剥離限界厚さ

裏面剥離は、以下の Chang 式^[5]により算出した。

・Chang 式

$$t_s = 1.84\alpha_s \times \left\{ \frac{V_0}{V} \right\}^{0.13} \frac{(MV^2)^{0.4}}{(D/12)^{0.2}(144fc)^{0.4}}$$

ただし、

- t_s : 裏面剥離限界厚さ (ft)
- V_0 : 基準速度 200 (ft/s)
- V : 衝突速度 (ft/s)
- M : 質量 ($lb \cdot s^2/ft$)
- D : 飛来物直径 (in)
- f_c : コンクリート強度 (psi) ($240kg/cm^2$) *1
- α_s : 飛来物低減係数 1

*1:平成元年3月29日付け元安(原規)第113号で認可を受けた設計及び工事の方法の認可申請書より

5-3 設計飛来物に対する施設の健全性評価

設計飛来物に対する施設の健全性評価結果を表5-1に示す。評価対象施設は、実験棟A外壁とする。ボンベ台車の飛翔高さを考慮し、衝突方向は水平方向とした。

設計飛来物の貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さに対し実験棟A外壁の壁厚が上回っており、十分な裕度を有していることから、設計飛来物による影響はない。

表5-1 設計飛来物に対する施設の健全性評価結果

評価対象	飛来物	方向	コンクリート 厚さ(cm)	貫通限界 厚さ(cm)	裏面剥離 限界厚さ (cm)	評価結果	
						貫通	裏面 剥離
実験棟A 外壁	ボンベ台車	水平	30	4	17	無	無

6. 評価結果

本評価で想定する最大風速 49m/s により生じる複合荷重は実験棟Aの保有水平耐力を下回ることから、藤田スケールF1の竜巻は実験棟Aの構造健全性に有意な影響を及ぼすことが無いことを確認した。また、浮上が想定される飛来物についても、実験棟Aの壁厚が貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さを上回ることから、設計飛来物による影響はない。

以上のことから、竜巻はSTACY施設の安全性に影響を及ぼすことはない。

7. 参考文献

- [1] 四国電力株式会社, 「第47回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 伊方発電所3号炉竜巻影響評価補足説明資料」, 平成25年11月
- [2] J. D. Riera, "A Critical Reappraisal of Nuclear Power Plant Safety against Accidental Aircraft Impact," Nuclear Engineering and Design 57, (1980)
- [3] R. P. Kennedy, "A review of procedures for the analysis and design of concrete structures to resist missile impact effects," Nuclear Engineering and Design, 37, (1976)
- [4] P. P. Degen, "Perforation of reinforced concrete slabs by rigid missiles," Journal of the Structural Division, Proceeding of ASCE, Vol.106, No.ST7, (1980)
- [5] W. S. Chang, "Impact of solid missiles on concrete barriers," Journal of the Structural Division, Proceeding of ASCE, Vol.107, No.ST2, (1981)

補足資料

1. 実験棟Bに係る評価が実験棟Aの評価に包含又は同等であることの根拠

実験棟Bの竜巻影響評価が実験棟Aの評価に包含される又は同等であることを以下に示す。

評価項目		実験棟Aと実験棟Bの比較
竜巻影響評価	設計竜巻による複合荷重	設計竜巻による複合荷重に対し、実験棟Bの保有水平耐力は十分な裕度を有しており、安全余裕度（保有水平耐力/設計竜巻による複合荷重）は、実験棟Aの安全余裕度と同等である（表1参照）。
	設計飛来物の衝突	実験棟B外壁の壁厚は30cmであり、実験棟Aと同じであるため、実験棟Aの評価に包含される。

表1 実験棟Aと実験棟Bの安全余裕度（保有水平耐力/設計竜巻による複合荷重）の比較

階数	方向	設計竜巻による複合荷重		保有水平耐力		安全余裕度			
		W_{T1} (kN)	W_{T2} (kN)	実験棟A Q_{u1} (kN)	実験棟B Q_{u2} (kN) * 1	実験棟A Q_{u1}/W_{T1}	実験棟B Q_{u2}/W_{T1}	実験棟A Q_{u1}/W_{T2}	実験棟B Q_{u2}/W_{T2}
3階	東西	6.3×10^2	8.8×10^2	6.8×10^4	4.1×10^4	1.0×10^2	6.5×10^1	7.7×10^1	4.6×10^1
	南北	4.9×10^2	6.9×10^2	7.0×10^4	6.0×10^4	1.4×10^2	1.2×10^2	1.0×10^2	8.8×10^1
2階	東西	6.8×10^2	9.6×10^2	1.7×10^5	9.0×10^4	2.5×10^2	1.3×10^2	1.7×10^2	9.3×10^1
	南北	5.4×10^2	7.5×10^2	1.8×10^5	1.3×10^5	3.3×10^2	2.4×10^2	2.4×10^2	1.7×10^2
1階	東西	8.3×10^2	1.3×10^3	2.5×10^5	1.9×10^5	3.0×10^2	2.3×10^2	1.9×10^2	1.4×10^2
	南北	6.5×10^2	2.0×10^3	2.6×10^5	2.8×10^5	4.0×10^2	4.3×10^2	1.3×10^2	1.4×10^2

* 1 : 平成元年3月29日付け元安（原規）第113号で認可を受けた設計及び工事の方法の認可申請書より。

空白頁

6. 安全施設、安全設備の機能維持等(第11条、第21条)の適合性説明書

添付書類 IV-6-1 安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書

空白頁

添付書類

IV-6-1 安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書

目 次

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

1. 概要

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

2. 基本方針

(1) 機能の確認等

技術基準規則第11条の要求に適合するよう、STACYの更新により新たに施設する原子炉容器その他の原子炉の安全を確保する上で必要な設備の機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理が、その安全機能の重要度に応じ適切な方法により原子炉の運転中又は停止中にできるように設計する。

なお、新たに施設する設備は既存の設備の機能の確認等に支障がないよう設置すること及び第11条の要求に施設時からの変更はないことから、既設の設備をそのまま使用する設備（設工認第4回で申請する設備を除く（※））に関する適合性説明は省略する。

※：設工認第4回で申請する設備は、既設の設備をそのまま使用する場合であっても、技術基準規則第11条への適合性を明確にするため、要求事項に適合させるための設計方針について説明する。

(2) 安全設備

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

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

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

第2号の要求に適合するよう、技術基準規則第2条第2項第28号ロに掲げる安全設備は、構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても所定の安全機能を達成できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の

機能の性質、構造及び動作原理等を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保する設計とする。

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

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

- ・火災の発生を防止するために可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。
- ・必要に応じて火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備を設ける。
- ・火災の影響を軽減するため、必要に応じて、防火壁の設置その他の適切な防火措置を講ずる。

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

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

3. 詳細設計方針・内容

(1) 機能の確認等

新たに施設するS T A C Y施設及び設工認第4回で申請する設備（既設設備をそのまま使用する場合を含む。）は、これら設備の安全性を確保する上で必要な設備の健全性及び能力を確認するために、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検及び試験又は検査を実施できるよう外観の確認及び分解・開放による内部確認並びに機能・性能の確認ができる構造とする。構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放が可能な設計とし、機能・性能の確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放点検が不要なものについては外観の確認のみが可能な設計とする。単体作動試験による機能・性能の確認のほか、所用の系統機能・性能を確認する必要がある設備については、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。具体的には、以下の機器種別毎に示す保守点検及び試験又は検査が実施可能な設計とする。

- a. タンク（炉心タンク、ダンプ槽）
- ・外観の確認が可能な設計とする。
 - ・内部の確認が可能なように、マンホール等を設ける設計とする。
 - ・系統試験による機能・性能及び漏えい確認が可能な設計とする。
 - ・ダンプ槽については、水量、電導度が確認できる設計とする。
- b. 格子板
- ・外観の確認が可能な設計とする。
- c. 駆動装置等
（起動用中性子源、最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチの駆動装置、安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置の駆動装置）
- ・外観の確認が可能な設計とする。
 - ・分解・開放が可能な設計とする。
 - ・単体作動試験による機能・性能の確認が可能な設計とする。
- d. 給排水系
（ポンプ、弁、配管）
- ・外観の確認が可能な設計とする。
 - ・分解・開放が可能な設計とする。ただし、配管を除く。
 - ・系統試験による機能・性能及び漏えい確認が可能な設計とする。
- e. 計測制御系統施設
（最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ、監視操作盤、モニタ盤、サーボ型水位計、高速流量計、低速流量計、炉心温度計、ダンプ槽温度計、ダンプ槽電導度計、安全保護回路、インターロック、警報回路）
- ・外観の確認が可能な設計とする。
 - ・特性又は機能・性能検査が可能で、校正ができる設計とする。
 - ・設定値確認ができる設計とする。
 - ・ロジック回路動作確認ができる設計とする。
- f. 支持構造物等
（格子板フレーム、実験装置架台及び移動支持架台、検出器配置用治具、安全板、ガイドピン、未臨界板、可動装荷物駆動装置の案内管、棒状燃料貯蔵設備Ⅱの棒状燃料収納容器及び架台、炉室フード、固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ）及び β ・ γ 固体廃棄物保管室、棒状燃料貯蔵設備の棒状燃料収納容器、ウラン酸化物燃料収納架台、

コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台)

- ・外観の確認が可能な設計とする。

g. 炉心を形成する機器等

- ・原子炉の運転による性能確認が可能な設計とする。

h. 消火設備等

(消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備)

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

i. 槽ベント設備Bのグローブボックス

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・負圧確認が可能な設計とする。

j. 液体廃棄物の廃棄設備 (貯槽、主配管)

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・系統試験による機能・性能及び漏えい確認が可能な設計とする。
- ・貯槽については、液量が確認できる設計とする。

k. 液体廃棄物の廃棄設備 (漏えい検知器、堰)

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・単体作動試験による機能・性能の確認が可能な設計とする。ただし、漏えい検知器に限る。

l. プロセス冷却設備

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・系統試験による機能・性能及び漏えい確認が可能な設計とする。

m. 避雷設備

- ・外観確認が可能な設計とする。
- ・性能試験による機能・性能の確認が可能な設計とする。ただし、排気筒の避雷設備に限る。

(2) 安全設備

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

<第1号>共用

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

<第2号>多重性又は多様性の確保及び独立性

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

原子炉停止系

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

安全保護系

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

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

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

<第3号> 環境条件

安全設備の設計条件については、想定される環境条件においても十分な余裕をもって機能維持できるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等の各種の環境条件を考慮し、十分安全側の設計条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。なお、STACYの炉心タンクは上部が開放されているため、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においても炉心タンク等の圧力が上昇するおそれはなく、また、熱出力が低いことから、減速材等の温度の上昇及び放射線量の上昇も極めて小さい。

<第4号> 火災による損傷防止

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

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

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

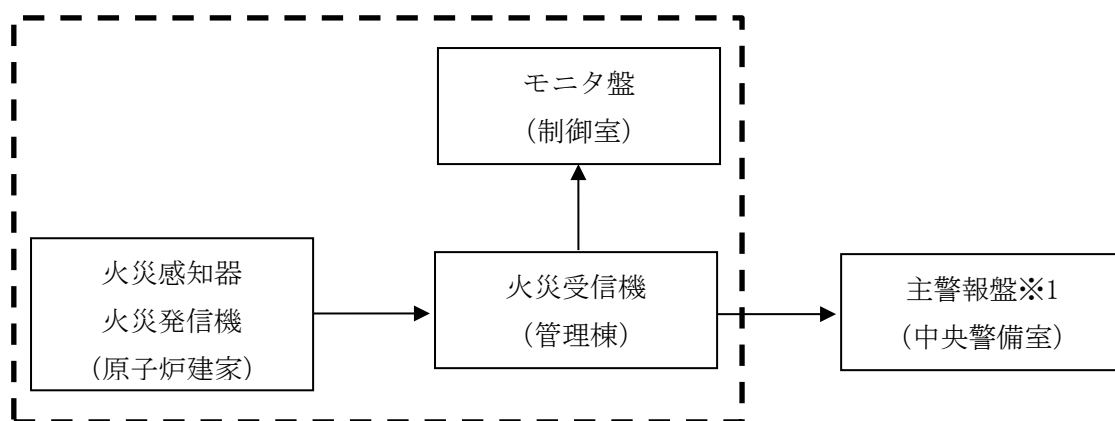
（1）火災の発生防止

- ・安全設備には不燃性材料又は難燃性材料を使用

- ・電気設備の保護継電器、避雷設備の設置（避雷設備は設工認第4回（避雷設備）で申請する。）
- ・有機溶媒タンクの気相部の排気及び接地
- ・無停電電源装置を設置する電気室には、蓄電池から発生する水素が滞留することを防止するため、換気設備を設置（換気設備は設工認第4回（電気室の換気設備）で申請する。）

(2) 火災感知及び消火

- ・STACY施設における火災規模は、その火災原因（電気系統の過電流、静電気を想定）から一般施設と同等であることから、消防法の設置基準に基づき、消火設備（自動火災報知設備、屋内外消火栓設備、連結散水設備、消火器）を設置（ただし、「2. 基本方針」で記載したとおり消火設備の設工認の申請対象範囲は、技術基準規則第21条第1項第4号の要求事項に基づき安全設備の設置場所とする。）
- ・火災発生時は、火災感知器又は火災発信機（火災を発見した人による手動操作）から火災受信機に信号が発信されるとともに、制御室のモニタ盤の警報窓に表示及び発報（図1参照）



自動火災報知設備の申請範囲

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

図1 自動火災報知設備の系統図

(3) 火災の影響軽減

- ・電線管によるケーブルの保護及び隔離（設工認第3回（安全保護回路）で申請する。）
- ・有機廃液の貯槽の区画配置及び漏えいがあった場合の堰による漏えい拡大防止（区画配置については平成3年5月2日付け3安（原規）第24号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。堰については設工認第4回（液体廃棄物の廃棄設備）で申請する。）
- ・非常用発電機の燃料タンクの区画配置及び漏えいがあった場合の堰による漏えい拡大防止（区画配置及び堰については平成2年8月23日付け2安（原規）第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。）
- ・可燃性又は難燃性固体廃棄物は、原則金属製容器に収納保管

<第5号> 消火設備の破損等が起きた場合の停止機能維持

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

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

<第6号> 内部飛来物による損傷防止

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

7. 溢水による損傷の防止（第19条）の適合性説明書

添付書類 IV-7-1 溢水防護についての説明書

添付書類 IV-7-2 液体廃棄物の廃棄設備の溢水影響評価書（管理区域外への漏えい防止）

空白頁

添付書類

IV-7-1 溢水防護についての説明書

目 次

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

1. 概要

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

2. 基本方針

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

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

3. 詳細設計方針・内容

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

(1) 原子炉停止系の機能喪失防止

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

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

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

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

(2) 溢水による臨界の防止

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

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

(3) 管理区域外への漏えい防止

1) 溶液燃料貯蔵設備

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

イ. 地震起因による機器類の全数破損に対する考慮

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

ロ. ランダム故障による機器類の単一破損に対する考慮

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

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

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

ハ、地震によるスロッシングに対する考慮

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

表1 GB及び貯槽室ドリフトレイの保持量

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

*1：設置場所における最大の取扱量又は貯蔵容量を有する機器。

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

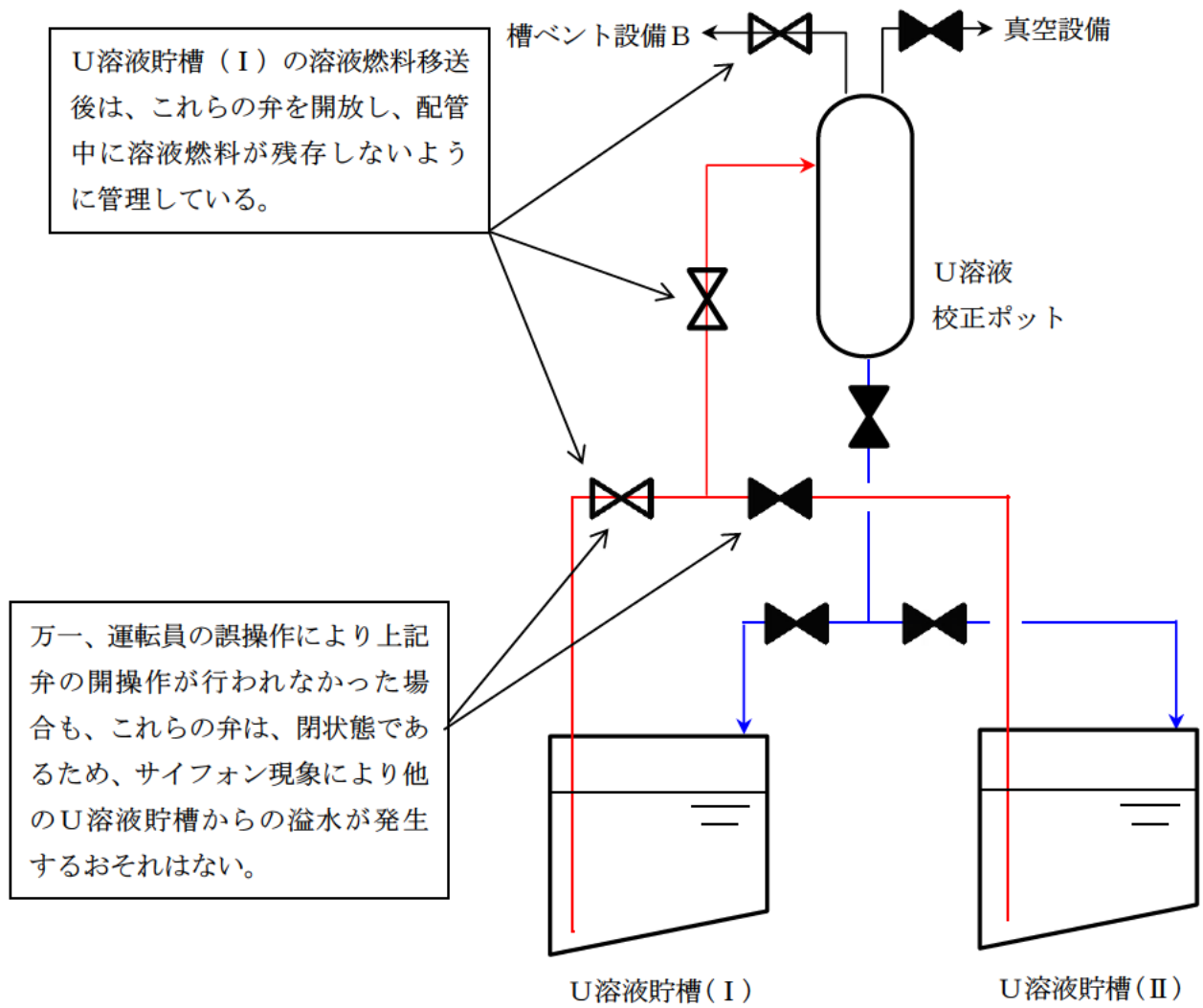


図1 溶液燃料貯蔵設備の系統概略図

2) 液体廃棄物の廃棄設備

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

評価の詳細については、添付書類Ⅳ－7－2 「液体廃棄物の廃棄設備の溢水影響評価（管理区域外への漏えい防止）」に示す。

イ. 地震起因による機器類の全数破損に対する考慮

- ・機器類に作用する設計用地震力は、原子炉建家及び溢水源機器のうち最大の重要度によるものとし、耐震Bクラス設備に適用される地震力を想定する。液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽から発生する溢水に対し、溢水防護設備（管理区域外へ漏えいすることを防止するための堰等）は十分な保持容量を有する設計としている。

ロ. ランダム故障による機器類の単一破損に対する考慮

- ・液体廃棄物を取り扱う機器、配管又は貯槽が破損した場合でも、それらを設置する廃液貯槽室の床面に堰（既設）を設け、当該場所における最大の貯蔵容量又は貯留容量を有する機器の単一の破損を想定しても、その全量を保持する設計としている。

ハ. 地震によるスロッシングに対する考慮

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

補足資料

安全保護系や原子炉停止系の電源系統に設置する漏電遮断器について

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

(1) 漏電遮断器の原理

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

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

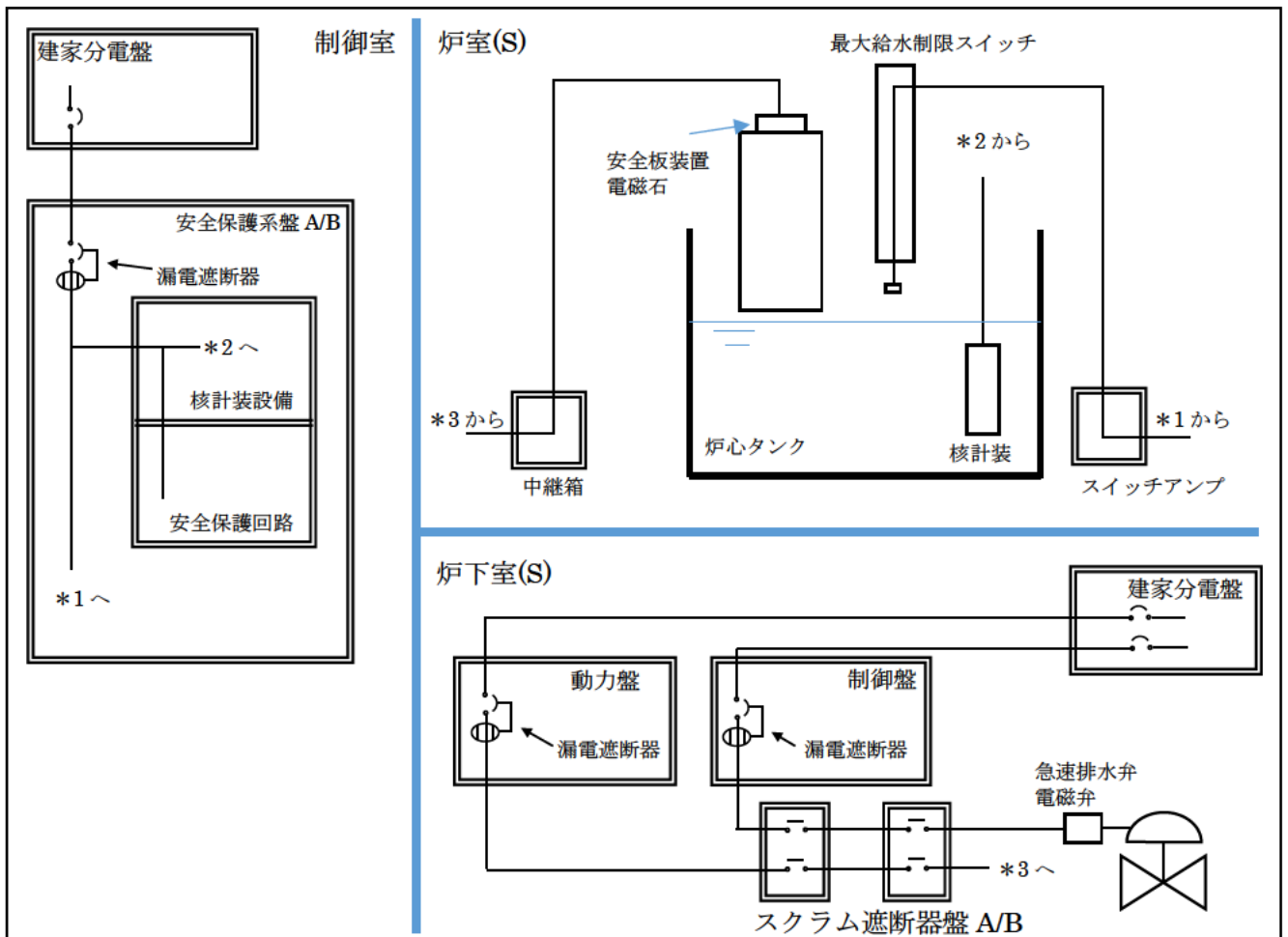


図 1 安全保護系及び原子炉停止系の電源系統概略図

空白頁

添付書類

IV-7-2 液体廃棄物の廃棄設備の溢水影響評価書
(管理区域外への漏えい防止)

目 次

1. 概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・添IV-7-2-1
2. 評価の考え方・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・添IV-7-2-2
3. 溢水影響評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・添IV-7-2-5
4. 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・添IV-7-2-13

1. 概要

液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽は、当該機器の破損により内包する放射性物質を含む液体があふれ出た場合でも、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために堰等（以下「溢水防護設備」という。）を設ける設計としている。

本評価書は、液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽から溢水が発生した場合に管理区域外へ漏えいしないことを評価した結果を示すものである。

2. 評価の考え方

評価に当たっては、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」（原規技発第13061913号（平成25年6月19日 原子力規制委員会決定））を参考にして、以下の考え方に基づいて実施する。

(1) 溢水源の検討

液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽が設置されている実験棟Bについて、管理区域外への漏えい防止を評価するため、想定される溢水源を洗い出し、それぞれについて評価の必要性を判断する。

想定される溢水源		評価の必要性	判断理由
中レベル廃液系	中レベル廃液貯槽 A/B	○	放射性物質を含む液体を内包しているため、評価が必要である。
	配管等	×	配管等が破損した場合の流出量は、「配管内の液体及び配管接続部までの廃液貯槽の液体」であり、廃液貯槽の最大容量より少ないため、廃液貯槽の評価に包含される。
低レベル廃液系	低レベル廃液貯槽 A/B	○	放射性物質を含む液体を内包しているため、評価が必要である。
	配管等	×	配管等が破損した場合の流出量は、「配管内の液体及び配管接続部までの廃液貯槽の液体」であり、廃液貯槽の最大容量より少ないため、廃液貯槽の評価に包含される。
極低レベル廃液系	極低レベル廃液貯槽 A/B	○	放射性物質を含む液体を内包しているため、評価が必要である。
	配管等	×	配管等が破損した場合の流出量は、「配管内の液体及び配管接続部までの廃液貯槽の液体」であり、廃液貯槽の最大容量より少ないため、廃液貯槽の評価に包含される。
有機廃液系	有機廃液貯槽 B	○	放射性物質を含む液体を内包しているため、評価が必要である。
	配管等	×	配管等が破損した場合の流出量は、「配管内の液体及び配管接続部までの廃液貯槽の液体」であり、廃液貯槽の最大容量より少ないため、廃液貯槽の評価に包含される。
水道、シャワー		×	流し等に供給される水は放射性物質を含む液体ではないことから考慮不要。
消火栓		×	消火栓の水は放射性物質を含む液体ではないことから考慮不要。

凡例

○：評価の必要性があることを示す。

×：評価の必要性がないことを示す。

(2) 溢水源及び溢水量の想定

上記(1)で評価が必要と判断した溢水源について、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。

- a. ランダム故障による単一破損により生じる溢水
 - ・一系統における単一の機器の破損とし、1つの堰等の溢水防護設備に複数の機器がある場合は最大容量のものの破損を想定する。
 - ・溢水量は、機器内保有水の全量流出を想定する。

- b. 地震に起因する機器の破損により生じる溢水
 - ・機器に作用する地震力は原子炉建家及び溢水源機器のうち最大の耐震重要度によるものとし、当該耐震重要度より下位クラスの溢水源機器の全数破損を想定する。評価に当たり、STACY施設では、原子炉建家として評価対象とする実験棟Bが耐震Bクラス設備、溢水源機器として評価対象とする各廃液貯槽が耐震Cクラス設備であるため、機器に作用する地震力は、耐震Bクラス設備に適用する地震力を想定する。
 - ・溢水量は、機器内保有水の全量流出を想定する。ただし、原子炉施設保安規定により機器の最大貯留量を制限する場合は、その最大貯留量を考慮して溢水量を算出する。

- c. 地震によって生じるスロッシングによる溢水
 - ・上記b.の地震力によって生じるスロッシングによって機器から溢水する可能性がある場合は、溢水源として想定する。

(3) 溢水経路の設定

原則として、管理区域外への漏えいのおそれがある区画の水位が最も高くなるように溢水経路を設定する。

評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。

- a. 床面開口部及び貫通部
 - 溢水経路上の床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。

- b. 壁貫通部
 - 溢水経路上の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。

- c. 扉
 - 溢水経路上に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。

d. 堰

溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。

e. 排水設備

溢水経路上に排水設備が設置されている場合でも、他の区画への排水は考慮しないものとする。

(4) 影響評価

液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽から発生する溢水に対し、溢水防護設備が十分な保持容量を有し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいしないことを確認する。

また、地震起因による破損及び地震によって生じるスロッシングによる溢水に対応する溢水防護設備は、「2. (2) b.」に示す地震力による耐震評価を実施する。ただし、堰等の溢水防護設備で原子炉建家の耐震重要度と同じ又は同等である場合は、耐震評価を省略することができるものとする。

3. 溢水影響評価

液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽の溢水評価について以下に示す。なお、液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽は、上部開放型の機器でないため、地震によって生じるスロッシングによる溢水は考慮しない。

3. 1 中レベル廃液貯槽の溢水評価

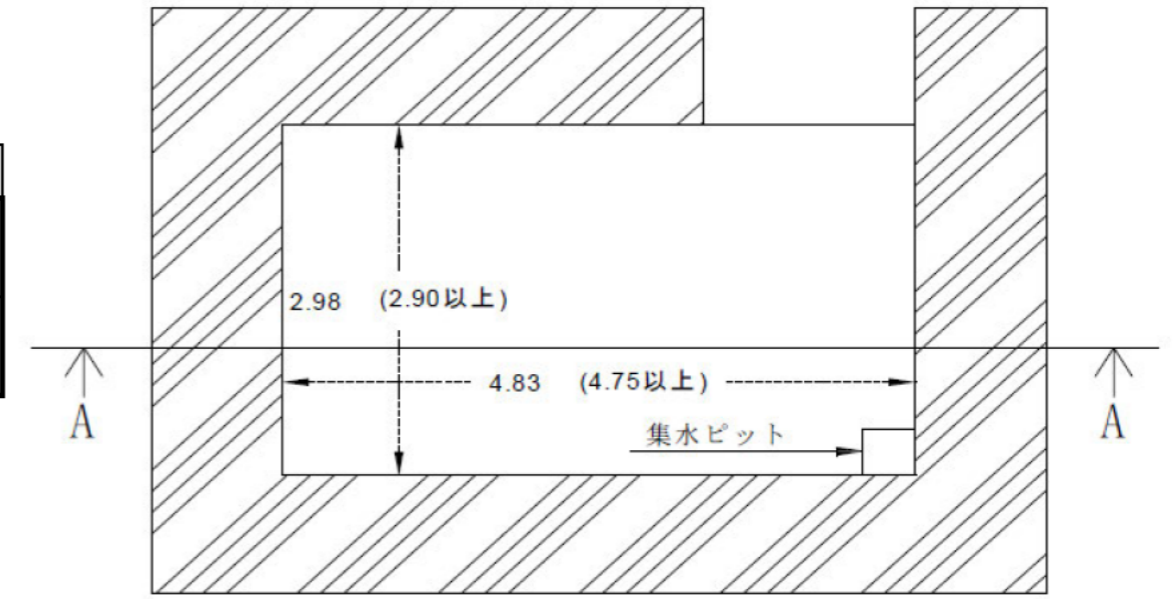
3. 1. 1 ランダム故障による単一破損により生じる溢水

・対象機器：中レベル廃液貯槽（容量：2.5m³、基数：2基、設置場所：実験棟B地下1階廃液貯槽室（VI）-1）

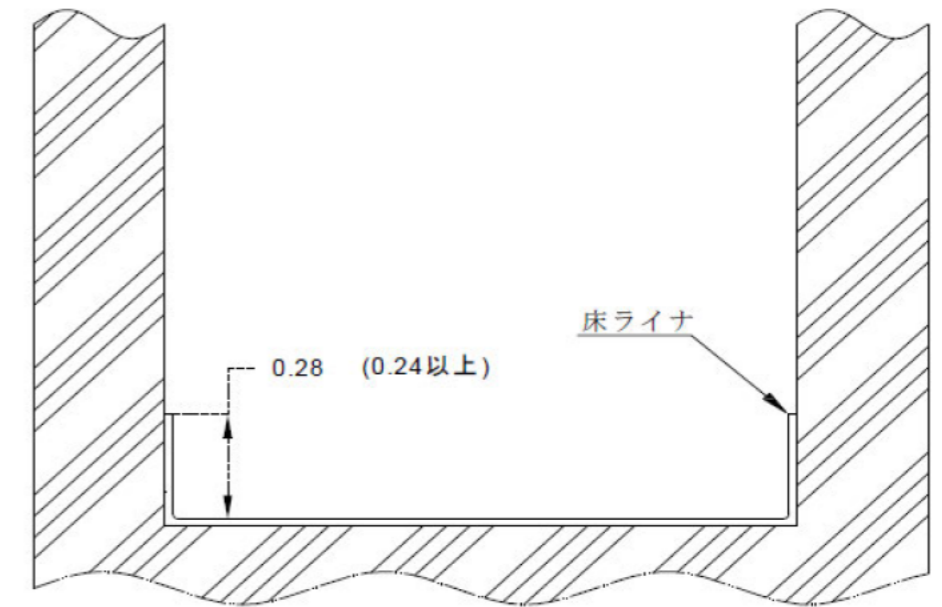
溢水の想定	溢水量 [m ³]	溢水防護設備			
		名 称	総体積 [m ³] (横×縦×高さ)	控除体積*1 [m ³]	有効保持量*2 [m ³]
①ランダム故障による 単一破損	2.5	廃液貯槽室(VI)-1の 堰	3.3 (4.75×2.90×0.24)	0	3.3

*1：堰、室内の構造物の体積（以下本評価書において同じ。）

*2：有効保持量＝総体積－控除体積（以下本評価書において同じ。）



平面図



A - A

断面図

単位：m

図 3.1.1-1 廃液貯槽室（VI）-1 の堰敷設図

空白頁

3. 1. 2 地震に起因する機器の破損により生じる溢水

- 対象機器：中レベル廃液貯槽（容量：2.5m³、基数：2基、設置場所：実験棟B地下1階廃液貯槽室（VI）-1）

溢水の想定	溢水量 [m ³]	溢水防護設備				
		名 称	総体積 [m ³] (横×縦×高さ)	控除体積 [m ³]	有効保持量 [m ³]	
					小計	合計
②地震による全数破損	5	廃液貯槽室 (VI)-1の堰	3.3 (4.75×2.90×0.24)	0	3.3	5.2
		廃液処理室 (IV)-2	0.97 (2.85×2.85×0.12)	0.2 (*1)	0.7	
		廃液処理室 (IV)-1	1.5 (15.1×5.2×0.02)	0.3 (*2)	1.2	

*1：廃液処理室(IV)-2内の構造物はポンプ基礎（約0.13m³）のみであるため、控除体積は保守的に総体積の20%（0.2m³）とする。

*2：廃液処理室(IV)-1内の構造物は制御盤（約0.06m³）及び階段基礎（0.02m³）のみであるため、控除体積は保守的に総体積の20%（0.3m³）とする。

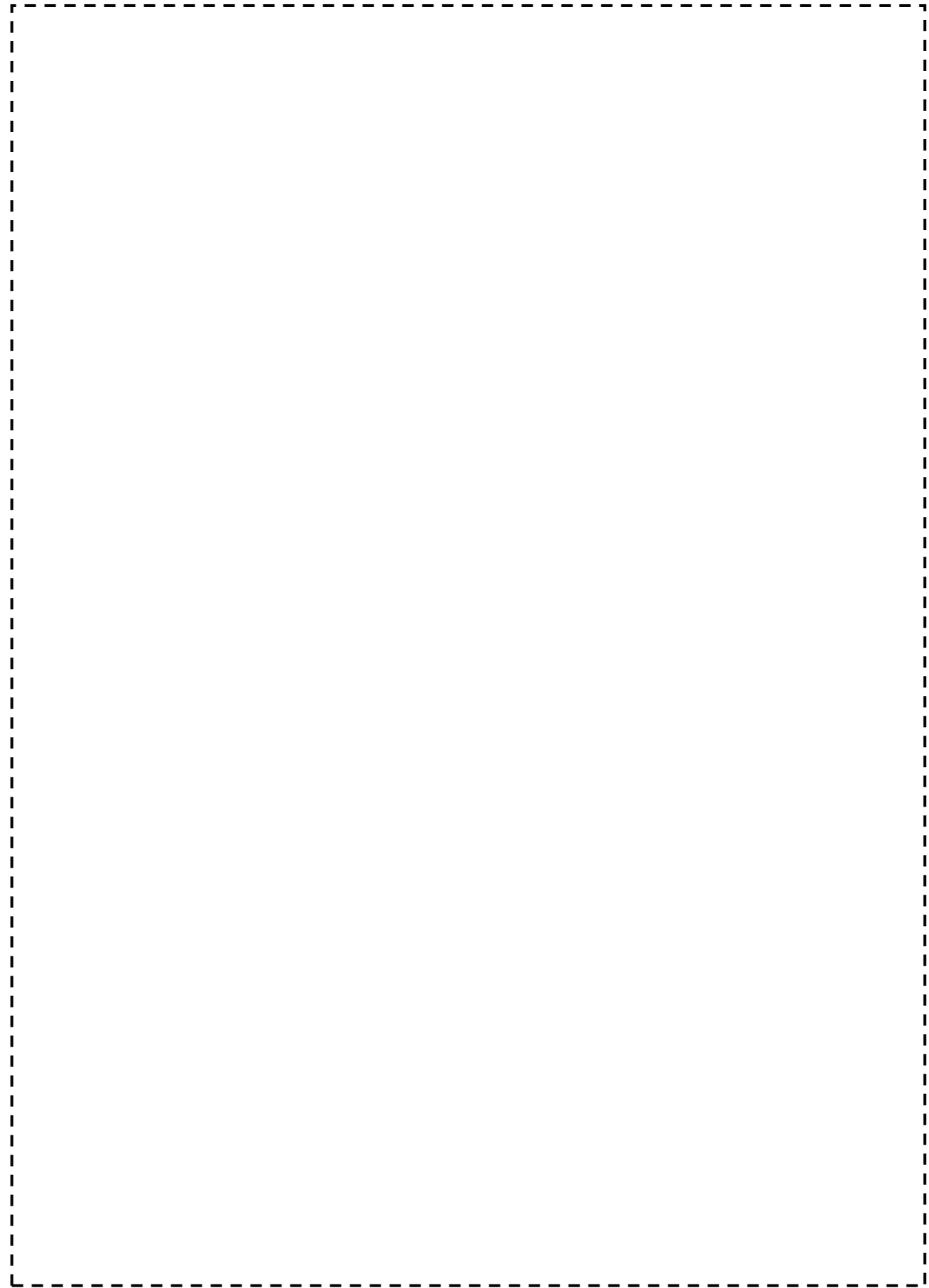


図 3.1.2-1 中レベル廃液貯槽全数破損時の溢水経路及び浸水エリア（実験棟B地下1階平面図）

空白頁



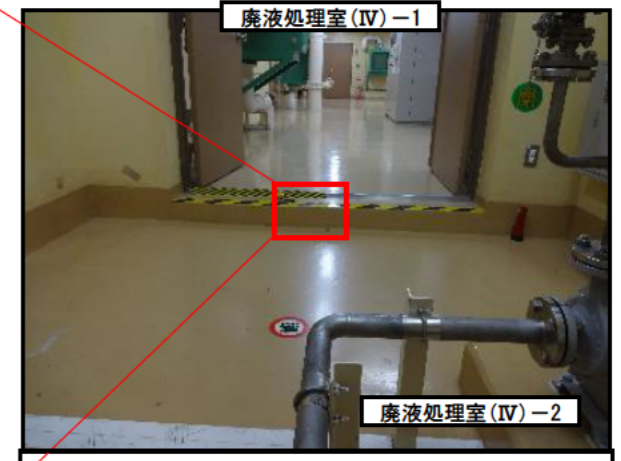
廃液処理室(IV)-1 前廊下との障壁
(高さ: 約 2.3cm)
※評価上は、保守的に 2cm とする。



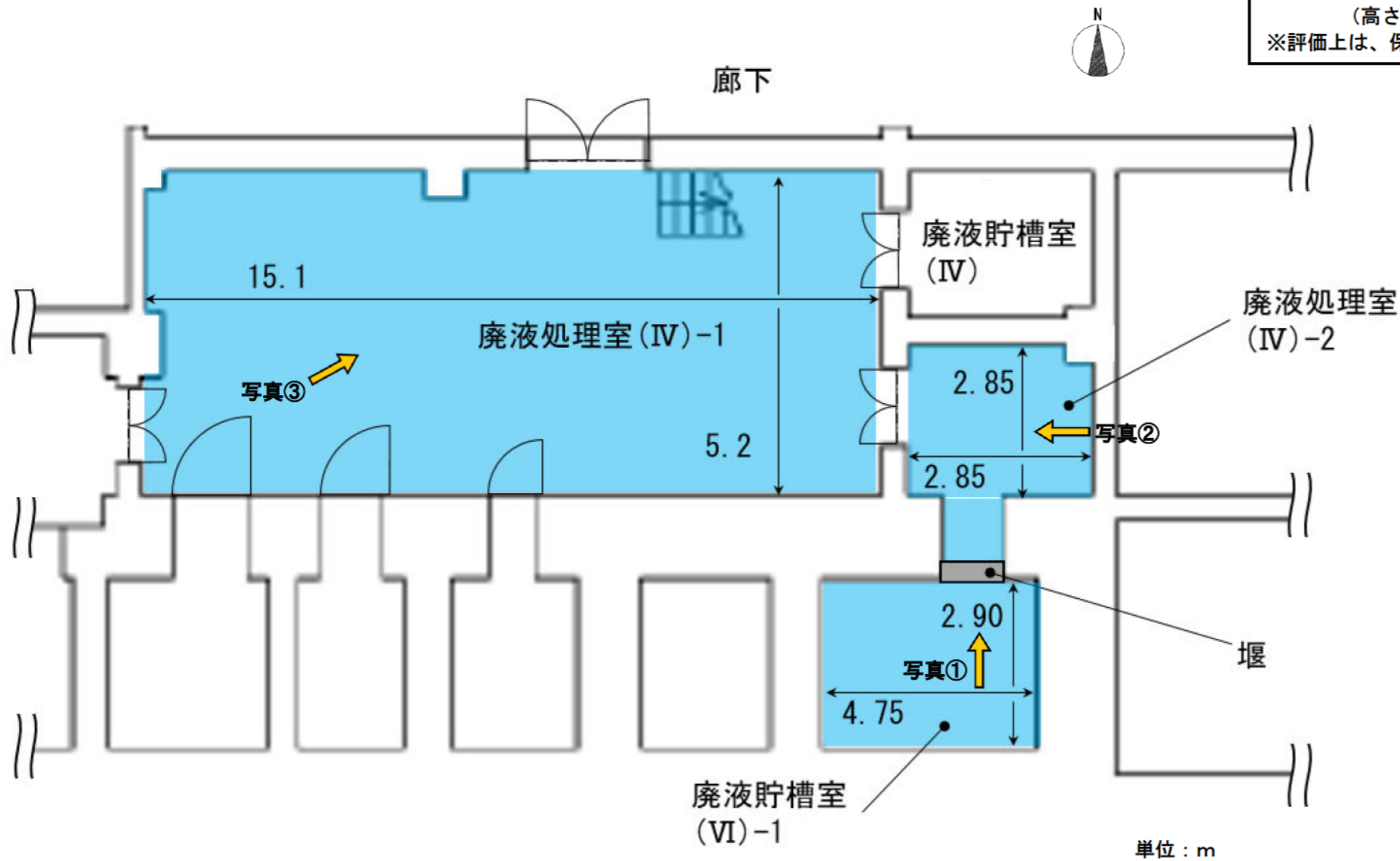
廃液処理室(IV)-1 【写真③】



廃液処理室(IV)-1 との障壁
(高さ: 約 12.5cm)
※評価上は、保守的に 12cm とする。



廃液処理室(IV)-2 【写真②】



廃液貯槽室(VI)-1 【写真①】

図 3.1.2-2 中レベル廃液貯槽全数破損時の浸水エリア拡大図 (実験棟B地下1階平面図)

空白頁

3. 2 低レベル廃液貯槽の溢水評価

3. 2. 1 ランダム故障による単一破損及び地震に起因する機器の破損により生じる溢水

・対象機器：低レベル廃液貯槽（容量：10m³、基数：2基、設置場所：実験棟B地下1階 廃液貯槽室（Ⅶ））

溢水の想定	溢水量 [m ³]	溢水防護設備			
		名称	総体積 [m ³] (横×縦×高さ)	控除体積 [m ³]	有効保持量 [m ³]
①ランダム故障による 単一破損	10	廃液貯槽室 (Ⅶ)の堰	26.1 (4.95×5.69×0.93)	3.83	22.3
②地震による全数破損	20	同上	同上	同上	同上

控除体積の内訳

名称	控除体積 [m ³] (横×縦×高さ)	合計控除体積 [m ³]
基礎①	0.66 (1.88×0.77×0.45)	3.83
基礎②	0.32 (0.73×0.93×0.47)	
基礎③	1.66 (2.62×5.26×0.12)	
低レベル廃液貯槽の 堰内沈込み部分	1.19 (*1)	

*1：仮に低レベル廃液貯槽B（縦型円筒槽）の破損を想定した場合、低レベル廃液貯槽A（縦型円筒槽）の堰内沈込み部分（下図のグレーハッチング部）は、控除体積（V）として考慮する。
 $V = \pi r^2 h = \pi \times 1.12^2 \times 0.3 = 1.19 \text{ m}^3$

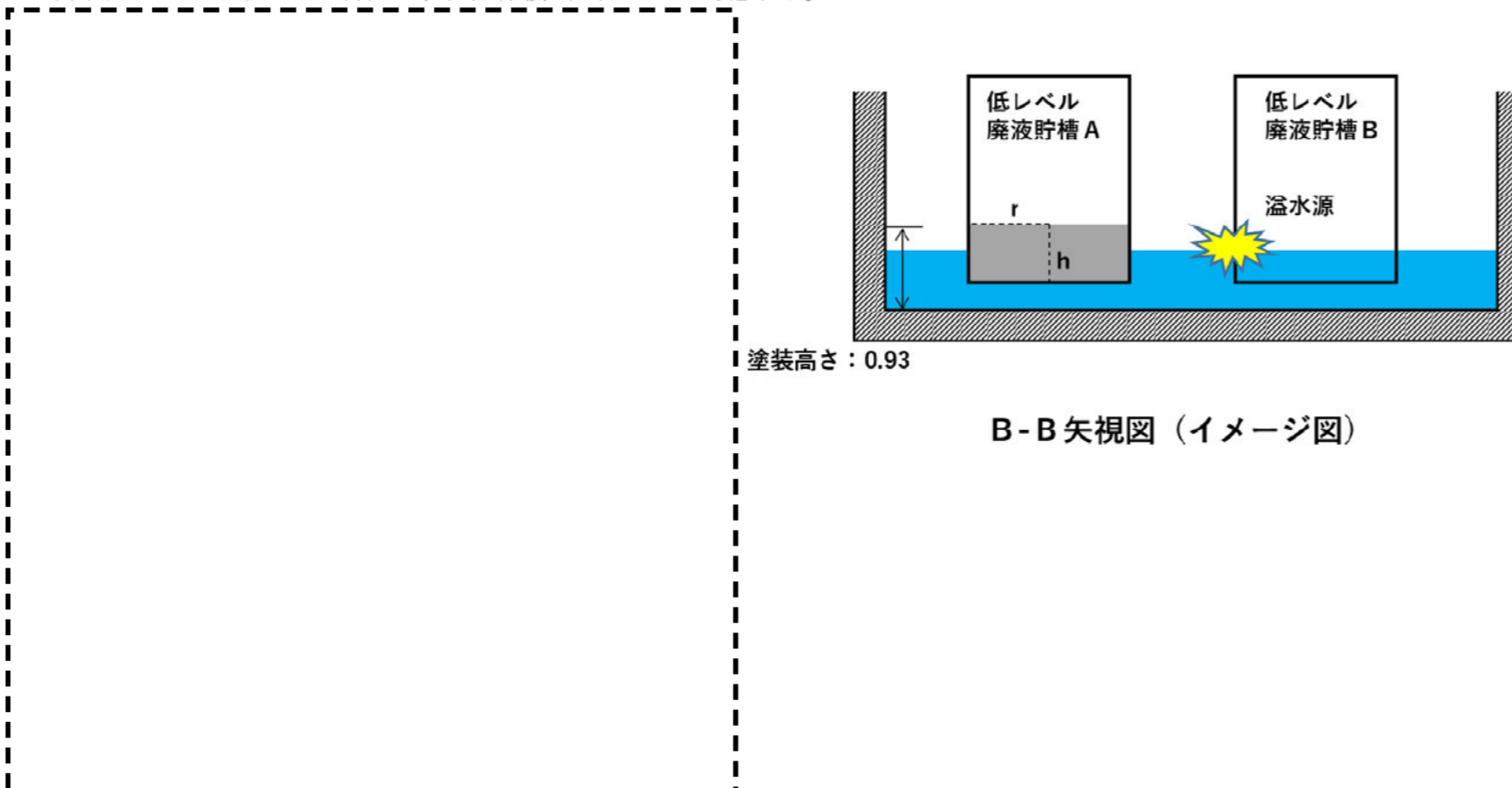


図 3. 2. 1-1 廃液貯槽室（Ⅶ）の配置図（実験棟B地下1階平面図）

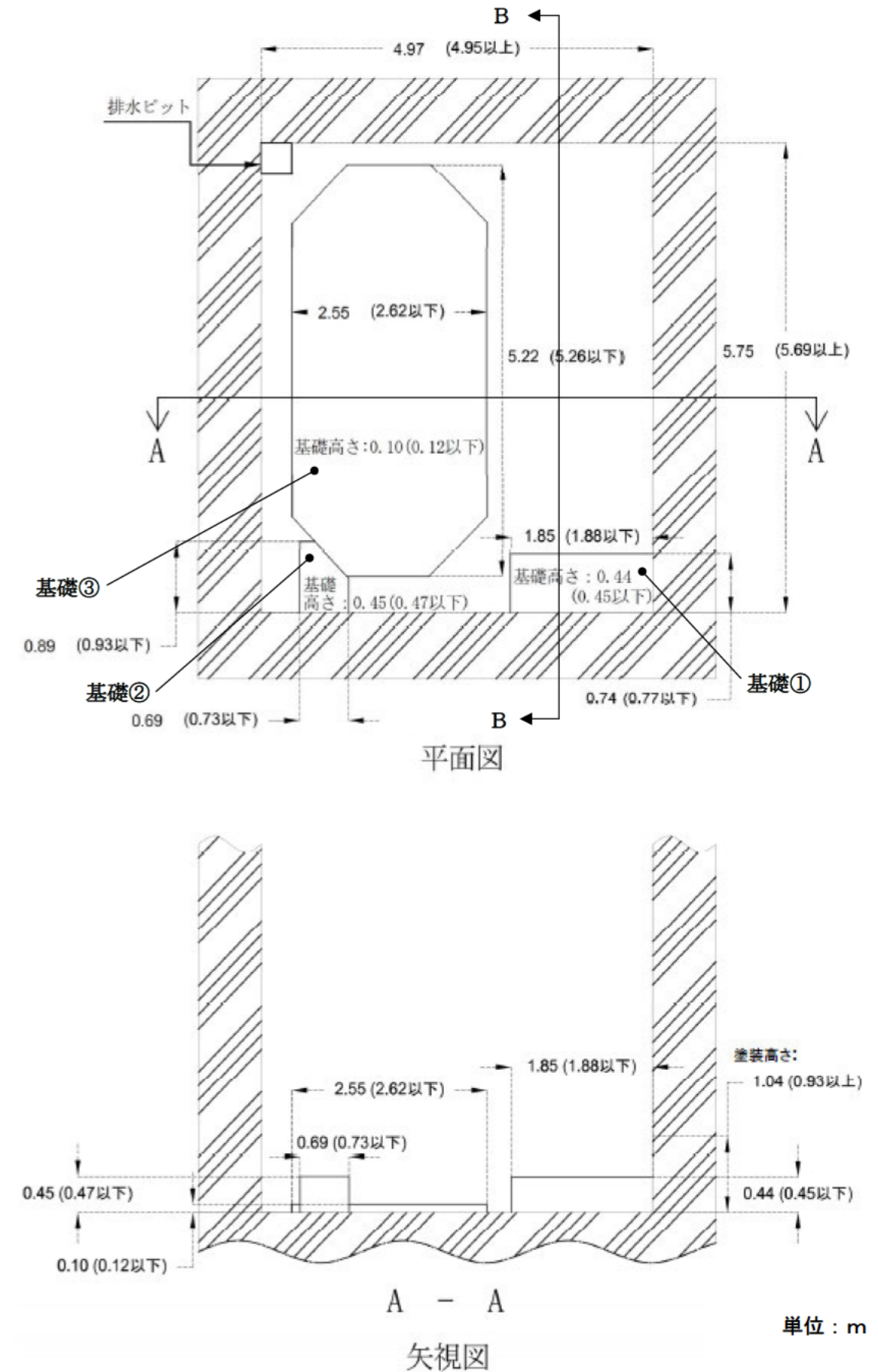


図 3. 2. 1-2 廃液貯槽室（Ⅶ）の堰敷設図

単位：m

空白頁

3. 3 極低レベル廃液貯槽の溢水評価

3. 3. 1 ランダム故障による単一破損により生じる溢水

・対象機器：極低レベル廃液貯槽（容量：40m³、基数：2基、設置場所：実験棟B地下1階 廃液貯槽室（Ⅷ））

溢水の想定	溢水量 [m ³]	溢水防護設備			
		名称	総体積 [m ³] (横×縦×高さ)	控除体積 [m ³]	有効保持量 [m ³]
①ランダム故障による単一破損	40	廃液貯槽室（Ⅷ）の堰	51.3 (10.80×4.95×0.96)	10.9	40.4

控除体積の内訳

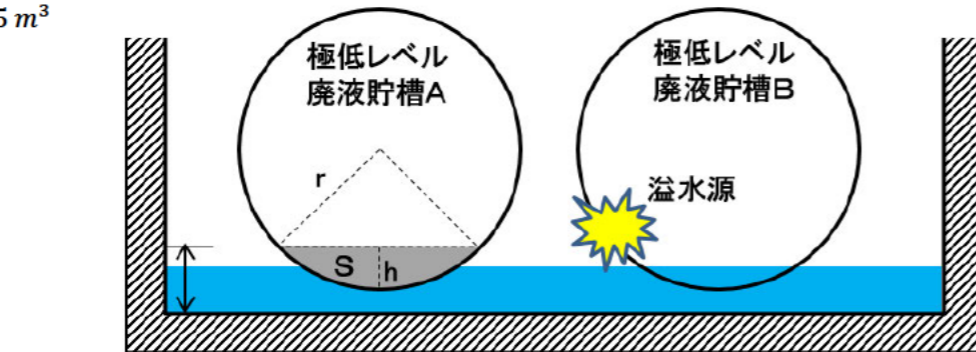
名称	控除体積 [m ³] (横×縦×高さ)	合計控除体積 [m ³]
基礎①	0.588 (0.71×0.94×0.88)	10.9
基礎②	0.592 (0.73×0.92×0.88)	
基礎③	0.326 (3.53×0.71×0.13)	
基礎④	0.300 (3.51×0.71×0.12)	
基礎⑤	0.305 (3.52×0.72×0.12)	
基礎⑥	0.300 (3.51×0.71×0.12)	
基礎⑦	2.615 (0.83×5.00×0.63)	
基礎⑧	1.700 (1.04×1.70×0.96)	
極低レベル廃液貯槽の堰内沈込み部分	4.145 (*1)	

*1: 仮に極低レベル廃液貯槽Bの破損を想定した場合、極低レベル廃液貯槽Aの堰内沈込み部分（下図のグレーハッチング部）は、控除体積（V）として考慮する。

$$V = SL = \left\{ r^2 \cos^{-1} \left(1 - \frac{h}{r} \right) - (r-h) \sqrt{h(2r-h)} \right\} \times L$$

$$= \left\{ 1860^2 \times \cos^{-1} \left(1 - \frac{510}{1860} \right) - (1860 - 510) \sqrt{510(2 \times 1860 - 510)} \right\} \times 4620$$

$$= 4.145 \times 10^9 \text{ mm}^3 = 4.145 \text{ m}^3$$



A-A矢視図(イメージ図)

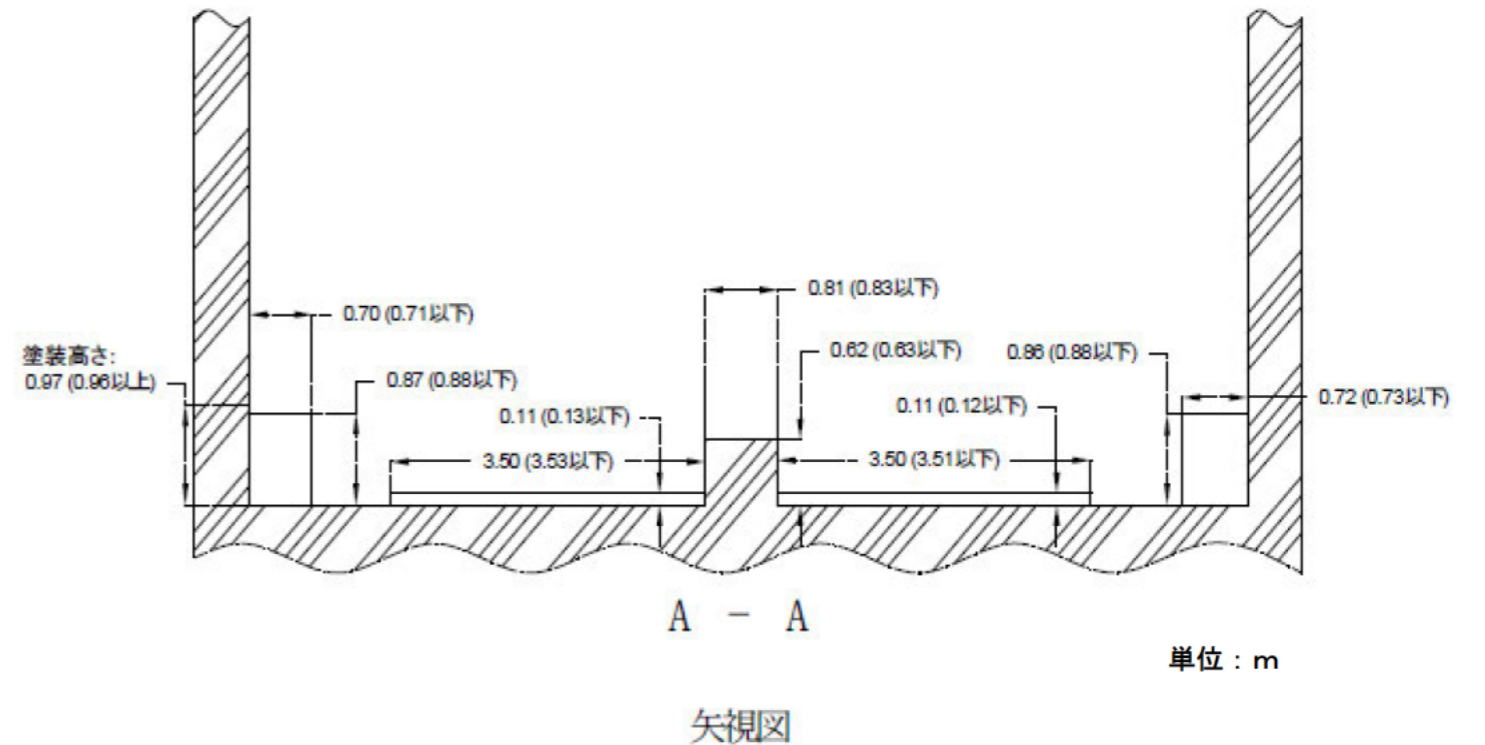
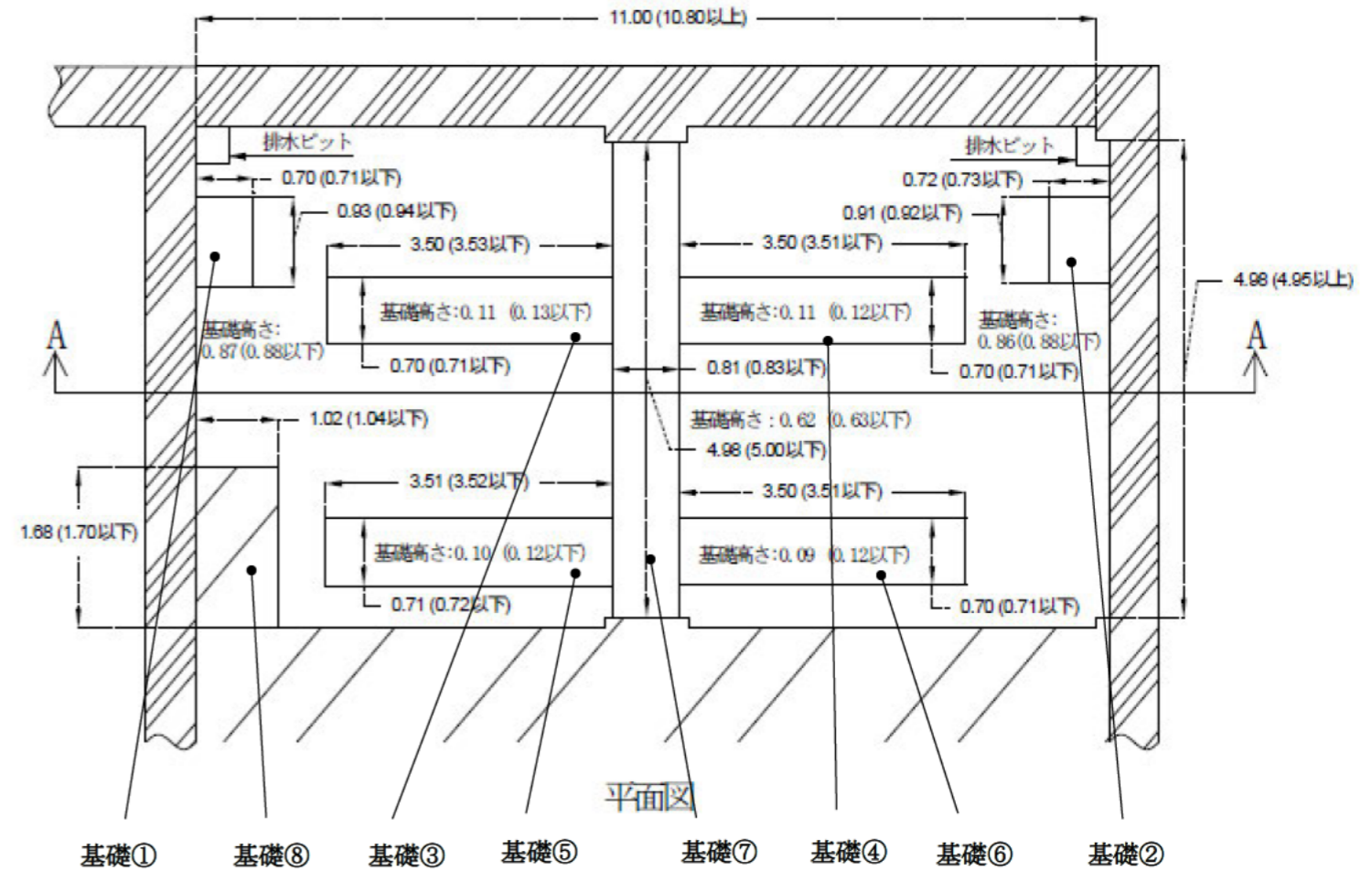


図 3. 3. 1-1 廃液貯槽室（Ⅷ）の堰敷設図

空白頁

3. 3. 2 地震に起因する機器の破損により生じる溢水

・対象機器：極低レベル廃液貯槽（容量：40m³、基数：2基、設置場所：実験棟B地下1階 廃液貯槽室（Ⅷ））

溢水の想定	溢水量 [m ³]	溢水防護設備				
		名 称	総体積 [m ³] (横×縦×高さ)	控除体積 [m ³]	有効保持量 [m ³]	
					小計	合計
②地震による 全数破損	55 (*1)	廃液貯槽室(Ⅷ)の 堰	51.3 (10.80×4.95×0.96)	10.9	40.4	65.0
		槽排気処理 エリア	2.8 (6.0×8.0×0.06)	0.8(*2)	2.0	
		排気 機械室(B)	32.6 (18.6×29.3×0.06)	10.0(*3)	22.6	

*1：原子炉施設保安規定に基づき、極低レベル廃液貯槽の貯留量（2基合計）を55 m³以下に制限する。

*2：槽排気処理エリアの構造物は各種機器の架台基礎等（約0.72 m³）であるため、控除体積は保守的に0.8 m³とする。

*3：排気機械室（B）の構造物は各種機器の架台基礎等（約9.1 m³）であるため、控除体積は保守的に10.0 m³とする。

図 3. 3. 2-1 極低レベル廃液貯槽全数破損時の溢水経路及び浸水エリア（実験棟B地下1階平面図）

空白頁



図 3.3.2-2 極低レベル廃液貯槽全数破損時の溢水経路及び浸水エリア拡大図（実験棟B地下1階平面図）

空白頁

3. 4 有機廃液貯槽Bの溢水評価

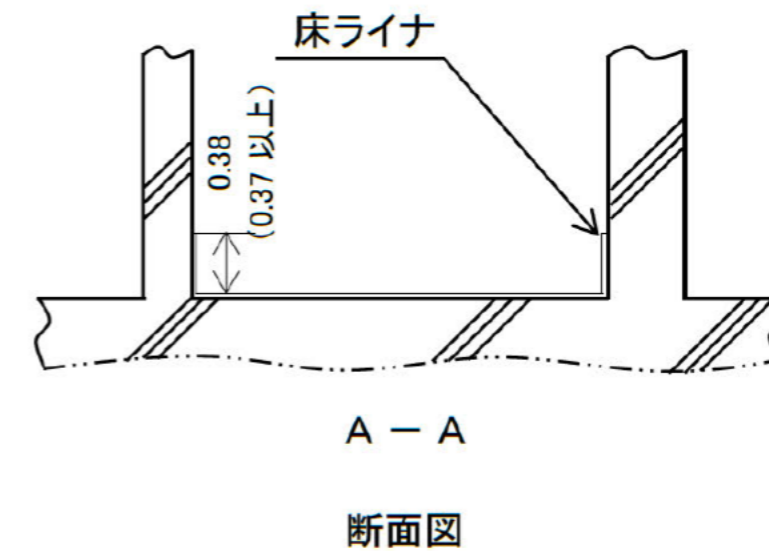
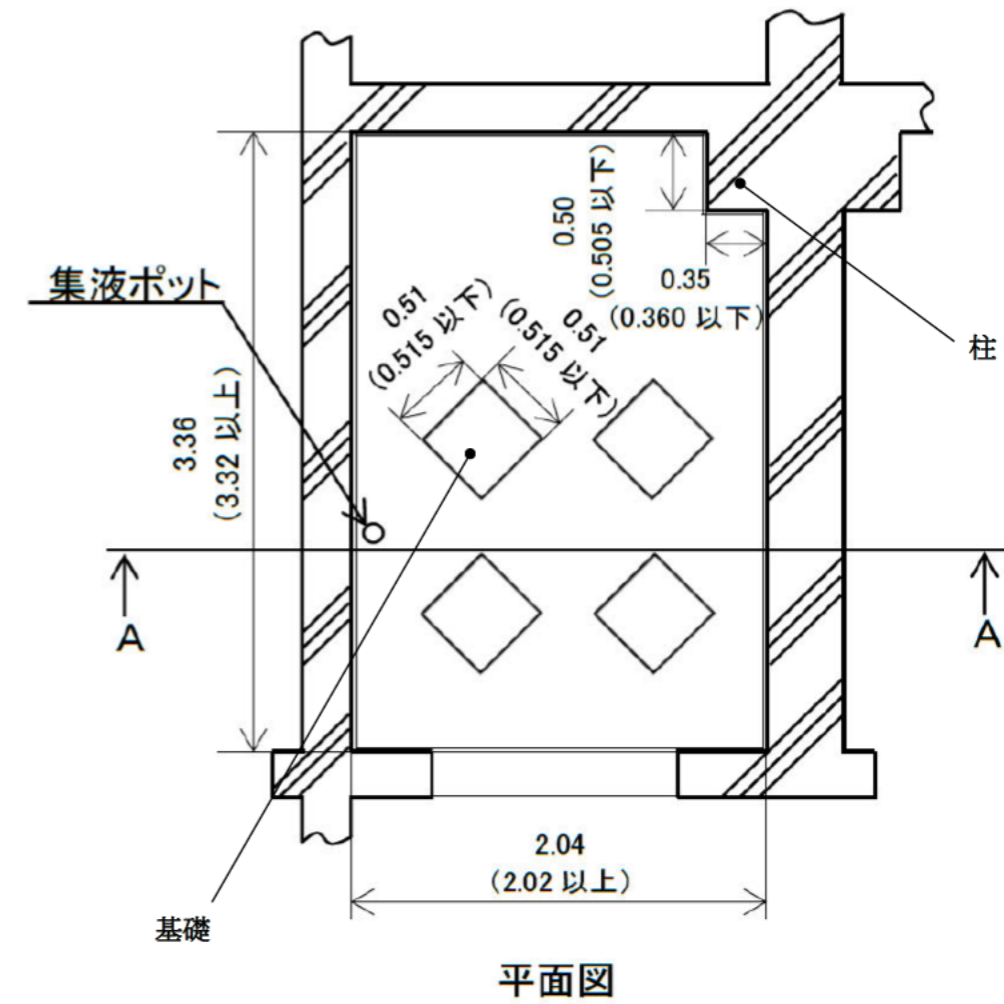
3. 4. 1 ランダム故障による単一破損及び地震に起因する機器の破損により生じる溢水

(1) 対象機器：有機廃液貯槽B（容量：2 m³、基数：1基、設置場所：実験棟B地下1階 廃液貯槽室（IV））

溢水の想定	溢水量 [m ³]	溢水防護設備			
		名 称	総体積 [m ³] (横×縦×高さ)	控除体積 [m ³]	有効保持量 [m ³]
①ランダム故障による 単一破損	2	廃液貯槽室（IV） の堰	2.48 (2.02×3.32×0.37)	0.46	2.02
②地震による全数破損	2	同上	同上	同上	同上

控除体積の内訳

名 称	控除体積 [m ³] (横×縦×高さ)	合計控除体積 [m ³]
基礎（4基）	0.393 (0.515×0.515×0.37)	0.46
柱	0.067 (0.360×0.505×0.37)	



単位：m

図 3. 4. 1-1 廃液貯槽室（IV）の配置図（実験棟B地下1階平面図）

図 3. 4. 1-2 廃液貯槽室（IV）の堰敷設図

空白頁

4. 評価結果

液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽の溢水評価結果について以下に示す。評価結果に示すとおり、液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽から発生する溢水に対し、溢水防護設備は十分な保持容量を有しており、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいするおそれはない。

(1) 対象機器：中レベル廃液貯槽（容量：2.5m³、基数：2基、設置場所：実験棟B地下1階 廃液貯槽室（VI）-1）

溢水の想定	溢水量	溢水経路	溢水防護設備		評 価
			名 称	有効保持量	
①ランダム故障による 単一破損	2.5m ³	溢水伝播なし	・廃液貯槽室(VI)-1の堰	3.3m ³	溢水した放射性物質を含む液体は、廃液貯槽室(VI)-1に設置された堰内に留まるため、管理区域外へ漏えいするおそれはない。
②地震による全数破損	5m ³	図3.1.2-1及び 図3.1.2-2参照	・廃液貯槽室(VI)-1の堰 ・廃液処理室(IV)-2 ・廃液処理室(IV)-1	5.2m ³	溢水した放射性物質を含む液体は、廃液処理室(IV)-2、廃液処理室(IV)-1に伝播するが、実験棟B地下階の部屋内に留まるため、管理区域外へ漏えいするおそれはない。
③地震によるスロッシング	0m ³	—	—	—	中レベル廃液貯槽は、上部開放型タンクでないため、スロッシングによる溢水は発生しない。

注：地震による全数破損の想定において、溢水防護設備は、実験棟Bの一部を形成するものであり、実験棟B（耐震Bクラス）と同等の耐震強度を有するため、地震によって機能を喪失するおそれはない。

(2) 対象機器：低レベル廃液貯槽（容量：10m³、基数：2基、設置場所：実験棟B地下1階 廃液貯槽室（VII））

溢水の想定	溢水量	溢水経路	溢水防護設備		評 価
			名 称	有効保持量	
①ランダム故障による 単一破損	10m ³	溢水伝播なし	・廃液貯槽室（VII）の堰	22.3m ³	溢水した放射性物質を含む液体は、廃液貯槽室（VII）に設置された堰内に留まるため、管理区域外へ漏えいするおそれはない。
②地震による全数破損	20m ³	同 上	同 上	同 上	同 上
③地震によるスロッシング	0 m ³	—	—	—	低レベル廃液貯槽は、上部開放型タンクでないため、スロッシングによる溢水は発生しない。

注：地震による全数破損の想定において、溢水防護設備は、実験棟Bの一部を形成するものであり、実験棟B（耐震Bクラス）と同等の耐震強度を有するため、地震によって機能を喪失するおそれはない。

(3) 対象機器：極低レベル廃液貯槽（容量：40m³、基数：2基、設置場所：実験棟B地下1階 廃液貯槽室（Ⅷ））

溢水の想定	溢水量	溢水経路	溢水防護設備		評 価
			名 称	有効保持量	
①ランダム故障による 単一破損	40m ³	溢水伝播なし	・ 廃液貯槽室（Ⅷ）の堰	40.4 m ³	溢水した放射性物質を含む液体は、廃液貯槽室（Ⅷ）に設置された堰内に留まるため、管理区域外へ漏えいするおそれはない。
②地震による全数破損	55m ³	図 3.3.2-1 及び 図 3.3.2-2 参照	・ 廃液貯槽室（Ⅷ）の堰 ・ 槽排気処理エリア ・ 排気機械室(B)	65.0 m ³	溢水した放射性物質を含む液体は、槽排気処理エリア及び排気機械室（B）に伝播するが、実験棟B地下階に留まるため、管理区域外へ漏えいするおそれはない。
③地震によるスロッシング	0 m ³	—	—	—	極低レベル廃液貯槽は、上部開放型タンクでないため、スロッシングによる溢水は発生しない。

注：地震による全数破損の想定において、溢水防護設備は、実験棟Bの一部を形成するものであり、実験棟B（耐震Bクラス）と同等の耐震強度を有するため、地震によって機能を喪失するおそれはない。

(4) 対象機器：有機廃液貯槽B（容量：2 m³、基数：1基、設置場所：実験棟B地下1階 廃液貯槽室（IV））

溢水の想定	溢水量	溢水経路	溢水防護設備		評 価
			名 称	有効保持量	
①ランダム故障による 単一破損	2 m ³	溢水伝播なし	・廃液貯槽室（IV）の堰	2.02 m ³	溢水した放射性物質を含む液体は、廃液貯槽室（IV）に設置された堰内に留まるため、管理区域外へ漏えいするおそれはない。
②地震による全数破損	2 m ³	同 上	同 上	同 上	同 上
③地震によるスロッシング	0 m ³	—	—	—	有機廃液貯槽Bは、上部開放型タンクでないため、スロッシングによる溢水は発生しない。

注：地震による全数破損の想定において、溢水に対応する設備は、実験棟Bの一部を形成するものであり、実験棟B（耐震Bクラス）と同等の耐震強度を有するため、地震によって機能を喪失するおそれはない

10. 核燃料物質貯蔵設備（第26条）の適合性説明書

添付書類 IV-10-1 核燃料物質貯蔵設備についての説明書

空白頁

添付書類

IV-10-1 核燃料物質貯蔵設備についての説明書

目 次

1. 概 要	添IV-10-1-1
2. 基本方針	添IV-10-1-1
3. 詳細設計方針・内容	添IV-10-1-2
3. 1 臨界安全設計	添IV-10-1-2
3. 2 原子炉運転に供する燃料の貯蔵設備の設計	添IV-10-1-6
3. 3 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備の設計	添IV-10-1-6

1. 概 要

本資料は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第26条（核燃料物質貯蔵設備）の規定に基づき施設する核燃料物質貯蔵設備について説明するものである。

2. 基本方針

第26条第1項の各号の要求に適合するよう、以下のように核燃料物質貯蔵設備を施設する。

第1号の要求に適合するよう、燃料体が臨界に達するおそれがない設計とする。

第2号の要求に適合するよう、燃料体等を貯蔵することができる容量を有する設計とする。

第3号の燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定する設備を備えることの要求については、以下のとおり適用外とする。

原子炉運転に供する燃料及び貯蔵管理のみを行うウラン燃料については、燃料に蓄積される核分裂生成物が僅少であって放射線量が低く、その取扱いに当たって遮蔽を必要としない。また、貯蔵管理のみを行うプルトニウム燃料については、輸送容器と同等の密封性能を有する収納容器にて貯蔵し、その取扱いに当たっても開封することはないことから、燃料漏えい及び放射線量の異常が生じるおそれはない。燃料取扱場所で想定される異常事象はウラン燃料の被覆管破損等による放射性物質の室内放出であり、その異常事象により放射線量が大きく上昇することはなく、検知することができない。このため、「放射線量の異常を検知し、及び警報を発する」設備を要しない。なお、設計基準を超える臨界事故については、技術基準規則第31条（放射線管理施設）に基づく作業環境モニタリング設備により検知可能である。

また、崩壊熱を除去する機能を必要としないため、温度の異常を検知する設備を要しない。

第26条第2項の各号の要求に適合するよう、以下のように核燃料物質貯蔵設備を施設する。

第1号の要求に適合するよう、使用済燃料等の被覆が著しく腐食することを防止する設計とする。

第2号の要求に適合するよう、使用済燃料等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有する設計とする。

第3号及び4号の要求については、以下のとおり適用外とする。

S T A C Y施設において貯蔵する使用済燃料は、核分裂生成物の蓄積量が僅少であるため、その貯蔵に当たって崩壊熱の除去を必要とせず、遮蔽及び崩壊熱除去に水を使用す

ることもない。

3. 詳細設計方針・内容

3. 1 臨界安全設計

S T A C Y施設の臨界安全設計は、設置(変更)許可申請書に従い、次のように定め、想定されるいかなる場合でも臨界を防止する設計とする。

(1) 単一ユニットの臨界管理

臨界管理を考える場合に対象となる燃料取扱上の1つの単位である単一ユニットの臨界管理は、次の方針による設計とする。なお、プルトニウム溶液燃料は今後使用しないが、プルトニウム溶液の臨界安全制限値が適用された一部の機器・設備を継続して使用するため、その設計方針も記載する。

1) 臨界管理方法の適用の方針は、次のとおりとする。

1) ウランを含む溶液を取り扱う機器は、それぞれ取り扱うウラン溶液の化学的性状に応じた全濃度の形状寸法管理を適用する。その中で、プルトニウムを含む溶液を取り扱う計画であった容器等には、プルトニウム溶液の化学的性状に応じた全濃度の形状寸法管理が、ポンプ等の機器には、全濃度の体積管理が適用されている。また、必要に応じて、中性子吸収材を使用する。

2) 少量のプルトニウムを取り扱った履歴がある機器、及びウランを含む溶液を取り扱う機器は、P u -水系の質量管理を適用する。

3) 棒状燃料及びウラン黒鉛混合燃料の貯蔵は、配列を定めて形状寸法管理を適用する。また、必要に応じて、中性子吸収材を使用する。

4) 粉末及びペレット状の燃料は、貯蔵時は配列を定めて形状寸法管理を適用し、取扱い時には質量管理を適用する。

5) 形状寸法管理、体積管理及び質量管理における臨界安全制限値は、第1表に記載の値を用いるものとする。

6) 第1表の臨界安全制限値を適用しない単一ユニットについては、信頼度の高いことを実証された計算コードを用いて臨界解析を行い、安全性を確認する。計算条件は、技術的見地からみて生じ得る範囲で最も厳しい条件を設定する。未臨界の判定は、体系の中性子実効増倍率が0.95以下になるものとする。⁽³⁾

2) 臨界安全制限値の設定及び臨界解析に際して、プルトニウム同位体組成及び

²³⁵U濃縮度は、実際に取り扱うものより安全側になる次の値とする。

プルトニウム同位体組成 ^{239}Pu : 100wt%

²³⁵U濃縮度 13wt%

(ただし、棒状燃料貯蔵設備に貯蔵する棒状燃料の²³⁵U濃縮度は6wt%、棒状燃料貯蔵設備Ⅱに貯蔵する棒状燃料の²³⁵U濃縮度は11wt%、ウラン酸化物のペレット状の

燃料の²³⁵U濃縮度は1.6wt%、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料の²³⁵U濃縮度は7 wt%、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料の²³⁵U濃縮度は22wt%とする。)

(2) 複数ユニットの臨界管理

複数ユニットの臨界管理は、次の方針による設計とする。

- 1) 単一ユニットの相互間が次に示す条件のいずれか一つを満足する場合に、各ユニットは核的に隔離されているものとする。
 - イ) 30cm厚以上の水又は等価水素濃度を有するパラフィン、ポリエチレン、プラスチック等で隔離されていること。⁽²⁾
 - ロ) 30cm厚以上のコンクリートで隔離されていること。⁽⁴⁾
 - ハ) 2つの単一ユニットの間隔が4 m以上で、かつ、単一ユニットの最大寸法以上であること。⁽²⁾
 - ニ) 単一ユニット間の最大立体角が0.005ステラジアン以下であること。⁽²⁾
- 2) 各ユニット間の最大立体角 ($\Omega_t(\text{MAX})$) が、次の式を満たす場合、複数ユニットの臨界安全性は確保されているものとする。⁽²⁾

$$\frac{\Omega_t(\text{MAX})}{4\pi} < \Omega_0$$

ここで、

$$\Omega_0 = \frac{1 - k_{\text{eff}}(B)}{2}$$

$k_{\text{eff}}(B)$: 反射体がない場合の中性子実効増倍率

- 3) 上記 1) 及び 2) を適用しない複数ユニットについては、信頼度の高いことを実証された計算コードを用いて臨界解析を行い、安全性を確認する。

計算条件は、技術的見地からみて生じ得る範囲で最も厳しい条件を設定する。未臨界の判定は、体系の中性子実効増倍率が0.95以下になるものとする。⁽³⁾

(3) 単一故障等の考慮

起因事象として単一故障又は単一誤操作を想定しても臨界とならない設計とする。さらに、起因事象として想定した単一故障又は単一誤操作に加えて、臨界事故防止対策として設けられた動的機器の単一故障又は単一誤操作を想定しても臨界とならない対策を講じる設計とする。

また、形状寸法管理を適用する機器で耐震Bクラス又はCクラスの機器においては、機器が変形等することがあっても臨界とならない対策(中性子吸収材の使用等)を講じる設計とする。

(4) 参考文献

- (1) Handbuch Zur Kritikalitate (1976)
- (2) Guide de Criticite, CEA-R-3114 (1967)
- (3) 臨界安全ハンドブック第2版, JAERI 1340 (1999)
- (4) Nuclear Safety Guide, TID-7016 Rev.1 (1961)

第1表 臨界安全制限値⁽¹⁾⁽²⁾

パラメータ	安全係数	区分	粉末及びペレット		溶 液			
			UO ₂ -水系	PuO ₂ -水系	UO ₂ (NO ₃) ₂ -水系	Pu-水系	Pu(NO ₃) ₄ -水系	
			²³⁵ U濃縮度 : 13wt% 全密度 含水率:5wt%以下	²³⁹ Pu : 100wt% 全密度 含水率:16wt%以下	²³⁵ U濃縮度 : 13wt% 全濃度	²³⁹ Pu:100wt% 全濃度	²³⁹ Pu:100wt% 全濃度	
形状寸法管理	円筒直径 (cm)	0.85	臨界値	—	—	24.2	—	16.2
			制限値	—	—	20.5	—	13.7
	平板厚 (cm)	0.75	臨界値	—	—	11.0	—	6.2
			制限値	—	—	8.0	—	4.6
質量管理	質量 (kg)	0.43*1	臨界値	241kgU	10.5kgPu	—	0.51kgPu	—
			制限値	103kgU	4.5kgPu	—	0.21kgPu	—
体積管理	体積 (ℓ)	0.75	臨界値	—	—	—	—	8.3
			制限値	—	—	—	—	6.2

*1 二重装荷を考慮したもの（二重装荷を考慮しない場合の安全係数は0.7とする。）

3. 2 原子炉運転に供する燃料の貯蔵設備の設計

原子炉運転に供する燃料の貯蔵設備として、炉室(S)内に以下の設備を施設する。

- ・ 棒状燃料貯蔵設備（既設）： ^{235}U 濃縮度5wt%以下の棒状燃料の貯蔵
- ・ 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ（新設）： ^{235}U 濃縮度10wt%以下の棒状燃料の貯蔵
(実験用装荷物の燃料試料挿入管を含む。)

棒状燃料貯蔵設備及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱをあわせて、STACY 1炉心分以上の燃料体を貯蔵できるように設計する。

棒状燃料貯蔵設備及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱは、適切な構造設計により、棒状燃料の健全性を損なうことのない設計とする。なお、遮蔽及び崩壊熱除去に水を使用することもないため、被覆が著しく腐食するおそれはない。

棒状燃料貯蔵設備及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱは、分割申請の一部である〔STACYの更新（棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等）〕の添付書類5-1「放射線遮蔽計算書」に示したとおり、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を有する炉室(S)内に設置する。なお、実測によれば棒状燃料貯蔵設備の表面で約 $20\mu\text{Sv/h}$ 、炉室(S)外ではバックグラウンド ($<0.2\mu\text{Sv/h}$) である。

また、想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値（格子間隔、配列面間距離）が満足されない場合においても未臨界を確保できるよう、中性子吸収材（ B_4C 含有材）を併用する。

3. 3 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備の設計

(1) 溶液燃料貯蔵設備（既設）

溶液燃料貯蔵設備のうちU溶液貯槽は、設置変更許可を受けた最大量（最大 800 kgU、 ^{235}U 濃縮度12wt%以下）を保管できる容量を有しており、溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料を全てこの容量の範囲で保管管理していて、今後も溶液燃料が増えることはないため、十分な容量を有する設計となっている。

溶液燃料貯蔵設備は、溶液燃料等の漏えいを防止するため、オーステナイト系ステンレス鋼等の耐食性材料を使用する。

溶液貯蔵室内に設置し、遮蔽体として、平成元年3月29日付け元安（原規）第113号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおり、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を設ける。また、設備の変形、溶液燃料の漏えい等により寸法制限値が満足されない場合に備え、溶液燃料に可溶性中性子吸収材（ガドリニウム）を添加する。溶液燃料に添加する可溶性中性子吸収材（ガドリニウム）の濃度は保安規定（その下部規定も含む。）に定め、適切に貯蔵管理する。

(2) 粉末燃料貯蔵設備（既設）

粉末燃料貯蔵設備のうちPu保管ピット、保管容器、貯蔵容器は、設置変更許可を受けた最大量（最大60kgPu及び180kgU（劣化ウラン））を保管できる容量を有しており、溶液系S T A C Yで使用する計画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料を全てこの容量の範囲で保管管理していて、今後も粉末燃料が増えることはないため、十分な容量を有する設計となっている。

輸送容器と同等の密封性能を有する収納容器にて貯蔵し、粉末状の燃料を限定された区域に閉じ込める機能を有する設計とする。適切な構造設計により、収納容器が落下、転倒及び破損することのない設計とする。

温度変化、化学的变化等を考慮しても燃料の健全性を損なうおそれがない設計とする。

P u 保管室に設置し、遮蔽体として、平成元年3月29日付け元安（原規）第113号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおり、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を設ける。

(3) ウラン酸化物燃料貯蔵設備（既設）

設置変更許可を受けた最大量（最大92kgU、²³⁵U濃縮度約1.5wt%）を保管できる容量を有しており、溶液系S T A C Yで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料を全てこの容量の範囲で保管管理していて、今後もウラン酸化物のペレット状の燃料が増えることはないため、十分な容量を有する設計となっている。

温度変化、化学的变化等を考慮しても燃料の健全性を損なうおそれがない設計とする。

U保管室に設置し、遮蔽体として、平成元年3月29日付け元安（原規）第113号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおり、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を設ける。なお、実測によればウラン酸化物燃料貯蔵設備の表面で約10 μ Sv/h、U保管室外ではバックグラウンド（<0.2 μ Sv/h）である。

また、想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値（引出し高さ、引出し幅、引出し内燃料配列間隔）が満足されない場合においても未臨界を確保できるよう、中性子吸収材（B₄C含有材）を併用する。

(4) 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備（既設）

設置変更許可を受けた最大量（コンパクト型：最大260kgU、²³⁵U濃縮度約2～6 wt%、ディスク型：最大67kgU、²³⁵U濃縮度約20wt%）を保管できる容量を有しており、V H T R C施設から引き渡されたコンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料を全てこの容量の範囲で保管管理していて、今後もウラン黒鉛混合燃料が増えることはないため、十分な容量を有する設計となっている。

温度変化、化学的变化等を考慮しても燃料の健全性を損なうおそれがない設計とする。

U保管室に設置し、遮蔽体として、平成元年3月29日付け元安（原規）第113号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおり、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を設ける。なお、実測によれば使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の表面で約 $10\mu\text{Sv/h}$ 、U保管室外ではバックグラウンド（ $<0.2\mu\text{Sv/h}$ ）である。

また、想定を超える津波によって水没し、設備の変形により寸法制限値（燃料収納区画、バードケージ外枠）が満足されない場合においても未臨界を確保できるよう、中性子吸収材（ B_4C 含有材）を併用する。

添付書類

IV-10-2 未臨界計算書

- (1) 棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の未臨界計算書

空白頁

添付書類

IV-10-2-(1) 棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び
使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の未臨界計算書

目 次

1. 概要	添IV-10-2-(1)-1
2. 計算方法	添IV-10-2-(1)-1
2.1 基本方針	添IV-10-2-(1)-1
2.2 計算コード及び断面積ライブラリ	添IV-10-2-(1)-1
2.3 計算モデル	添IV-10-2-(1)-1
2.3.1 棒状燃料貯蔵設備	添IV-10-2-(1)-2
2.3.2 ウラン酸化物燃料貯蔵設備	添IV-10-2-(1)-2
2.3.3 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	添IV-10-2-(1)-3
(1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	添IV-10-2-(1)-3
(2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	添IV-10-2-(1)-3
3. 計算結果	添IV-10-2-(1)-4
3.1 棒状燃料貯蔵設備	添IV-10-2-(1)-4
3.2 ウラン酸化物燃料貯蔵設備	添IV-10-2-(1)-4
3.3 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	添IV-10-2-(1)-5
(1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	添IV-10-2-(1)-5
(2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	添IV-10-2-(1)-5
参考文献	添IV-10-2-(1)-5

【補足資料1】

貯蔵する燃料の仕様（形状寸法、濃縮度等）と未臨界計算モデルの
比較について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・添IV-10-2-(1)-24

【補足資料2】

各貯蔵設備の貯蔵能力（許可量）、貯蔵制限値、未臨界計算モデルの
燃料条件について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・添IV-10-2-(1)-27

【補足資料3】

未臨界計算における第一段階（核燃料物質貯蔵設備の寸法制限値を満足する場合）
及び第二段階（寸法制限値を満足しない場合）の整理について・・・・・・・・添IV-10-2-(1)-28

【補足資料4】

ウラン酸化物燃料貯蔵設備における切断された燃料棒及び
UO₂ペレットの未臨界計算モデルの妥当性について・・・・・・・・添IV-10-2-(1)-29

【参考資料】

粉末燃料貯蔵設備の未臨界計算書・・・・・・・・・・・・・・・・添IV-10-2-(1)-32

1. 概要

本計算書は、STACY施設に設置している棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備について、想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値が満足されない場合でも、貯蔵する燃料体が臨界に達するおそれがないことを計算により評価した結果を示すものである。

2. 計算方法

2.1 基本方針

各貯蔵設備は、想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材を併用することとしている。このため、各貯蔵設備に中性子吸収材としてボロン板を使用した単一ユニットの計算を行う。このとき、施設時の未臨界評価において設定した寸法制限値が満足されないものとする。未臨界の判定基準は、中性子実効増倍率が0.95^[1]を下回ることにする。

2.2 計算コード及び断面積ライブラリ

計算に当たっては、計算コードは連続エネルギーモンテカルロ計算コードMVP^[2]、断面積ライブラリはJENDL-3.2^[3]を用いた。

2.3 計算モデル

各貯蔵設備について、設計仕様を表1に、計算に使用した原子個数密度を表2に、計算条件等を表3に示す。計算に当たっては、想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値が満足されないものとした。また、実際より保守的な評価とするため、各貯蔵設備について以下の条件をおいた。

なお、本計算モデルでは設備の水没を想定し、かつ、同一室内に存在する各貯蔵設備の相互間は30cm以上の離隔距離を有していることから、各単一ユニットは核的に隔離される^[4]ため、複数ユニットの計算を実施する必要はない。各貯蔵設備の室内配置を図1に示す。

2.3.1 棒状燃料貯蔵設備

- ・寸法制限値である棒状燃料の格子間隔 (3.5cm 以上) が満足されず、互いに近づくこととする。
 - ・寸法制限値である配列面間距離 (10.75cm 以上) が満足されず、互いに近づくこととする。
 - ・燃料棒の燃料部有効長は、実際の燃料部有効長約 1,450mm に対して 1,500mm とする。
 - ・ ^{235}U 濃縮度は、実際の ^{235}U 濃縮度約 5wt% に対して 6wt% とする。
 - ・ボロン板の厚み寸法は、設計仕様の 5mm より薄く、3mm とする。また、炭化ホウ素密度は、設計仕様の $1,090\text{mg}/\text{cm}^3$ より低く、 $950\text{mg}/\text{cm}^3$ とする。
 - ・ボロン板の幅寸法は、実際より短く、棒状燃料格子の大きさと同じとする。
 - ・ボロン板の長さ寸法 (Z 方向) は、設計仕様の寸法公差を考慮して、1,267mm とする。
 - ・燃料ペレット及びボロン板以外の構造材は減速材に置き換え、設備の周囲 (上部、下部及び側部) は反射体 (40cm 厚密度 $2.3\text{g}/\text{cm}^3$ 普通コンクリート) に密着するものとする。
- 上記に従って設定した棒状燃料貯蔵設備の計算モデルを図 2 に示す。

2.3.2 ウラン酸化物燃料貯蔵設備

- ・寸法制限値である引出し高さ (9.85cm 以上) が満足されず、各引出しが互いに近づくこととする。
- ・寸法制限値であるウラン酸化物燃料の配列間隔 (15mm 以上、20mm 以下) が満足されず、各燃料が互いに近づくこととする。
- ・燃料棒の燃料部有効長は、実際の燃料部有効長 2,100mm に対して 2,200mm とする。
- ・ ^{235}U 濃縮度は、実際の ^{235}U 濃縮度約 1.5wt% に対して 1.6wt% とする。
- ・ボロン板の厚み寸法は、設計仕様の 2mm より薄く、1mm とする。また、炭化ホウ素密度は、設計仕様の $1,090\text{mg}/\text{cm}^3$ より低く、 $950\text{mg}/\text{cm}^3$ とする。
- ・ボロン板の幅寸法及び奥行寸法は、実際より短く、ウラン酸化物燃料配列の大きさと同じとする。
- ・最下段の引出しに収納するウラン酸化物燃料収納本数は、実際の数量 2 本に対して、他の引出しと同様に 17 本とする。
- ・引出し 1 段の鉛直方向の境界を周期境界条件とし、Z 方向に無限体系とする。
- ・燃料ペレット及びボロン板以外の構造材は減速材に置き換え、設備の X 方向及び Y 方向の周囲は反射体 (40cm 厚密度 $2.3\text{g}/\text{cm}^3$ 普通コンクリート) に密着するものとする。

上記に従って設定したウラン酸化物燃料貯蔵設備の計算モデルを図3に示す。

2.3.3 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備

(1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台

- ・寸法制限値である燃料収納区画（上下 317.5mm 以上、左右 636mm 以上）が満足されず、各燃料収納区画が互いに近づくこととする。
- ・燃料部有効長は、実際の寸法 612mm に対し、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の奥行の最大寸法である 709mm とする。
- ・ ^{235}U 濃縮度は、実際の ^{235}U 濃縮度約 2～6 wt% に対して 7 wt% とする。
- ・カドミウム板の厚み寸法は、設計仕様の 1 mm より薄く、0.5mm とする。
- ・カドミウム板の幅寸法は、燃料収納区画幅の大きさと同じとする。奥行寸法は、設計仕様の寸法公差を考慮して、652mm とする。
- ・ボロン板の厚み寸法は、設計仕様の 2 mm より薄く、1 mm とする。また、炭化ホウ素密度は、設計仕様の $1,090\text{mg}/\text{cm}^3$ より低く、 $950\text{mg}/\text{cm}^3$ とする。
- ・ボロン板の奥行寸法は、設計仕様の寸法公差を考慮して、632mm とする。なお、幅寸法は、設計仕様と同様に燃料配列幅より 1 mm 狭いものとする。
- ・最上段の棚に収納するコンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納本数は、実際の数量 2 本に対して、他の棚と同様に 12 本とする。
- ・燃料収納区画 1 段の境界を周期境界条件とし、X 方向及び Z 方向に無限体系とする。
- ・コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料、カドミウム及びボロン板以外の構造材は減速材に置き換え、Y 方向は反射体（40cm 厚密度 $2.3\text{g}/\text{cm}^3$ 普通コンクリート）に密着するものとする。

上記に従って設定したコンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の計算モデルを図4に示す。

(2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台

- ・寸法制限値であるバードケージ外枠（50cm 以上）が満足されず、互いに近づくこととする。
- ・燃料の配列は、設計仕様の寸法（60～65mm）が満足されず、互いに近づくこととする。
- ・燃料部有効長は、実際の寸法 500mm に対し、燃料収納箱の奥行の最大寸法である 541mm とする。
- ・ ^{235}U 濃縮度は、実際の ^{235}U 濃縮度約 20wt% に対して 22wt% とする。

- ・ボロン板の厚み寸法は、設計仕様の2mmより薄く、1mmとする。また、炭化ホウ素密度は、設計仕様の1,090mg/cm³より低く、950mg/cm³とする。
- ・ボロン板の奥行寸法は、設計仕様の寸法公差を考慮して、466mmとする。幅寸法は、燃料配列幅が設計仕様の寸法公差を考慮した最小寸法225mm(以下「設計仕様最小寸法」という。)より大きいときは、設計仕様最小寸法と同じとし、燃料配列幅が設計仕様最小寸法より小さいときは、設計仕様最小寸法より狭く、燃料配列幅と同じとする。
- ・バードケージ外枠の境界を周期境界条件とし、X方向及びZ方向に無限体系とする。
- ・ディスク型ウラン黒鉛混合燃料及びボロン板以外の構造材は減速材に置き換え、Y方向は反射体(40cm厚密度2.3g/cm³普通コンクリート)に密着するものとする。

上記に従って設定したディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の計算モデルを図5に示す。

3. 計算結果

寸法制限値が満足されない場合の各貯蔵設備の計算結果を以下に示す。なお、モンテカルロ計算に付随する不確かさを保守的に評価するため、計算結果には標準偏差の3倍を加えてある。

3.1 棒状燃料貯蔵設備

棒状燃料貯蔵設備の未臨界性を評価するため、格子間隔及び面間距離をパラメータとして体系の中性子実効増倍率を計算した。結果を図6に示す。図より、中性子実効増倍率は、格子間隔が20mm、配列面間距離10mm付近で最大値約0.85となり、未臨界判定基準である0.95を下回る。

したがって、寸法制限値が満足されない場合でも、棒状燃料貯蔵設備が臨界となるおそれはない。

3.2 ウラン酸化物燃料貯蔵設備

ウラン酸化物燃料貯蔵設備の未臨界性を評価するため、燃料配列間隔及び引出し高さをパラメータとして体系の中性子実効増倍率を計算した。結果を図7に示す。図より、中性子実効増倍率は、引出し高さ13.2mm、燃料配列間隔10.71mm付近で最大値約0.30となり、未臨界判定基準である0.95を下回る。

したがって、寸法制限値が満足されない場合でも、ウラン酸化物燃料貯蔵設備が臨界となるおそれはない。

3.3 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備

(1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台

コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の未臨界性を評価するため、燃料収納区画高さをパラメータとして体系の中性子実効増倍率を計算した。結果を図8に示す。図より、中性子実効増倍率は、燃料収納区画高さ180mm、燃料収納区画幅432mm付近で最大値約0.60となり、未臨界判定基準である0.95を下回る。

したがって、寸法制限値が満足されない場合でも、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台が臨界となるおそれはない。

(2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台

ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の未臨界性を評価するため、バードケージ容器外枠をパラメータとして体系の中性子実効増倍率を計算した。結果を図9に示す。図より、中性子実効増倍率は、燃料配列間隔が55mm付近でバードケージ容器外枠が最小（燃料収納箱に密着）のときに最大となることがわかる。最大値は約0.72であり、未臨界判定基準の0.95を下回る。

したがって、寸法制限値が満足されない場合でも、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台が臨界となるおそれはない。

参考文献

- [1] 臨界安全ハンドブック第2版、JAERI 1340 (1999)
- [2] Y. Nagaya et al., "MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI 1348 (2005)
- [3] T. Nakagawa et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," Journal of Nuclear Science and Technology, 32[12], pp.1259-1271 (1995)
- [4] Guide de Criticite, CEA-R-3114 (1967)

表 1 (1) 棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び
使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の設計仕様

(1) 棒状燃料貯蔵設備	
1) 棒状燃料収納容器	
型 式	正方格子配列角型容器
基 数	3 基
容 量	144 本／基
寸法制限值	6 × 6 格子配列、格子間隔3.5cm以上 配列面間距離10.75cm以上 ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼
(2) ウラン酸化物燃料貯蔵設備	
1) ウラン酸化物燃料収納架台	
型 式	キャビネット型（引出し4段）
基 数	1 基
寸法制限值	引出し高さ9.85cm以上、10.15cm以下 引出し幅34.75cm以上、36.00cm以下 引出し内燃料配列間隔1.5cm以上、2.0cm以下 （引出し内燃料17本） 引出し内燃料配列間隔17.0cm以上、18.0cm以下 （引出し内燃料2本） ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。
主要材料	鋼材

表 1 (2) 棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び
使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の設計仕様

(3) 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	
1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	
型 式	燃料キャビネット型
基 数	4 基
容 量	182本／基
寸法制限値	燃料収納区画 (48本収納) 上下31.75cm以上 左右63.6cm以上
	ただし、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材 (ボロン含有シート) を併用する。
主要材料	鋼材、カドミウム
2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	
型 式	バードケージ型
基 数	1 基
容 量	バードケージ容器32個
寸法制限値	バードケージ外枠50cm以上
	ただし、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材 (ボロン含有シート) を併用する。
主要材料	鋼材

表2 計算に用いた原子個数密度

(1) 棒状燃料

1) 棒状燃料ペレット

二酸化ウラン ^{235}U 濃縮度 6 wt%	
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
U-235	1.4109×10^{-3}
U-238	2.1824×10^{-2}
O-16	4.6470×10^{-2}

(2) ウラン酸化物燃料

1) ウラン酸化物燃料ペレット

二酸化ウラン ^{235}U 濃縮度 1.6wt%	
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
U-235	3.7625×10^{-4}
U-238	2.2847×10^{-2}
O-16	4.6447×10^{-2}

(3) 使用済ウラン黒鉛混合燃料

1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料

ウラン黒鉛混合燃料 ^{235}U 濃縮度 7wt%	
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
U-235	1.3727×10^{-4}
U-238	1.8008×10^{-3}
O-16	3.8760×10^{-3}
C	7.8649×10^{-2}

2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料

ウラン黒鉛混合燃料 ^{235}U 濃縮度 22wt%	
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
U-235	9.4944×10^{-5}
U-238	3.3237×10^{-4}
O-16	8.5462×10^{-4}
C	8.4237×10^{-2}

(4) 中性子吸収材

カドミウム板 (密度 8.65 g/cm ³)		ボロン板 (炭化ホウ素密度 950 mg/cm ³)	
核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)	核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)
Cd-nat	4.6340 × 10 ⁻²	H-1	7.0958 × 10 ⁻³
		C-12	1.8688 × 10 ⁻²
		O-16	2.2355 × 10 ⁻³
		B-10	8.2403 × 10 ⁻³
		B-11	3.3168 × 10 ⁻²

※-natは天然核種を示す。

(5) 軽水及びコンクリート

軽水 (密度 1.0 g/cm ³)		普通コンクリート (密度 2.3 g/cm ³)	
核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)	核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)
H-1	6.6873 × 10 ⁻²	H-1	1.3742 × 10 ⁻²
O-16	3.3437 × 10 ⁻²	C-12	1.1532 × 10 ⁻⁴
		O-16	4.5921 × 10 ⁻²
		Na-23	9.6397 × 10 ⁻⁴
		Mg-nat	1.2389 × 10 ⁻⁴
		Al-27	1.7409 × 10 ⁻³
		Si-nat	1.6618 × 10 ⁻²
		Ca-nat	1.5026 × 10 ⁻³
		Fe-nat	3.4508 × 10 ⁻⁴
		K-nat	4.6054 × 10 ⁻⁴

※-natは天然核種を示す。

表3 MVP計算条件

入力項目	入力データ
統計	<ul style="list-style-type: none"> ・ バッチあたりの粒子数 10000 ・ バッチ数 500 ・ 統計を取るまでにスキップするバッチ数 100
粒子源発生分布	XYZ方向は均一分布（燃料部のみ）

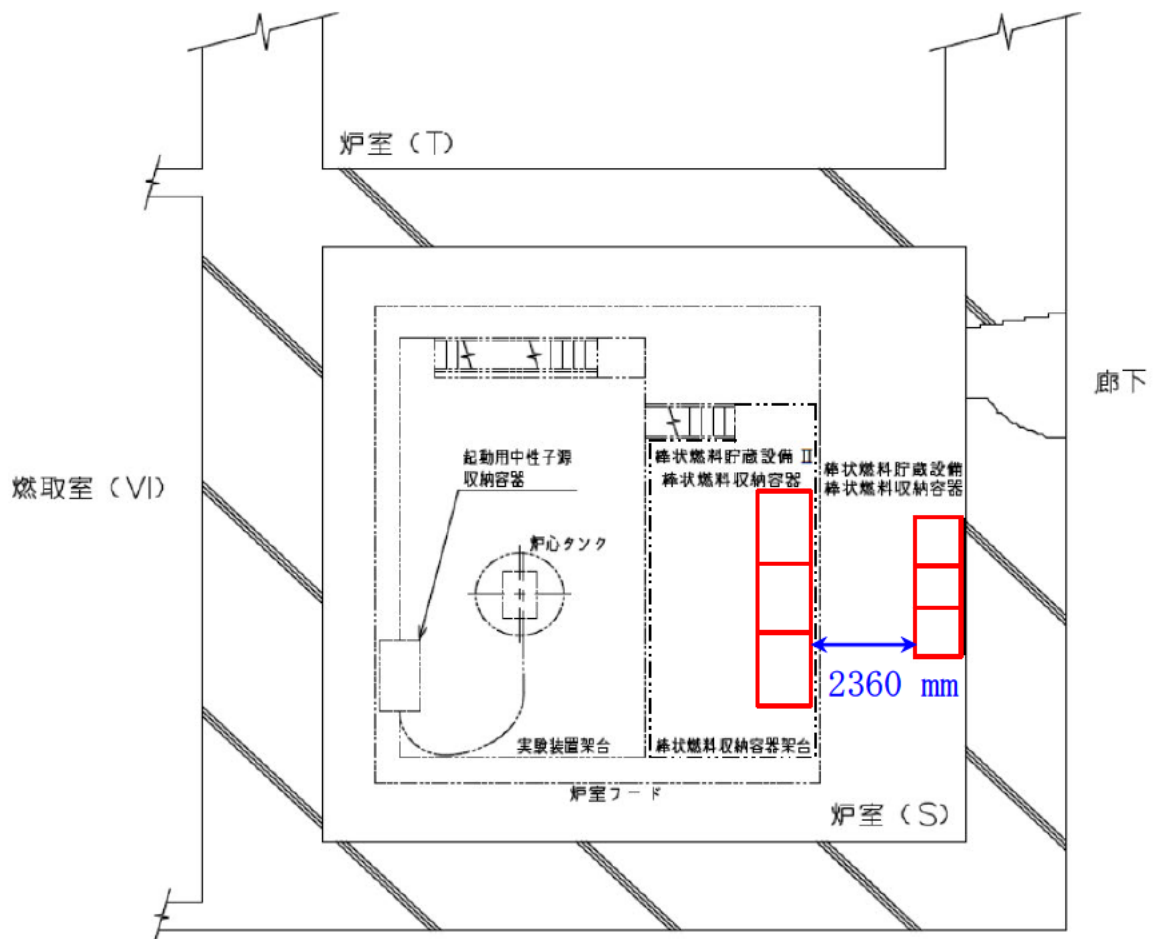


図1 核燃料物質貯蔵設備の室内配置図 (1/2)

炉室 (S) 平面図

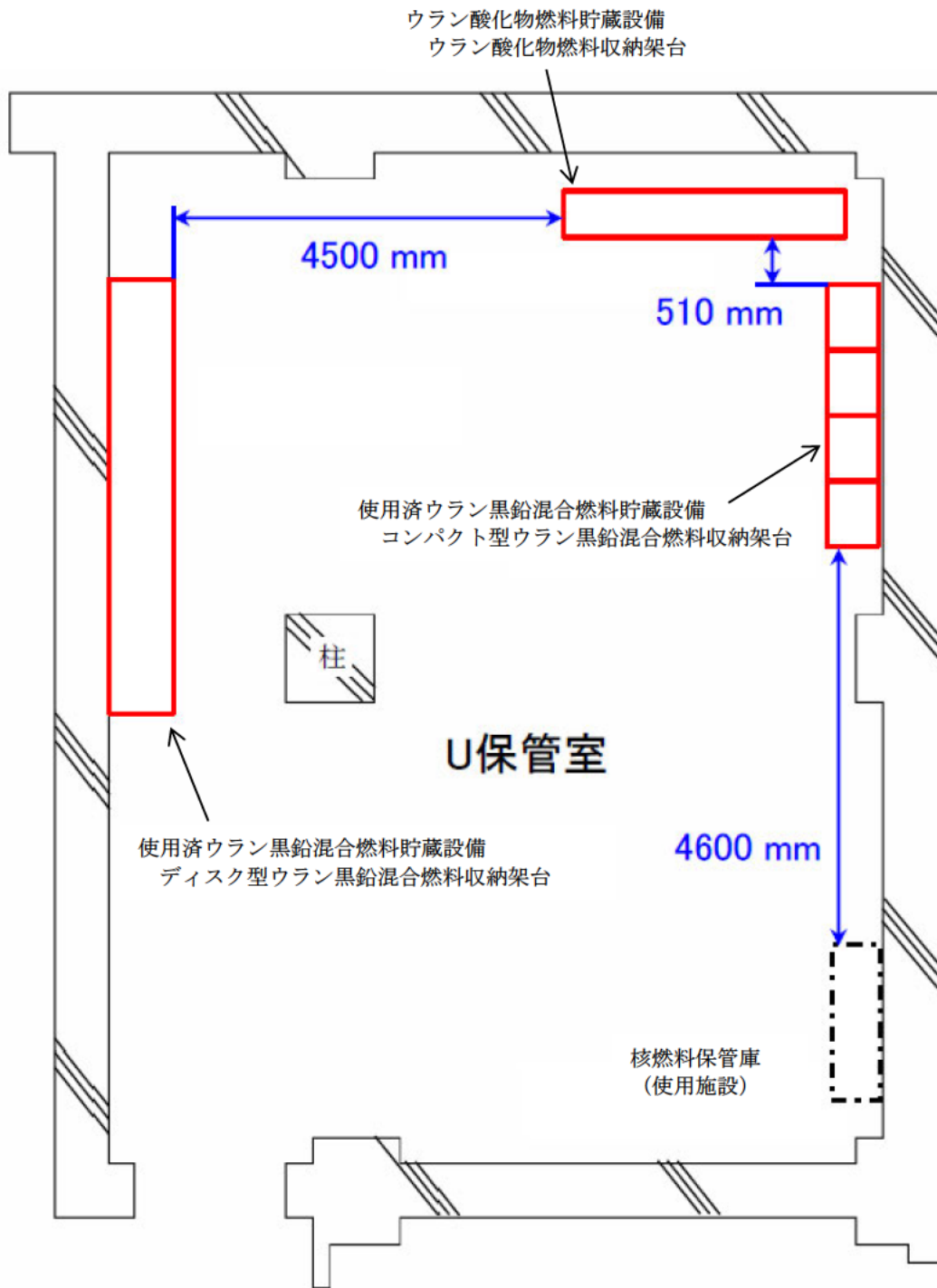


図1 核燃料物質貯蔵設備の室内配置図 (2/2)

U保管室平面図

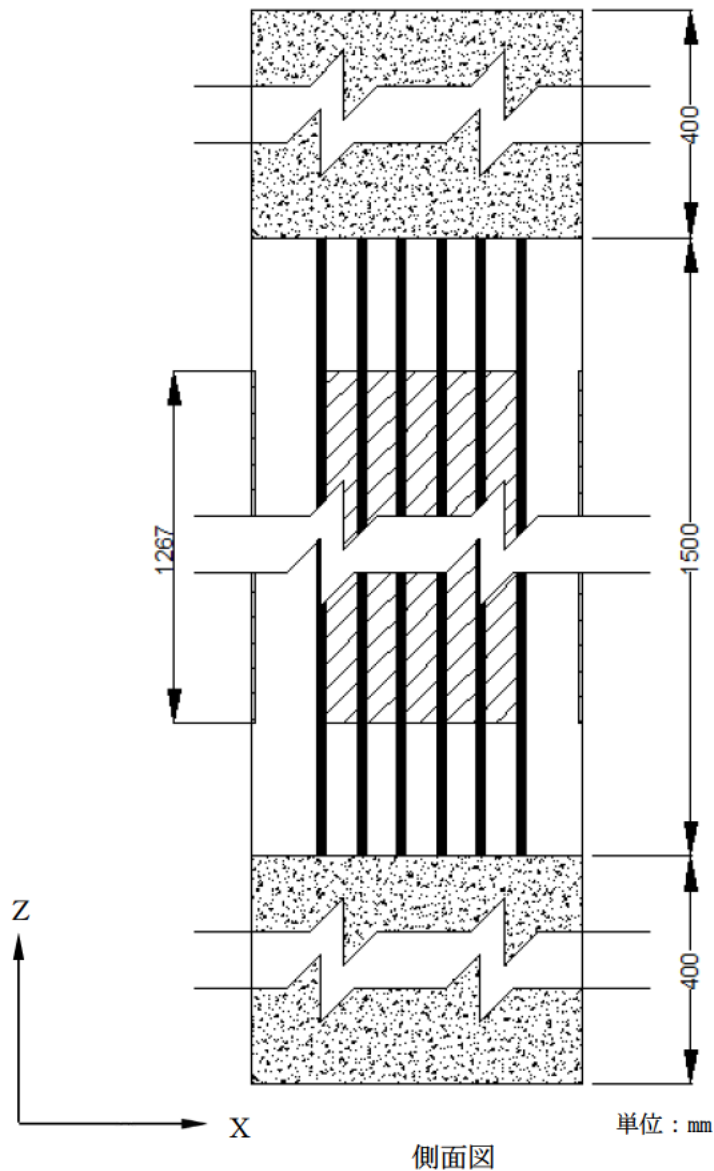
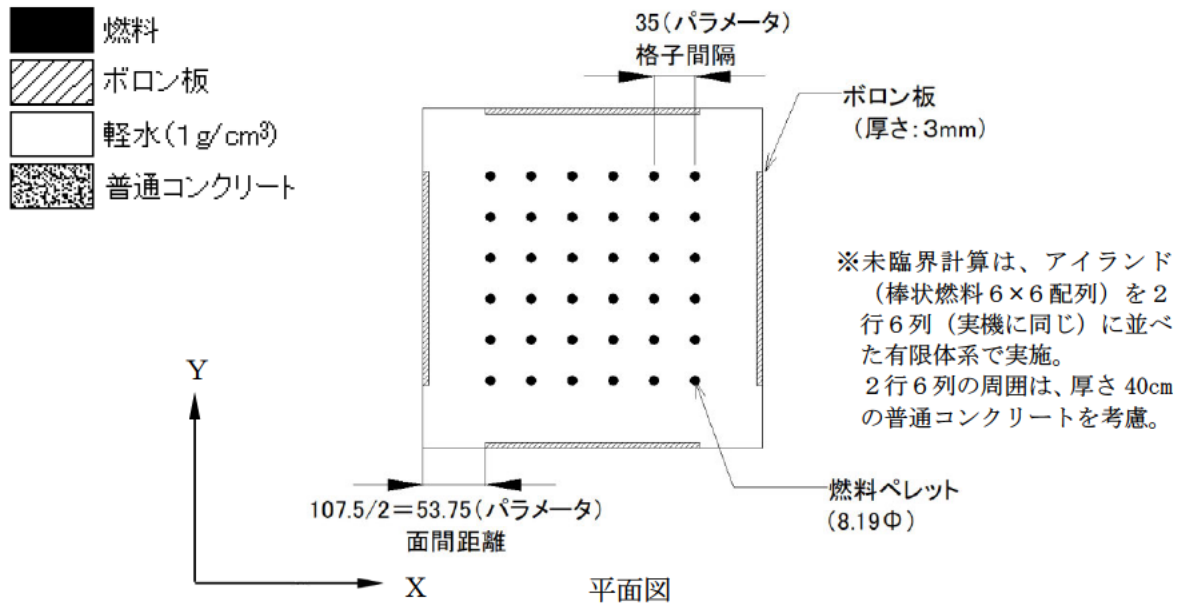


図2 棒状燃料貯蔵設備の計算モデル

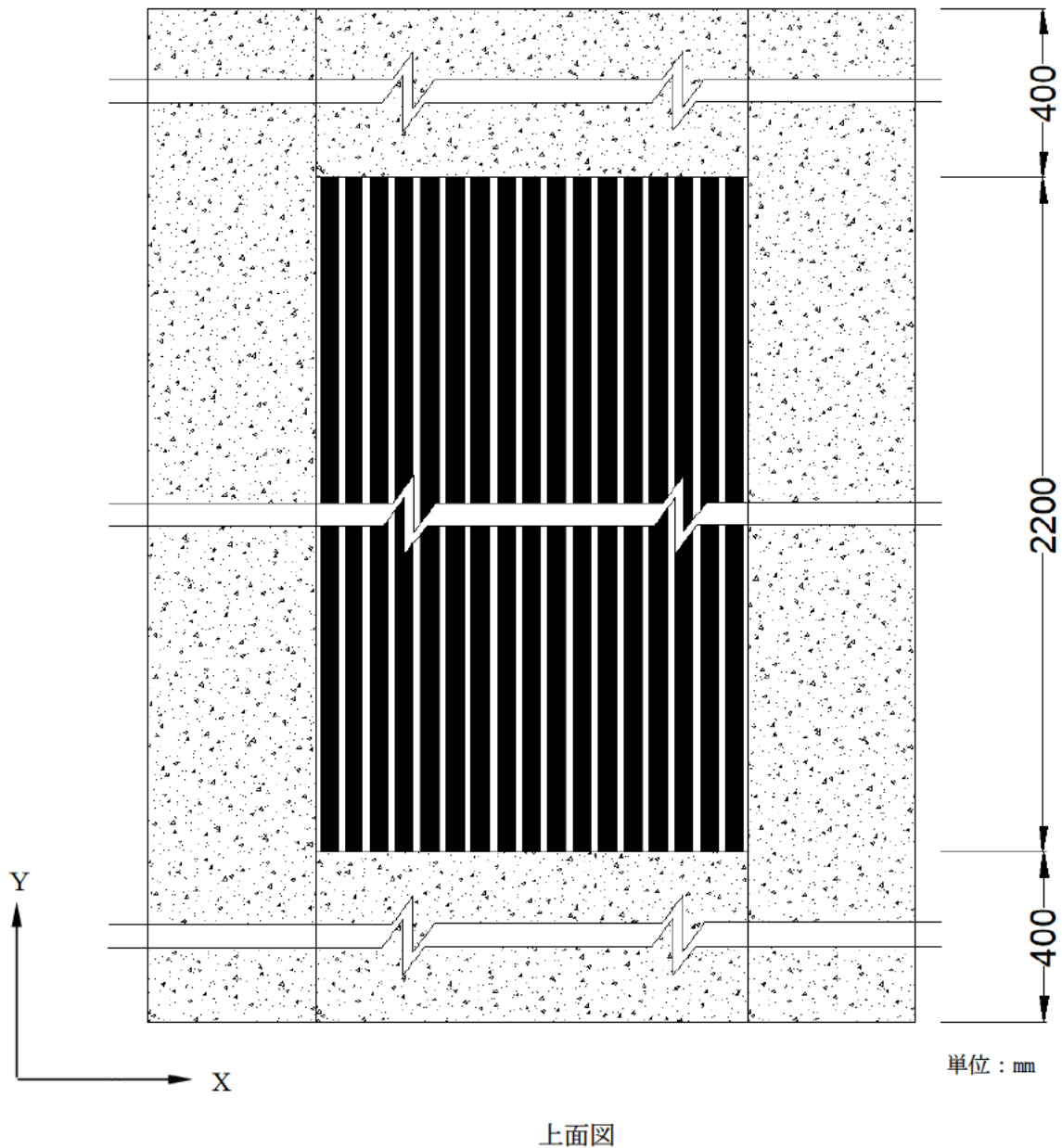
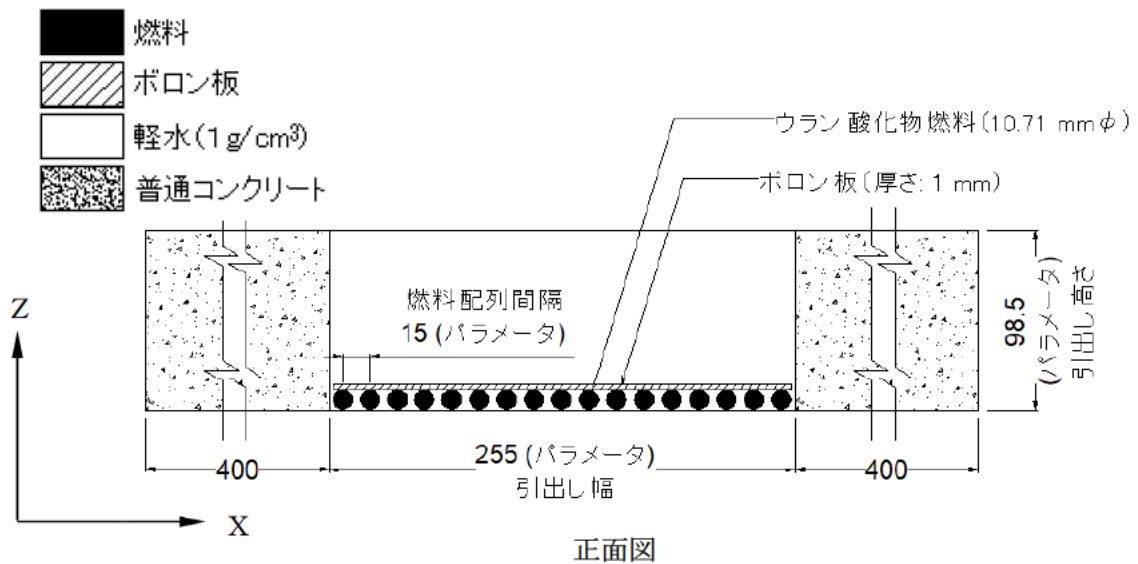


図3 ウラン酸化物燃料貯蔵設備の計算モデル

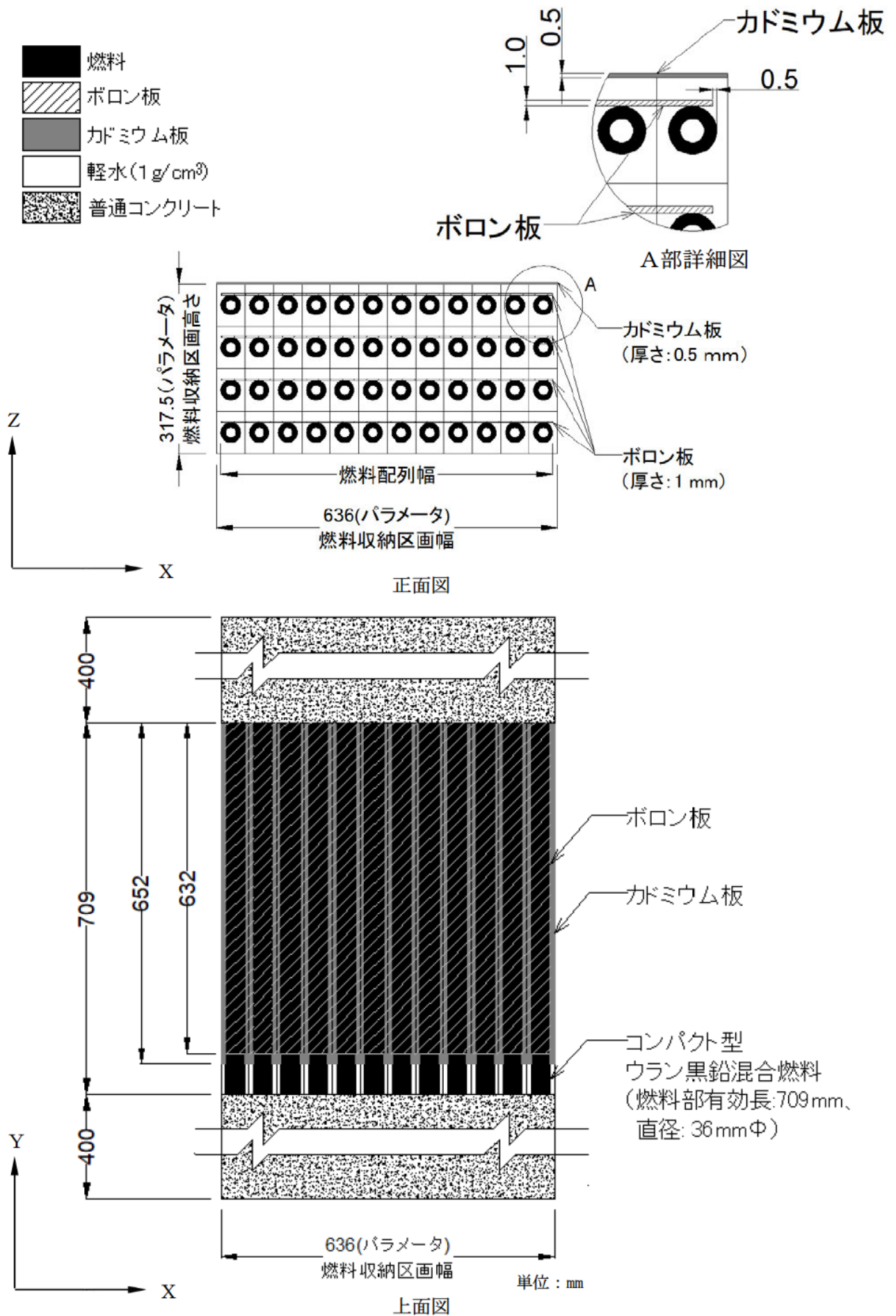
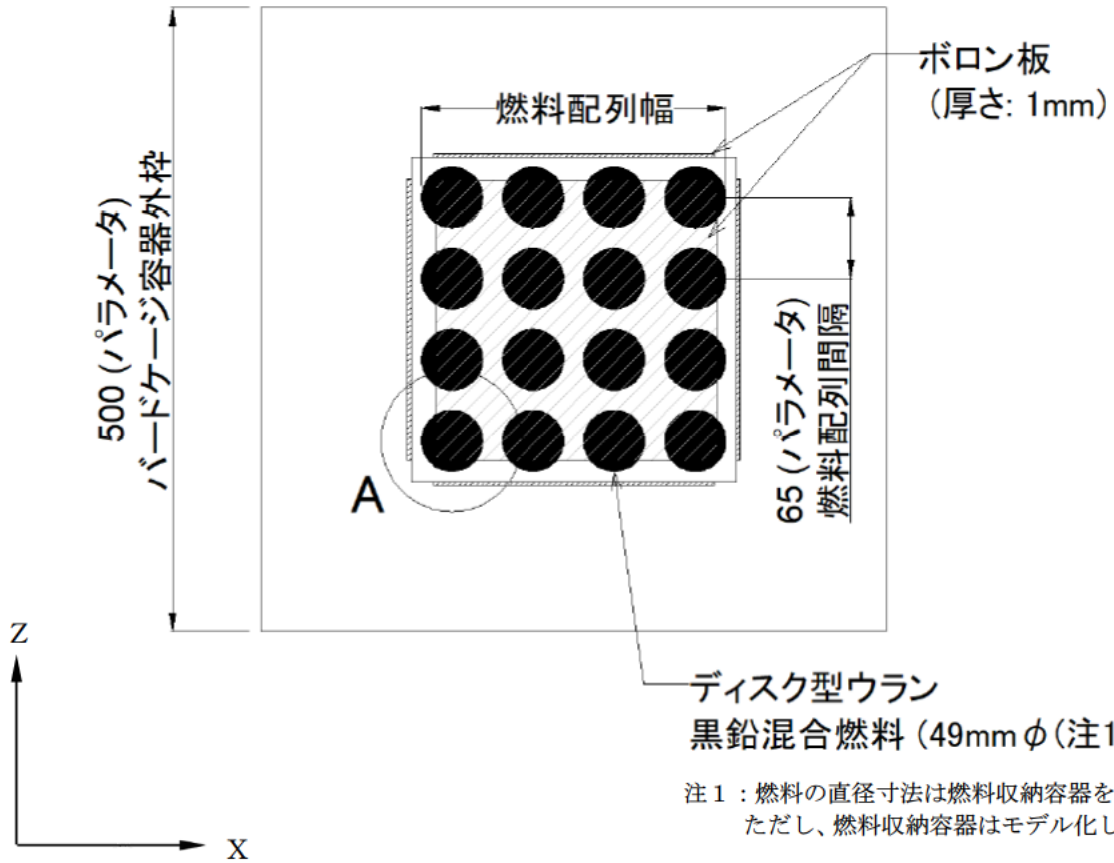
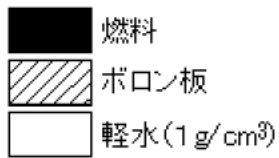
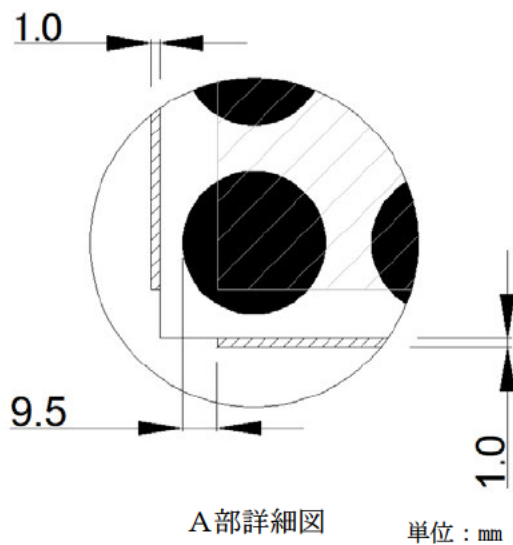


図4 コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の計算モデル



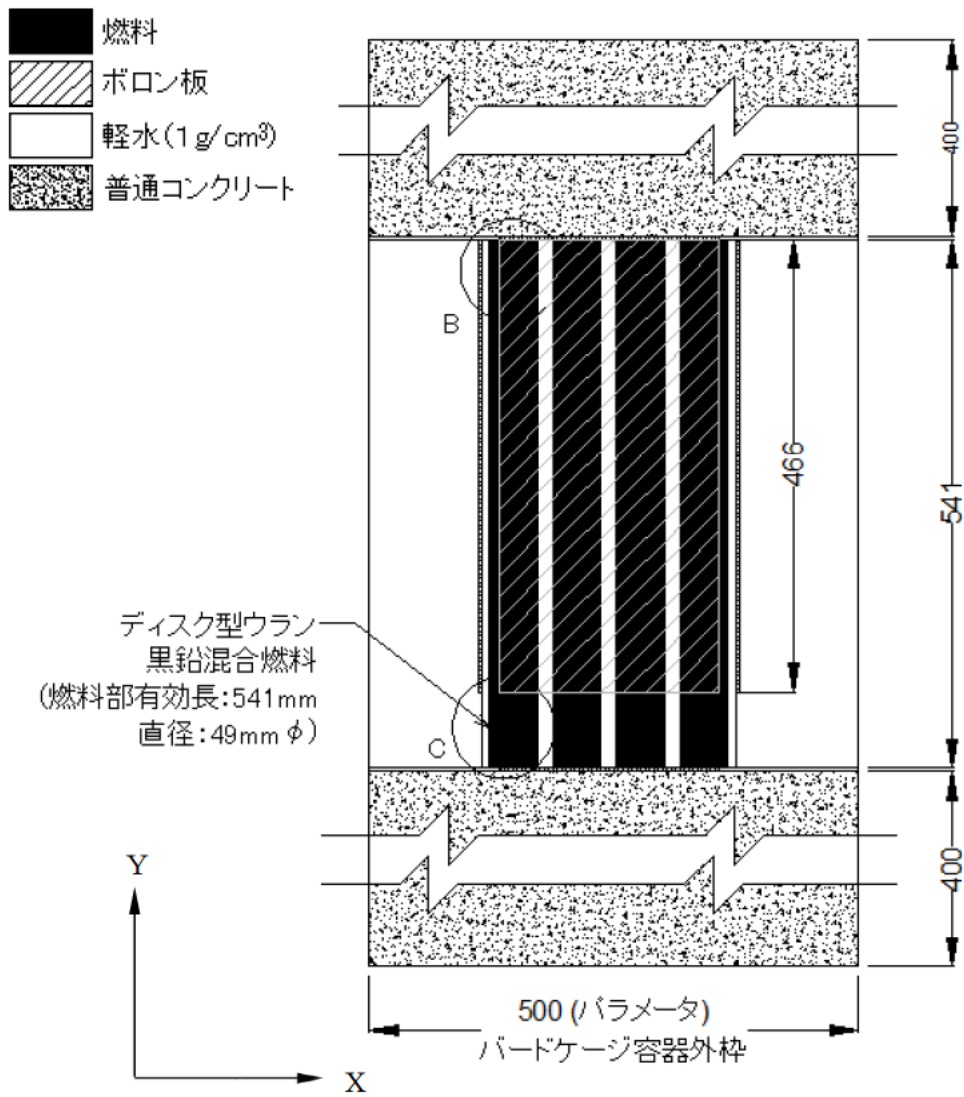
正面図



※左図は、燃料配列間隔 65mm、ボロン板幅 225mm (設計仕様最小寸法) のときの位置関係を示す。

ボロン板の幅寸法は、燃料配列幅が 225mm より大きいときは、225mm とする。燃料配列幅が 225mm より小さいときは、燃料配列幅と同じとする。

図5 ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の計算モデル (1/2)



上面図

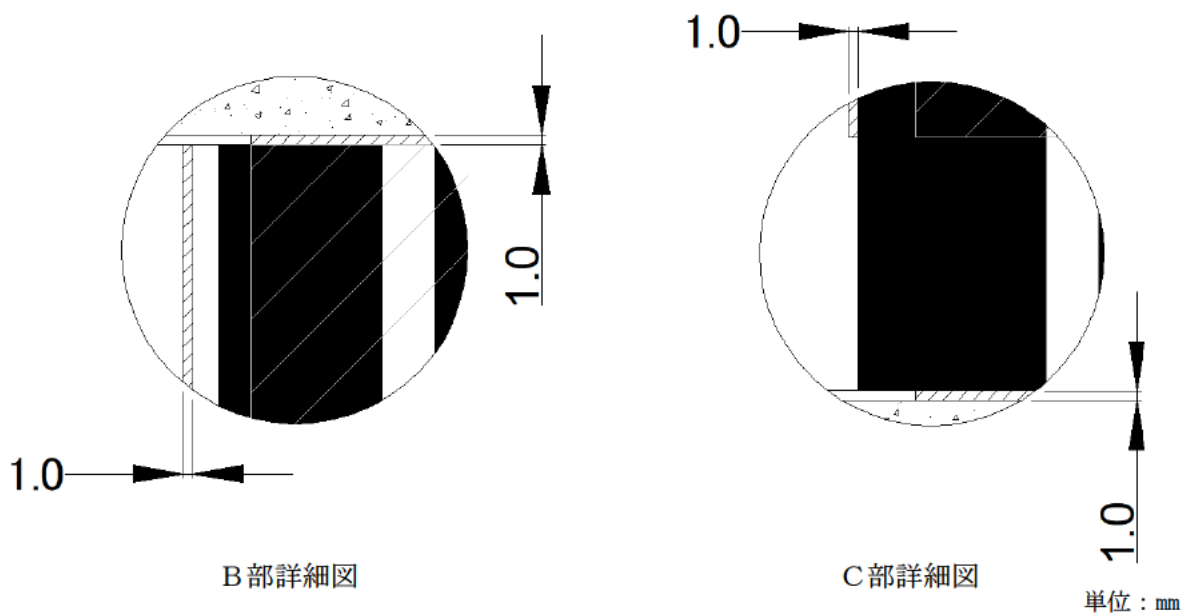


図5 ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の計算モデル (2/2)

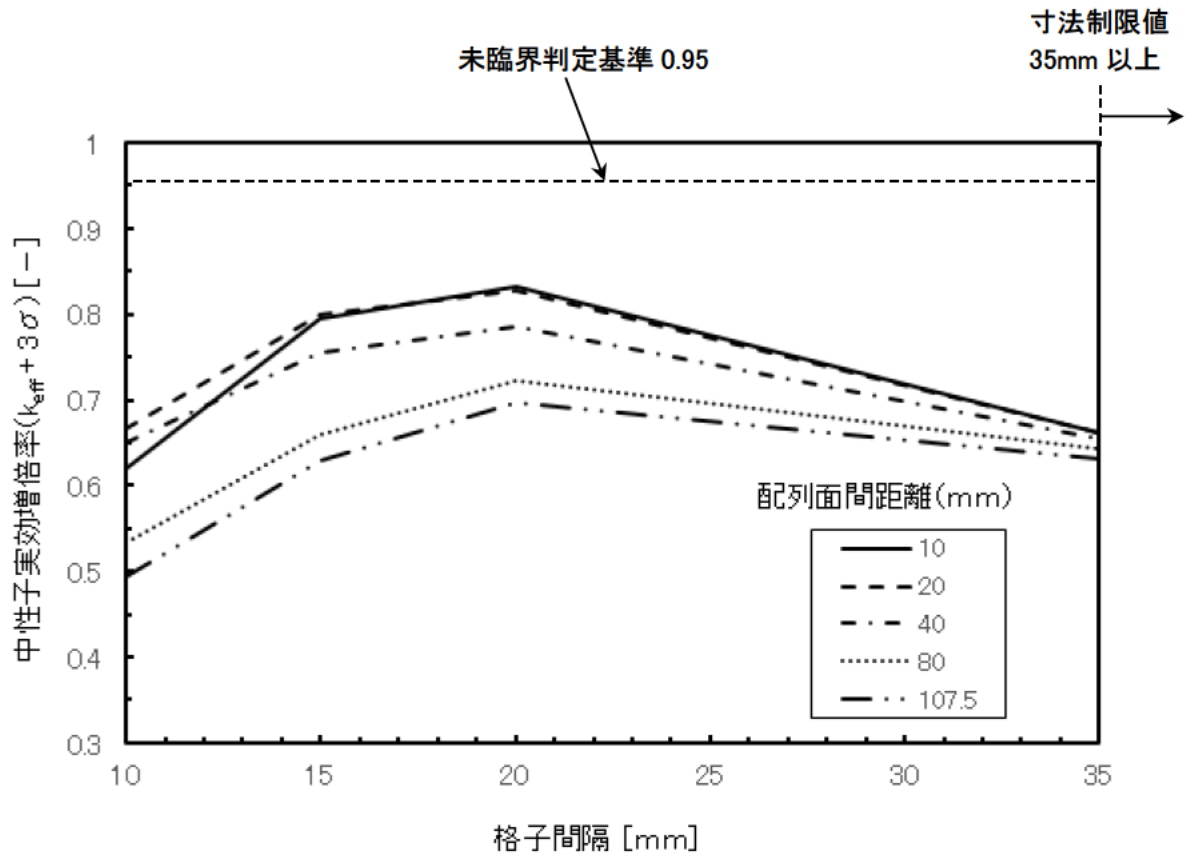


図6 棒状燃料貯蔵設備の中性子実効増倍率

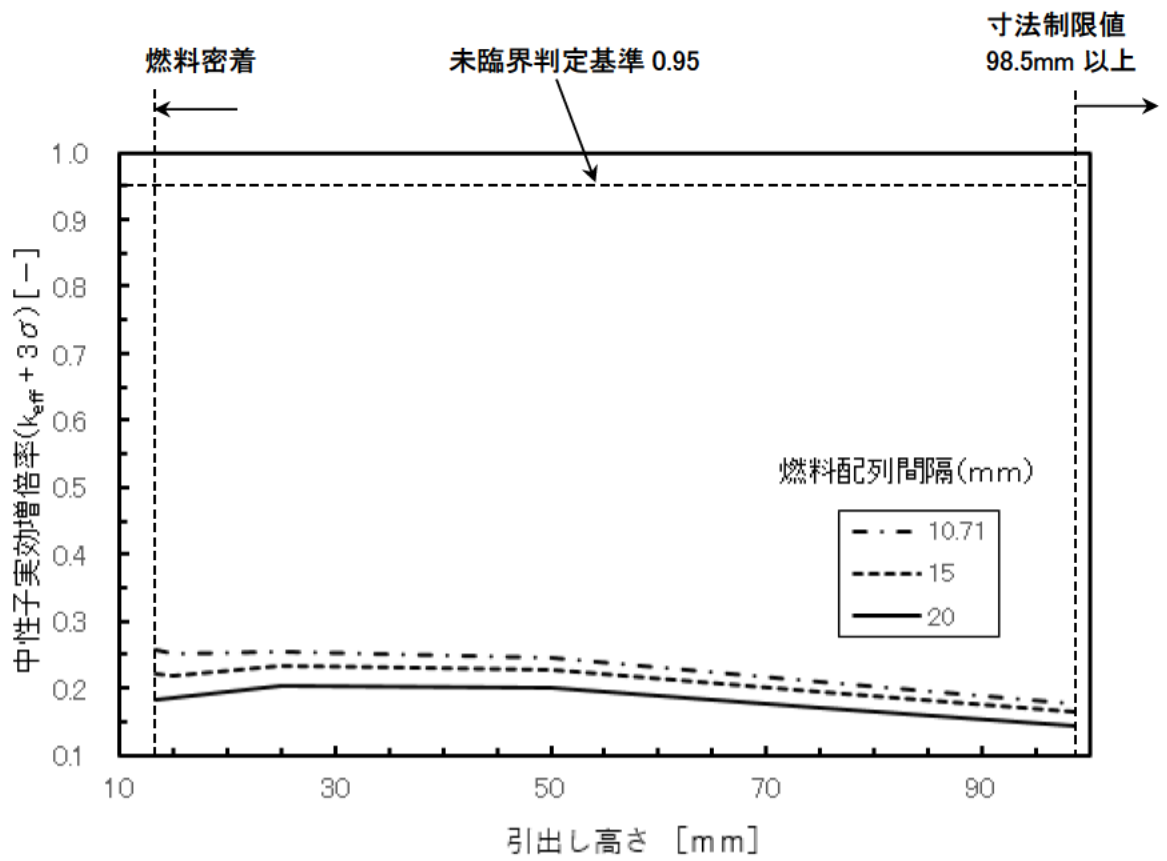


図7 ウラン酸化物燃料貯蔵設備の中性子実効増倍率

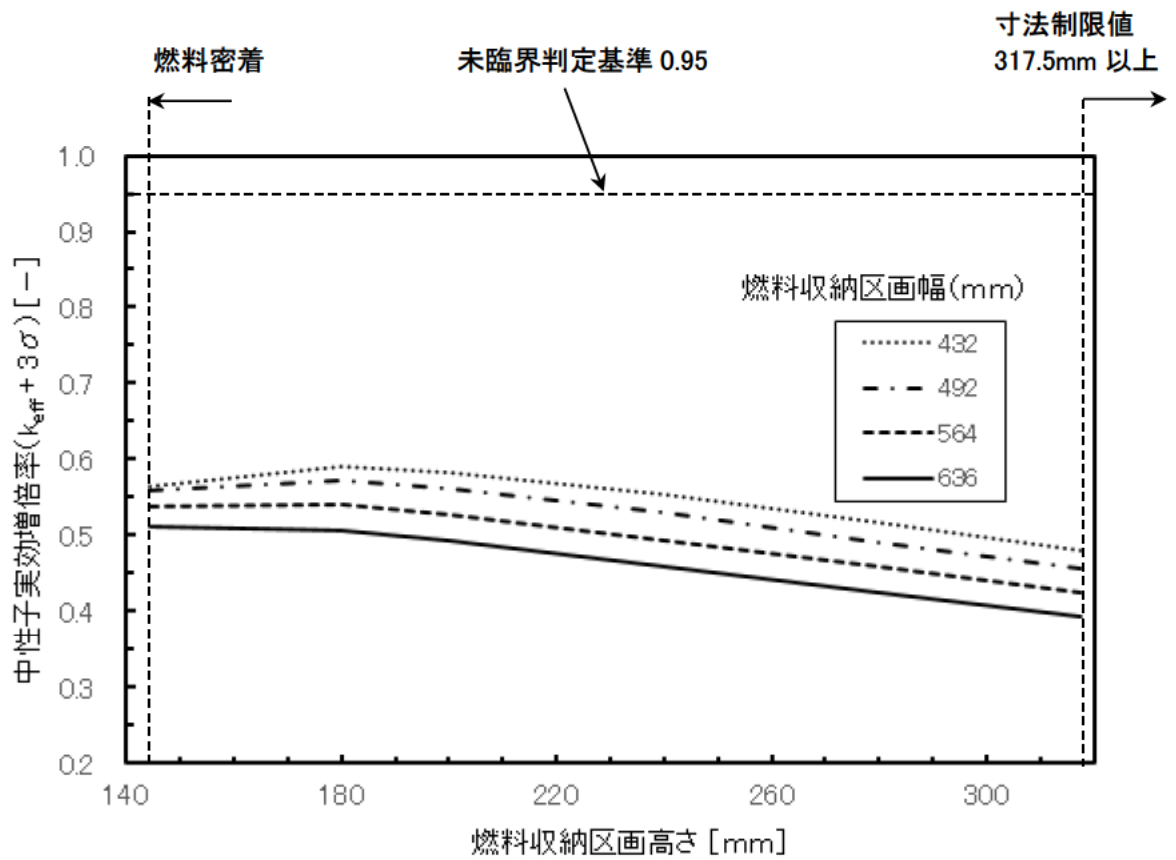


図8 コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の中性子実効増倍率

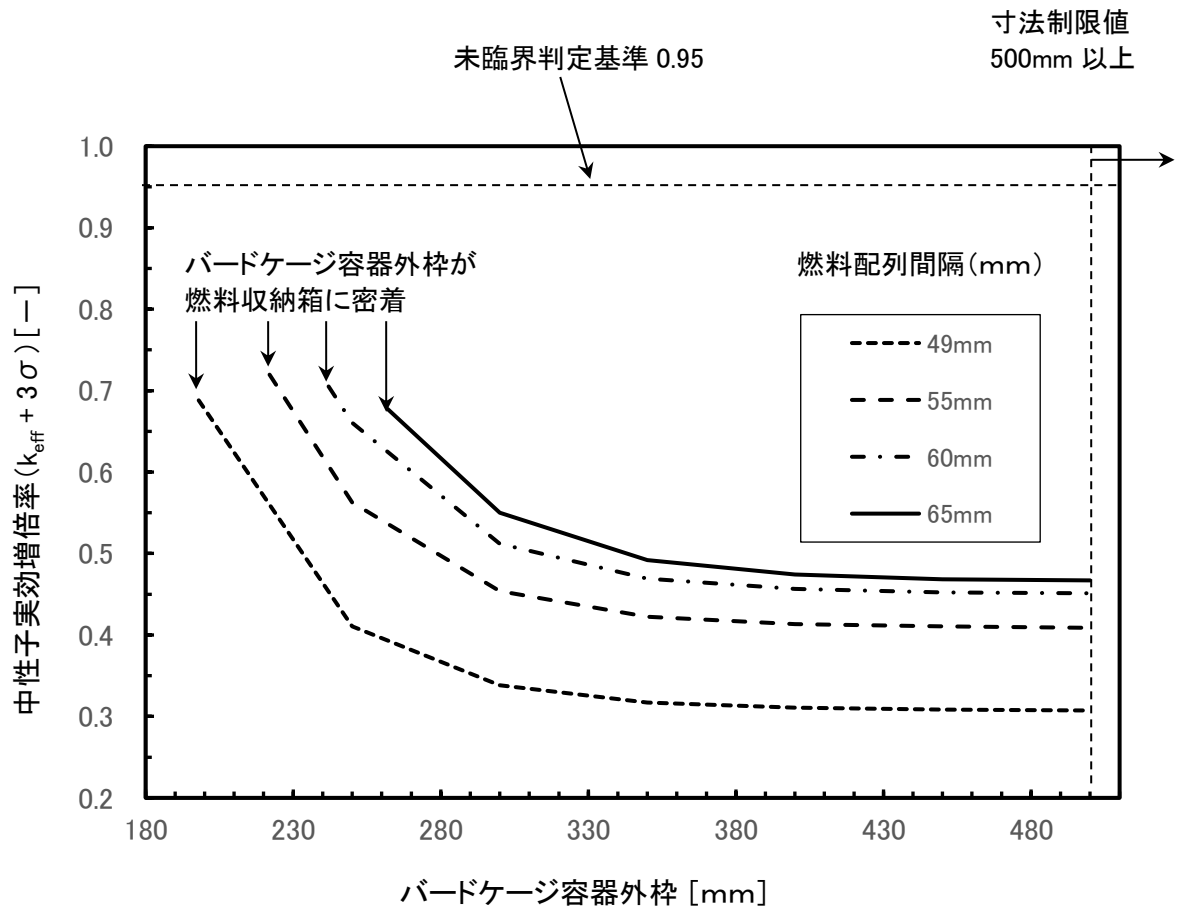


図9 ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の中性子実効増倍率

【補 足 資 料】

貯蔵する燃料の仕様（形状寸法、濃縮度等）と未臨界計算モデルの比較について

S T A C Y 施設に設置している棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備において貯蔵する燃料の仕様と未臨界計算モデルの条件を以下に示す。

(1) ウラン棒状燃料

項 目		実 機	計算モデル
燃料ペレット	種 類	二酸化ウラン	二酸化ウラン
	²³⁵ U 濃 縮 度	4.9000～4.9999 wt%	6 wt%
	ペレット直径	$8.19^{+0.014}_{-0.011}$ mm	8.19 mm
	密 度	95±2 %TD (10.4 g/cm ³)	95 %TD (10.4 g/cm ³)
燃料部有効長		1420±5.0 mm	1500 mm
被覆管	材 料	ジルカロイ-4	減速材に置換
	外 径	$9.5^{+0.18}_{-0.04}$ mm	

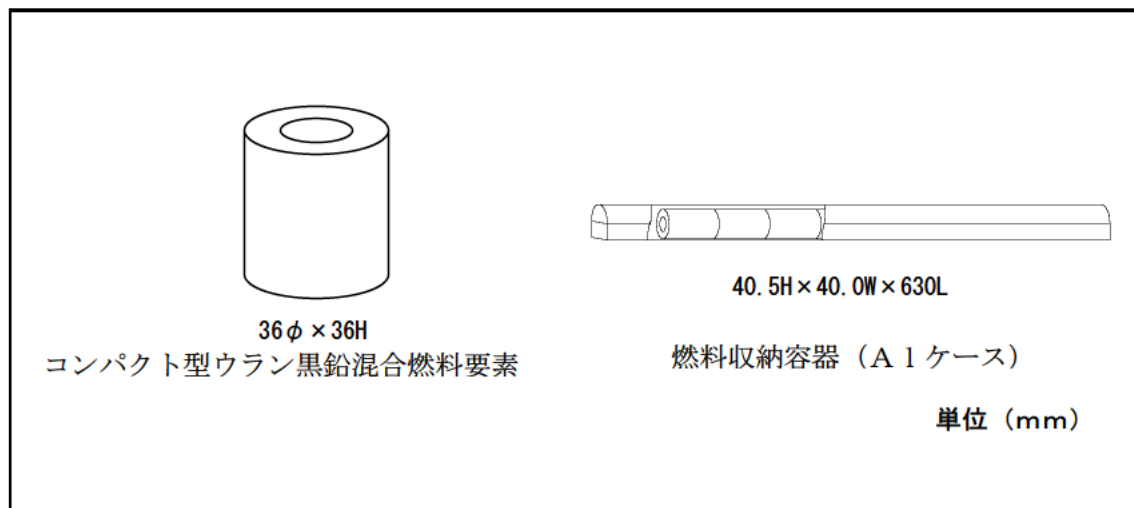
(2) ウラン酸化物燃料

項 目		実 機	計算モデル
燃料ペレット	種 類	二酸化ウラン	二酸化ウラン
	²³⁵ U 濃 縮 度	1.50±0.02 wt%	1.6 wt%
	ペレット直径	$10.71^{+0.00}_{-0.04}$ mm	10.71 mm
	密 度	95±1.5 %TD (10.25～10.58 g/cm ³)	95 %TD (10.4 g/cm ³)
燃料部有効長		2100±3 mm	2200 mm
被覆管	材 料	ジルカロイ-2	減速材に置換
	外 径	12.23±0.05 mm	

(3) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料

項 目		実 機	計算モデル
燃料 ペレット	種 類	ウラン黒鉛混合燃料	ウラン黒鉛混合燃料
	²³⁵ U 濃 縮 度	2.0±0.015 wt% (182 本*1)	7 wt%
		4.0±0.045 wt% (364 本*1)	
		6.0±0.15 wt% (182 本*1)	
	ペレット直径	36±0.2 mm	36 mm
	密 度	20.97±1.0 gU/コンパクト	21.036 gU/コンパクト
燃料部有効長		612±2.55 mm	709 mm
燃料収納 容器	材 料	アルミニウム	減速材に置換

*1：燃料収納容器の本数

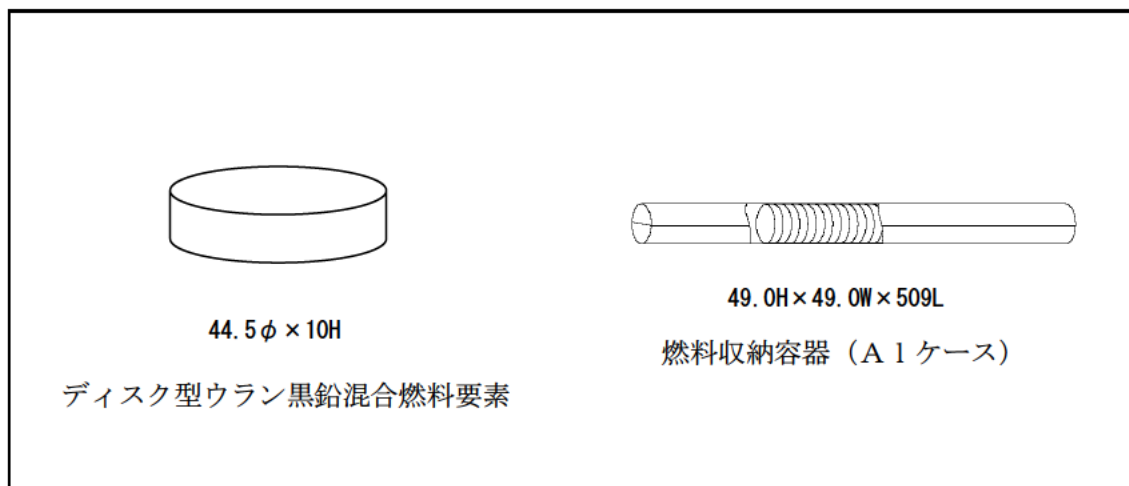


コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料の概略図

(4) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料

項 目		実 機	計算モデル
燃料ペレット	種 類	ウラン黒鉛混合燃料	ウラン黒鉛混合燃料
	²³⁵ U 濃 縮 度	19.85 ^{+0.15} _{-0.35} wt%	22 wt%
	ペレット直径	44.5 ^{+0.0} _{-0.2} mm	49 mm
	密 度	2.595 gU/ディスク*1	2.620 gU/ディスク
燃料部有効長		500±5 mm	541 mm
燃料収納容器	材 料	アルミニウム	減速材に置換

*1：ディスク型ウラン黒鉛混合燃料は、昭和 35 年に製作したものであり、当時の製造記録に密度に関する許容値の記載なし。



単位 (mm)

ディスク型ウラン黒鉛混合燃料の概略図

各貯蔵設備の貯蔵能力（許可量）、貯蔵制限量、
未臨界計算モデルの燃料条件について

未臨界計算の対象である各貯蔵設備の貯蔵能力（許可量）、貯蔵制限量、未臨界計算モデルの燃料条件を以下に示す。

貯蔵設備の名称	貯蔵能力 (許可量)	貯蔵制限量 (※)	未臨界計算モデル
棒状燃料収納容器	345.6 kgU	294 kgU	313.4 kgU アイランド（棒状燃料 6×6配列）を2行6 列（実機に同じ）に並 べた有限体系
ウラン酸化物燃料 収納架台	92 kgU	92 kgU	無限体系
コンパクト型 ウラン黒鉛混合 燃料収納架台	260 kgU	260 kgU	無限体系
ディスク型 ウラン黒鉛混合 燃料収納架台	67 kgU	67 kgU	無限体系

※原子力科学研究所原子炉施設保安規定第11編（STACYの管理）別表第16に規定

未臨界計算における第一段階（核燃料物質貯蔵設備の寸法制限値を満足する場合）
及び第二段階（寸法制限値を満足しない場合）の整理について

形状寸法管理を適用している各貯蔵設備について、以下のとおり寸法制限値を満足する場合と満足しない場合の2段階で未臨界性を確認する。

	未臨界計算の内容	備考
第1段階 (寸法制限値を満足する場合)	核燃料物質の臨界防止に係る規制上の要求を踏まえ、寸法制限値を満足する場合において、各貯蔵設備の単体(単一ユニット)及びそれらを組み合わせた体系(複数ユニット)に対し、 雰囲気軽水密度、反射条件等 について想定し得る最も厳しい条件を設定し、未臨界計算を実施。	・設置許可申請書の従来(新規制基準施行前)からの記載事項。 ・既許可及び既認可で確認済み。
第2段階 (寸法制限値を満足しない場合)	規制上の要求に加えて、設備の変形等により寸法制限値が満足されず、さらに想定を超える津波により 設備が水没する条件 を設定し、未臨界計算を実施。	・新規制基準施行後の設置許可申請書の追加記載事項。



- 設置許可段階では、第2段階の未臨界計算について、寸法制限値が満足されず、さらに津波による水没を考慮した未臨界計算を示し、未臨界を確保できる見通しがあることを示した。
- 設工認段階では、設置許可段階で示した上記見通しについて、詳細設計を反映した計算モデルにおいて、未臨界を確保できることを示す。

ウラン酸化物燃料貯蔵設備における切断された燃料棒及び UO₂ペレットの未臨界計算モデルの妥当性について

1. 概 要

ウラン酸化物燃料収納架台は、引出し4段のキャビネット型の設備であり、51本の棒状形状ウラン酸化物燃料（以下「燃料棒」という。）並びに2本の切断された燃料棒及びUO₂ペレット（以下「変形燃料」という。）を貯蔵している。

本申請における未臨界計算では、最下段の引出しに収納する変形燃料2本に対して、他の引出しと同様に燃料棒17本に置き換えて評価を実施している。

本資料では、燃料棒17本に置き換えた計算モデルが変形燃料入りの計算モデル（燃料棒2本相当）の評価結果を包含することを示す。

2. 計算及び結果

変形燃料は、UO₂ペレットを取り出すために被覆を切断した燃料棒及び取り出されたUO₂ペレットをステンレス鋼製のケース（収納ケース）に収納したものである。変形燃料の未臨界計算のモデル化に当たっては、収納ケース及びジルカロイ被覆等による形状の保持を期待せず、燃料が球状に凝集した状態を仮定する（実機の既認可の設工認のモデル。以下「変形燃料入りモデル」という。）。

変形燃料入りモデルに対し、4段の引出し全てに燃料棒17本を収納した場合（17本燃料モデル）の中性子実効増倍率を計算した結果を図1に示す。計算は連続エネルギーモンテカルロコードMVP2及び評価済み核データJENDL-3.3を使用し、1バッチ当たりの粒子数は10000で100バッチの計算を行い、50バッチを統計処理から除外した。計算結果にはモンテカルロ計算に付随する標準偏差の3倍を加えてある。雰囲気水密度0～100%全域で17本燃料モデルの中性子実効増倍率が変形燃料入りモデル（燃料棒2本相当）の値を上回り、包含していることが示された。

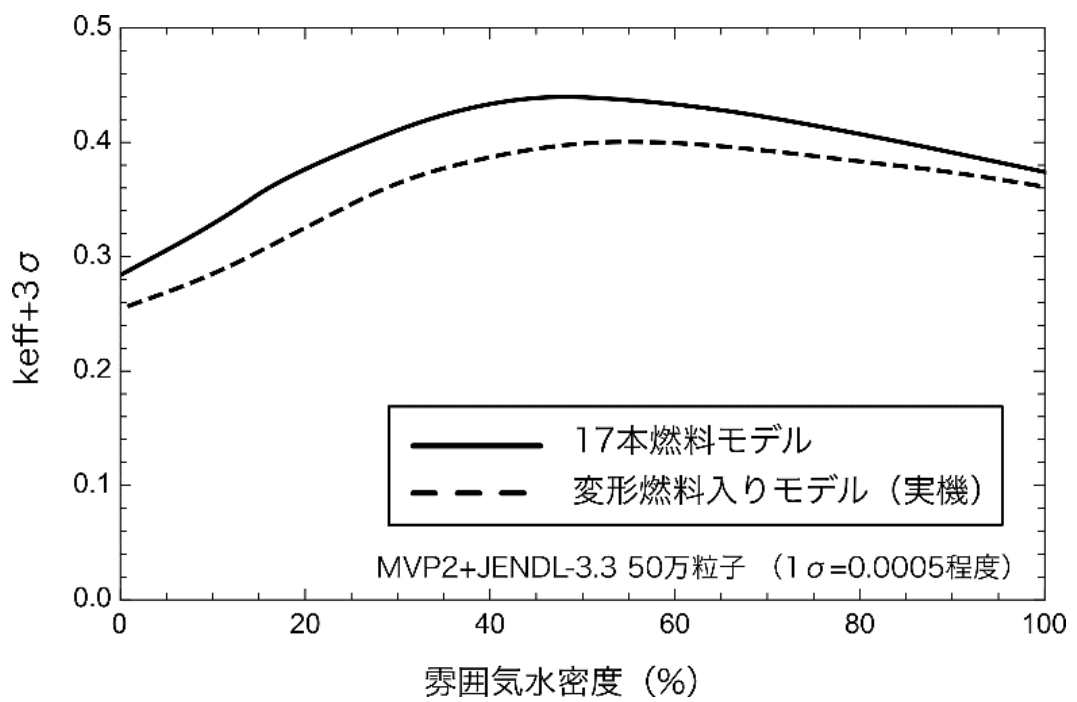


図1 変形燃料2本を燃料棒17本に置き換えた場合の
中性子実効増倍率 (keff+3σ)

【参 考 资 料】

粉末燃料貯蔵設備の未臨界計算書

1. 概要

STACY施設の燃料貯蔵設備のうち、ウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料（以下「MOX燃料」という。）を貯蔵する設備（粉末燃料貯蔵設備）は、配列を定めて形状寸法管理を適用することとしている。

本資料は、既設の粉末燃料貯蔵設備について、想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値が満足されない場合においても、貯蔵するMOX燃料が臨界に達するおそれがないことを計算により評価した結果を示すものである。

2. 計算方法

2.1 基本方針

粉末燃料貯蔵設備は寸法制限値を定めることによって臨界とならないよう管理されているが、本資料では、寸法制限値が満足されない場合を考慮し、単一ユニットの計算を行う。未臨界の判定基準は、中性子実効増倍率が0.95^[1]を下回ることとする。

2.2 計算コード及び断面積ライブラリ

計算に当たっては、計算コードは連続エネルギーモンテカルロ計算コードMVP^[2]、断面積ライブラリはJENDL-3.2^[3]を用いた。

2.3 計算モデル及び計算条件

粉末燃料貯蔵設備について、設計仕様を表2.3-1に、構造図を図2.3-1に、当該設備の外観を図2.3-2に示す。また、MOX燃料の収納方法を図2.3-3(1)～(5)に示す。計算に使用したPu同位体組成比を表2.3-2に、原子個数密度を表2.3-3、計算条件等を表2.3-4に示す。

計算に当たっては、想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値（格子間隔）が満足されないものとした。ただし、保管容器は輸送容器と同等の密封性能を有するため、保管容器内部への水の侵入は考慮しない。

また、実際より保守的な評価とするため、以下の条件をおいた。

- ・寸法制限値である格子間隔（ピッチ：45cm以上）が満足されず、互いに近づくものとする。
- ・保管容器1基に収納されるMOX燃料は、実機1基当たりの最大在庫量 \square kgを切り上げ

て□ kg とする。なお、当該保管容器の最大収納量は 10.0 kg であるが、保管容器の取扱いに当たり開封することはないことから、今後、当該MOX燃料が増えることはない。

- ・ Pu 缶 1 本の高さ寸法は実機の 20 cm に対し、燃料収納部の有効高さを考慮し 10.5 cm とする。また、保管容器 1 基に Pu 缶 4 本が密着して収納されることとする（Pu 缶 4 本分の高さ寸法は $10.5 \times 4 = 42.0$ cm とする）。
- ・ 保管容器の配列は、実際の 3×5 格子配列に対し、六角格子状の無限体系（水平方向）とする。
- ・ 反射体として、下部にコンクリート反射体、上部に 1 m の水反射体を想定する。

上記に従って設定した粉末燃料貯蔵設備の計算モデルを図 2.3-4 に示す。

3. 計算結果

寸法制限値である格子間隔が満足されず、収納容器が互いに接近した場合の計算結果を図 2.3-5 に示す。図より、保管容器が互いに密着した場合に中性子実効増倍率が最大となるが、中性子吸収材を使用しない条件でも 最大 0.30 であり、未臨界判定基準である 0.95 を下回る。なお、モンテカルロ計算に付随する不確かさを保守的に評価するため、計算結果には標準偏差の 3 倍を加えてある。

したがって、寸法制限値が満足されない場合でも、粉末燃料貯蔵設備が臨界となるおそれはない。

4. まとめ

STACY 施設の粉末燃料貯蔵設備について、想定を超える津波によって水没し、さらに異常な変形により形状寸法管理の寸法制限値が満足されない場合について、未臨界評価を行った。

評価の結果、粉末燃料貯蔵設備については、既設の構造のままで未臨界を確保できることを確認した。

参考文献

- [1] 臨界安全ハンドブック第2版、JAERI 1340 (1999)
- [2] Y. Nagaya et al., "MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI 1348 (2005)
- [3] T. Nakagawa et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version 3 Revision-2: JENDL-3.2, " Journal of Nuclear Science and Technology, 32[12], pp.1259-1271 (1995)

表 2.3-1 粉末燃料貯蔵設備（P u 保管ピット）の設計仕様

名 称		P u 保管ピット	
型 式		正方格子配列角型ピット	
主 要 寸 法	本 体	た て	1850 mm
		横	3950 mm
		格子間隔	たて 600×横 615 mm (寸法制限値 450 mm 以上)
		蓋・スラブ厚さ	450 mm
		全 高	2100 mm
主 要 材 料	本 体	SUS304	
	蓋・スラブ	コンクリート SUS304	
基 数		1 基	



図 2.3-1 粉末燃料貯蔵設備の構造図

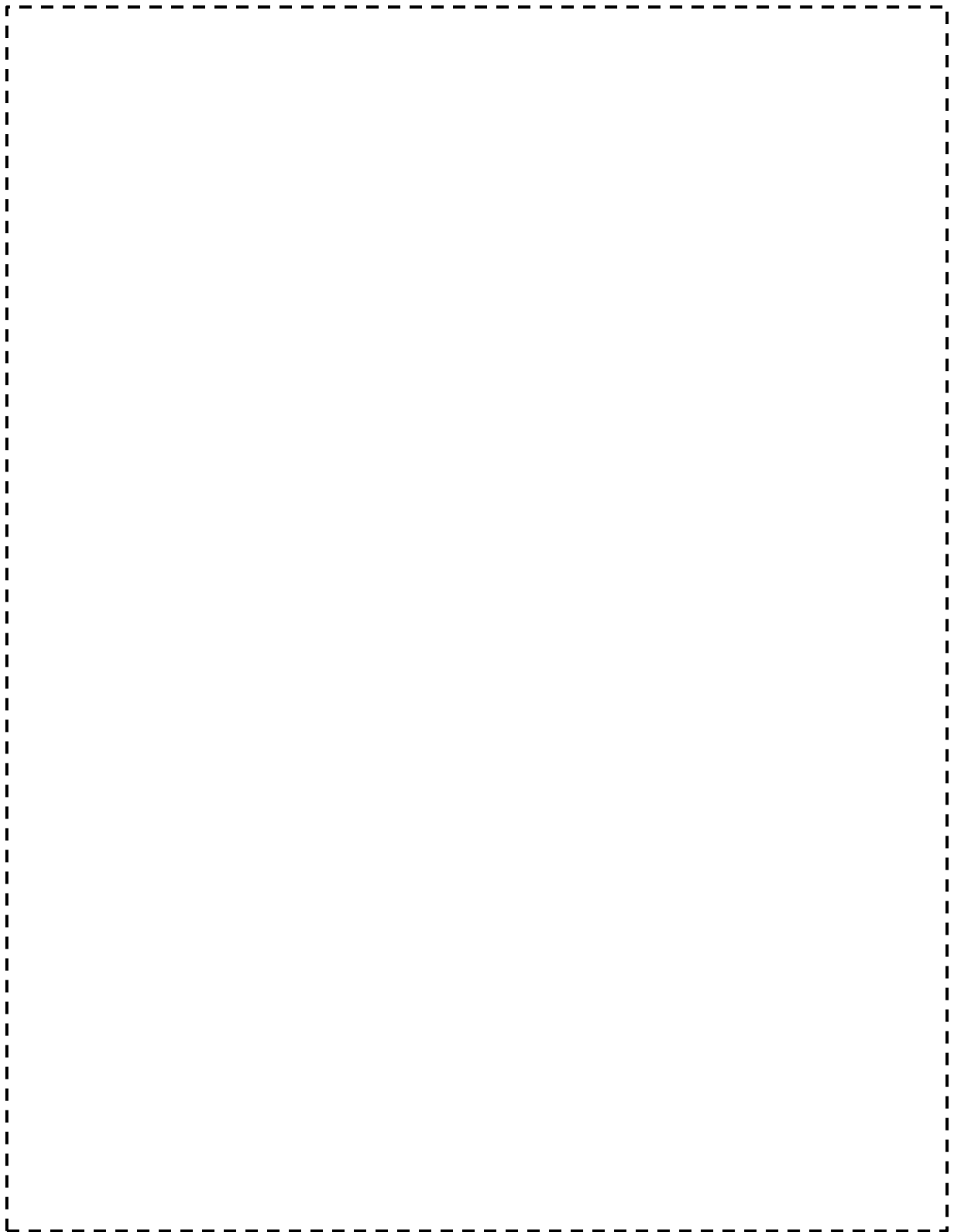


図 2.3-2 粉末燃料貯蔵設備の外観（写真）

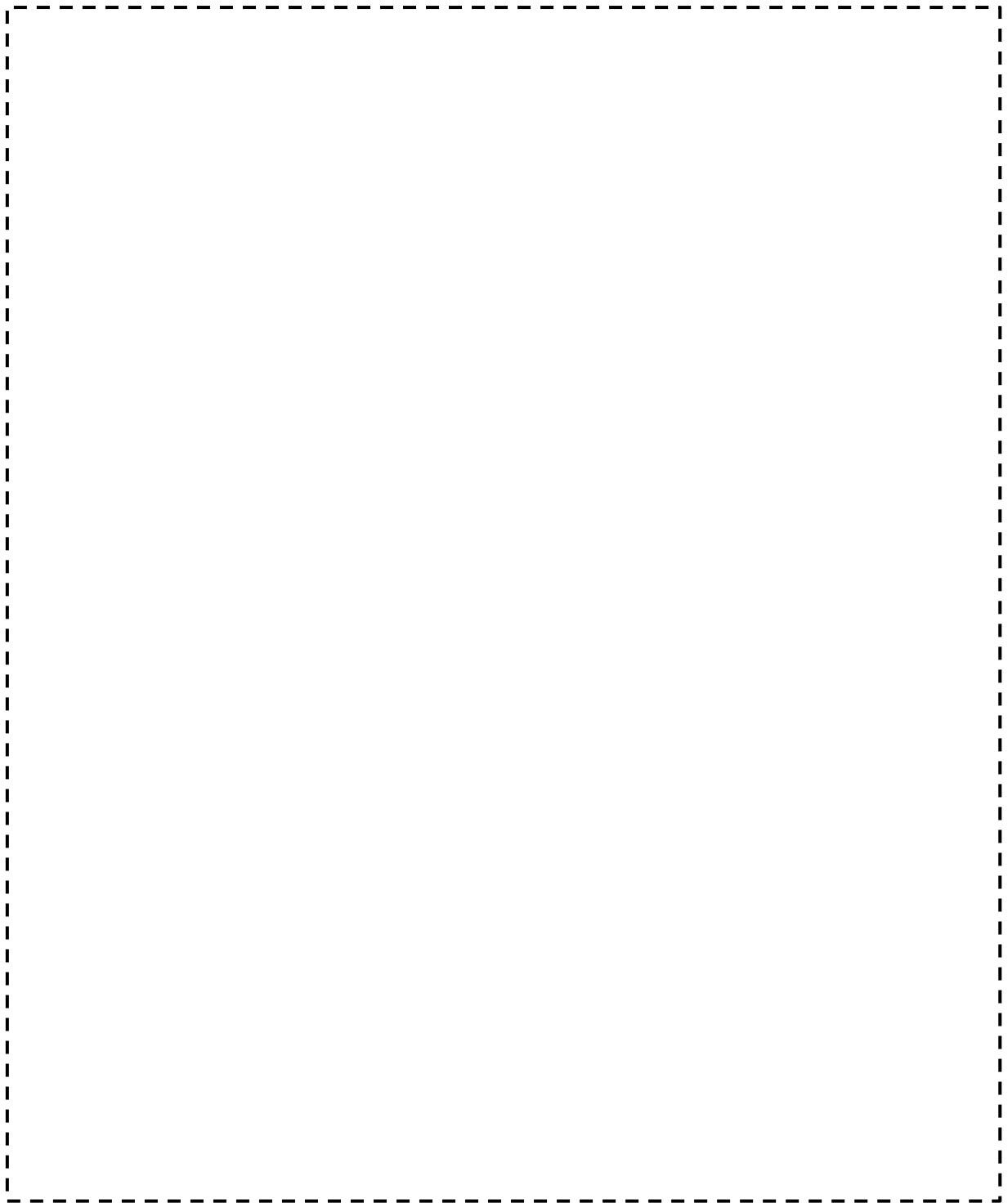


図 2.3-3(1) Pu 保管ピットにおけるMOX燃料の収納状況

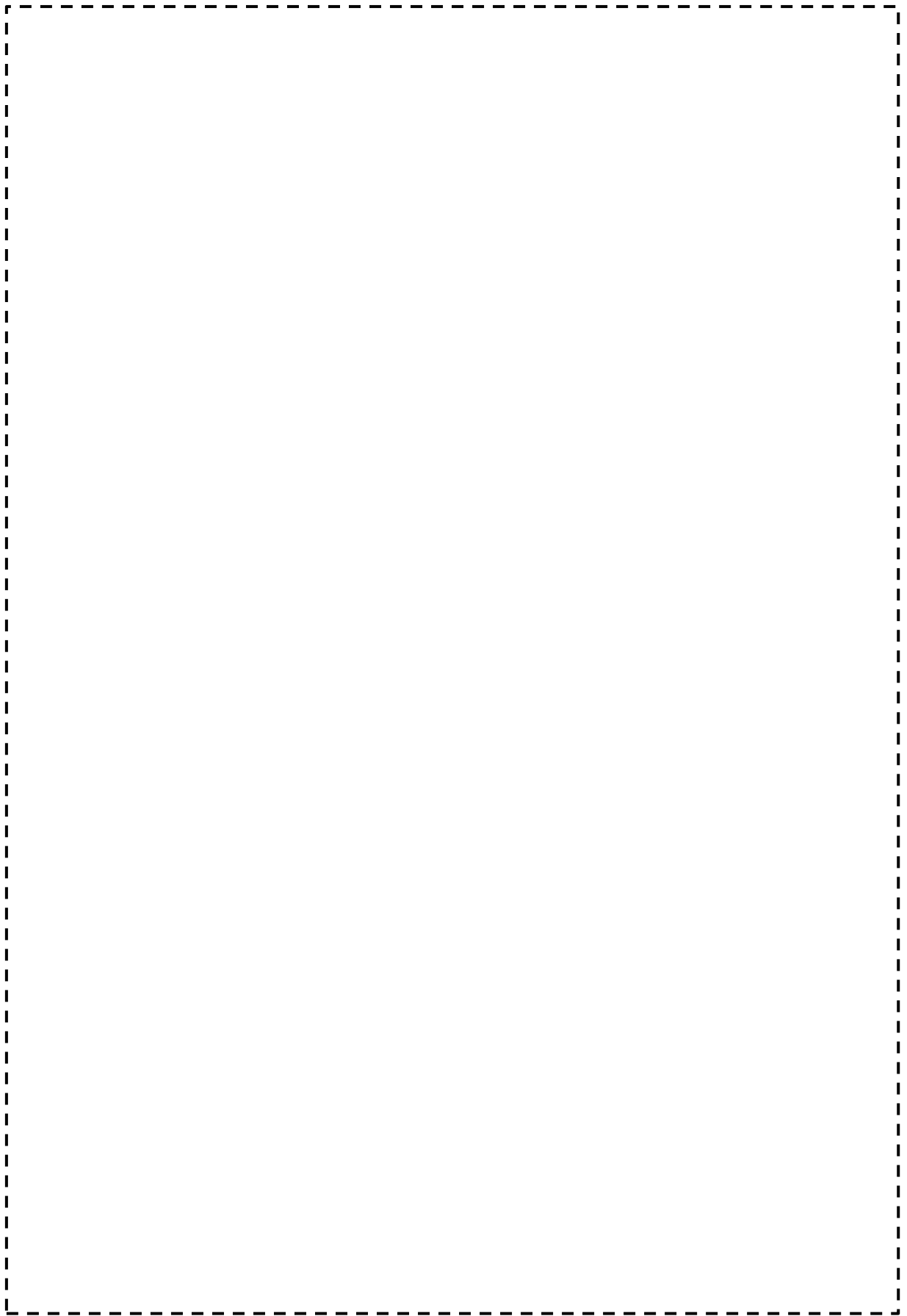


図 2.3-3 (2) P u 缶の概要

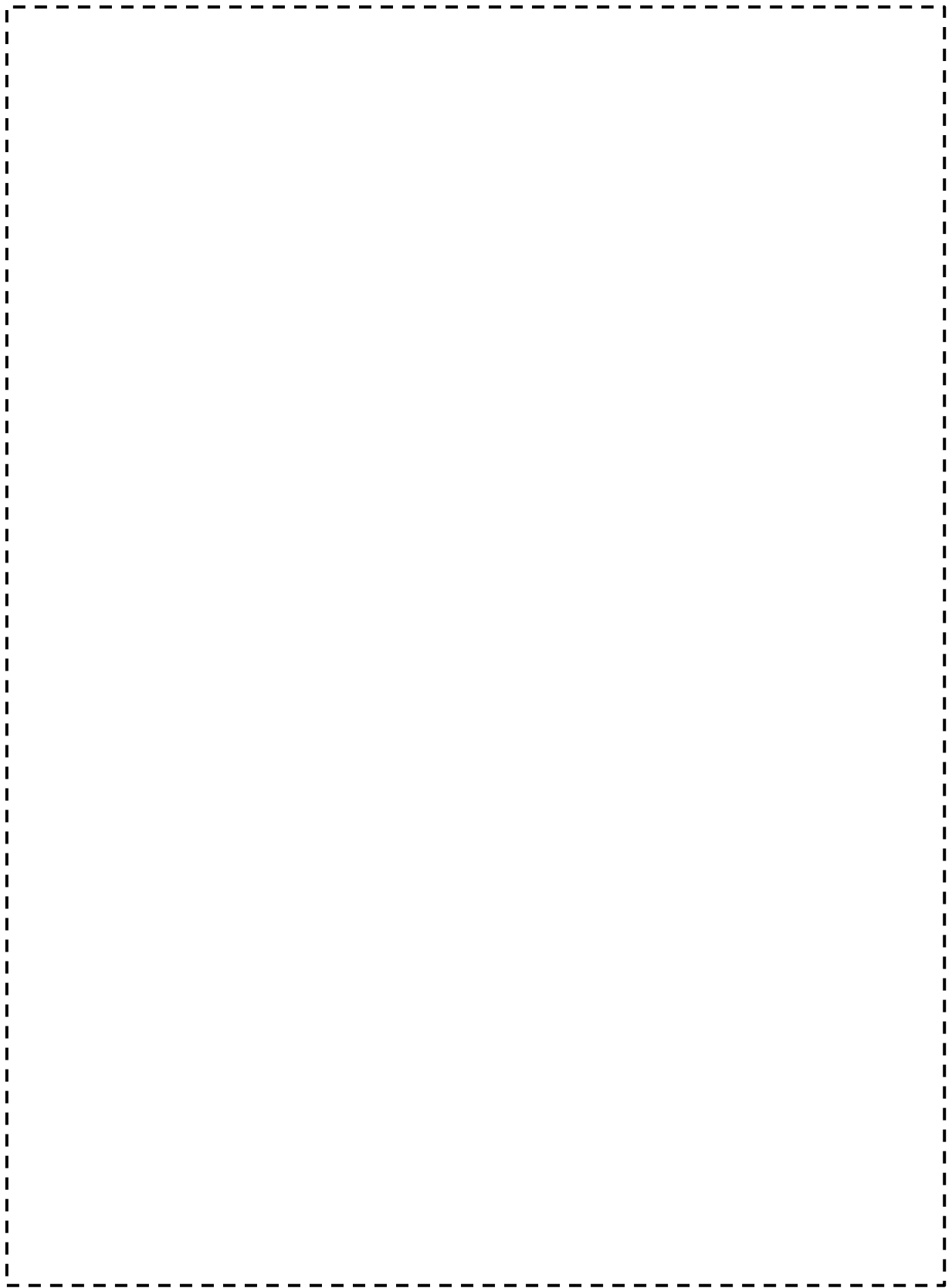


図 2.3-3 (3) カートリッジの構造

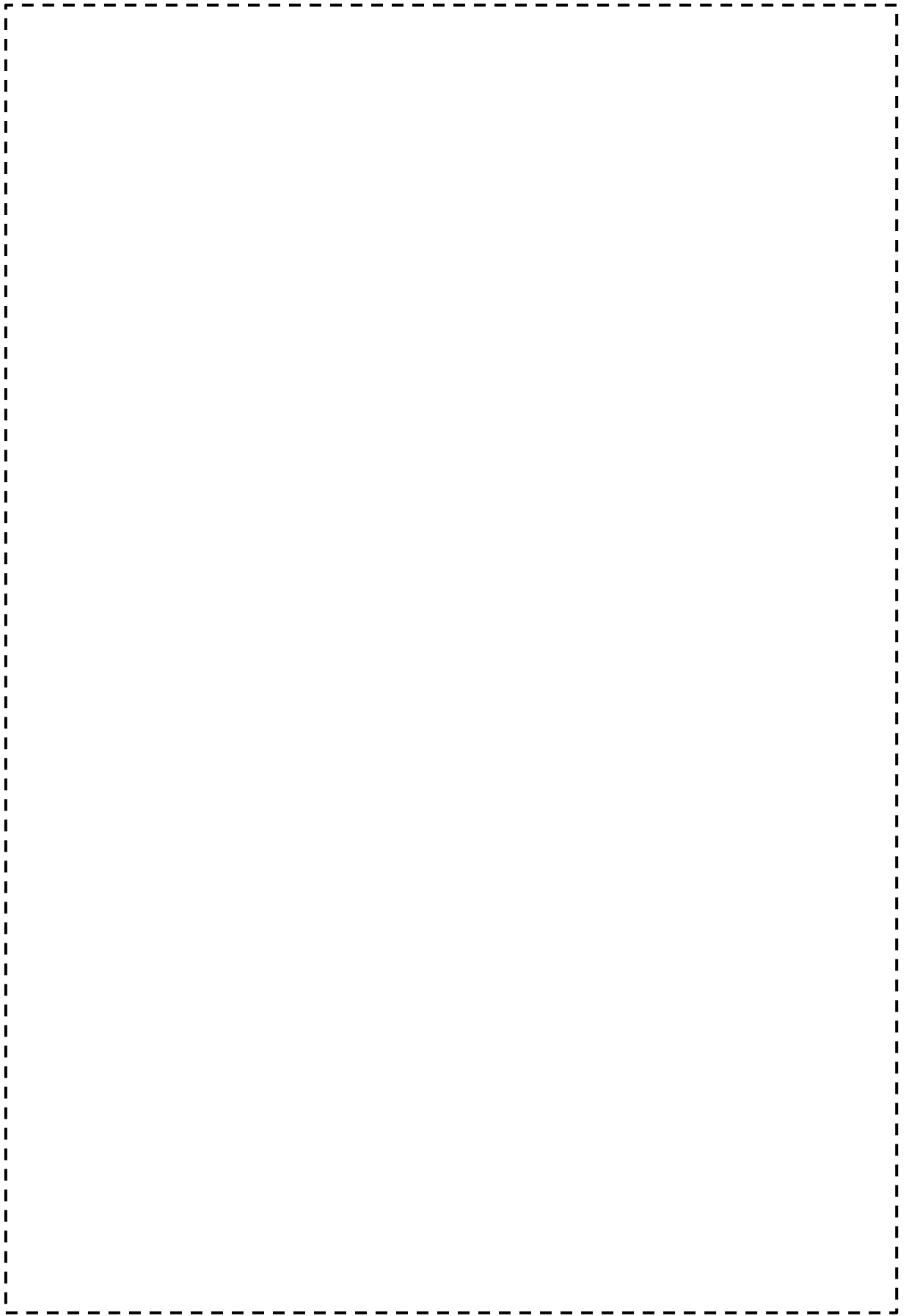


図 2.3-3 (4) 貯蔵容器の構造

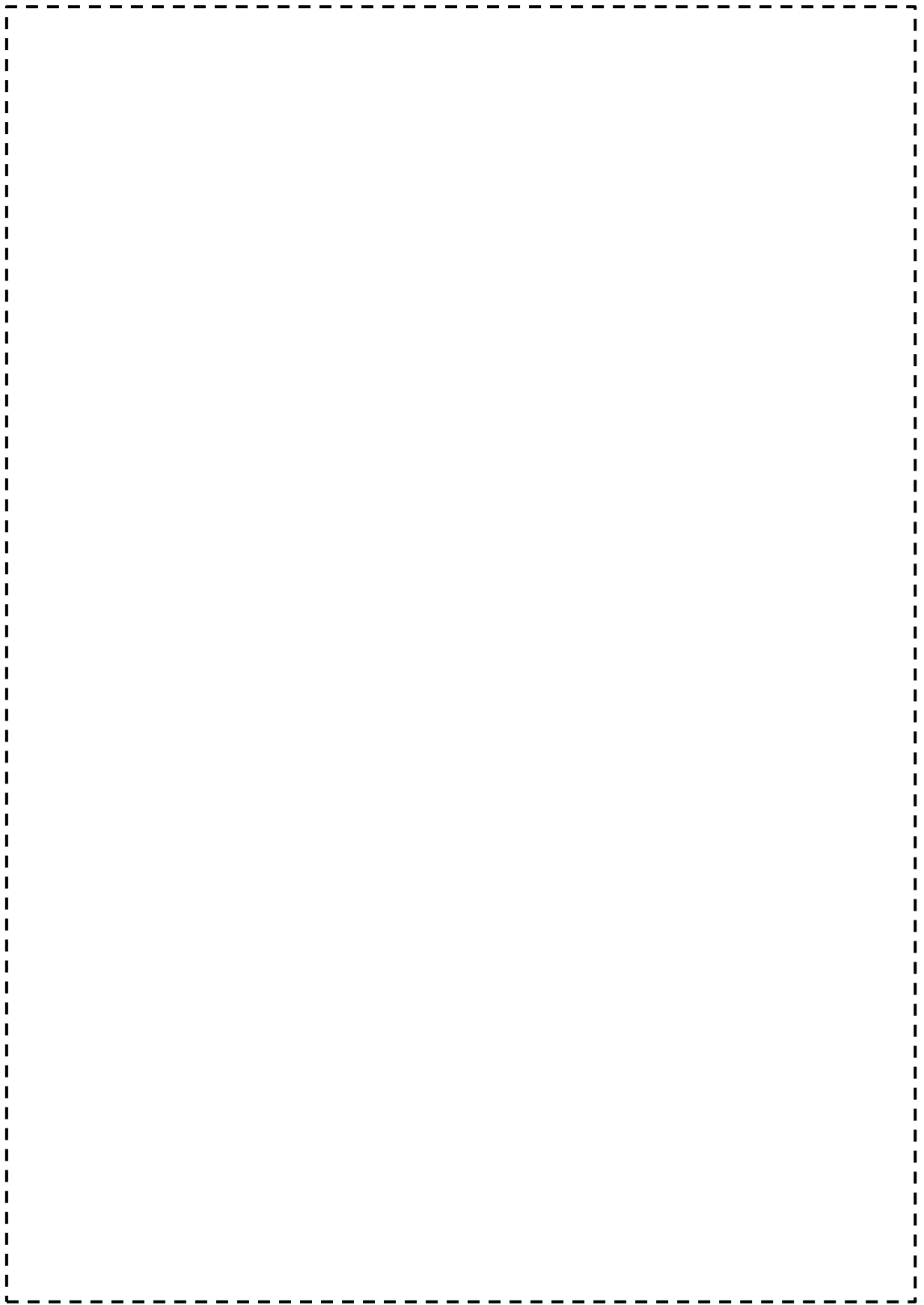


図 2.3-3 (5) 保管容器の構造

表2.3-2 MOX燃料のPu同位体組成比

核種	同位体組成 (wt%)
Pu-238	2
Pu-239	59
Pu-240	25
Pu-241	10
Pu-242	4

表2.3-3 計算に用いた原子個数密度

(1) MOX燃料

MOX燃料*1,2	
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
Pu-238	3.0866×10^{-5}
Pu-239	9.0672×10^{-4}
Pu-240	3.8260×10^{-4}
Pu-241	1.5240×10^{-4}
Pu-242	6.0709×10^{-5}
Am-241	3.8101×10^{-5}
U-234	2.5264×10^{-7}
U-235	3.3073×10^{-5}
U-238	4.5602×10^{-3}
O-16	1.2439×10^{-2}
H-1	3.7074×10^{-4}

*1: MOX燃料の原子個数密度は、MOX重量 kg (Pu/U 重量比 0.336) が Pu 缶内 (半径 5.2cm、高さ 42cm) に均一に分布したものととして算出した (Pu 濃度 0.61gPu/cm³)。

*2: MOX燃料の水分含有率は、当該燃料輸送容器の安全解析書^(注1)の上限値である 0.2wt% とした。

注1: 核燃料輸送物容器承認申請書に添付する当該輸送容器の設計及び核燃料物質等を当該輸送容器に収納した場合の核燃料輸送物の安全性に関する説明書 (平成27年12月7日付け原規規発第1512073号で承認)

(2) アルミニウム及び鉄

アルミニウム*1 (密度 2.70 g/cm ³)		鉄 (密度 7.87 g/cm ³)	
核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)	核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)
Al-27	6.02403 × 10 ⁻²	Fe-54	4.9248 × 10 ⁻³
		Fe-56	7.7880 × 10 ⁻²
		Fe-57	1.8680 × 10 ⁻³
		Fe-58	2.3775 × 10 ⁻⁴

*1：実機のPu缶の材質は、アルミニウム合金 (A6061) である。

(3) ポリエチレン

ポリエチレン*1 (密度 0.96 g/cm ³)	
核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)
H-1	8.2433 × 10 ⁻²
C-12	4.1216 × 10 ⁻²

*1：実機のポリエチレンは、高密度ポリエチレン (JIS K6748 3種1類) である。

(4) 軽水及びコンクリート

軽水 (密度 1.0 g/cm ³)		普通コンクリート (密度 2.3 g/cm ³)	
核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)	核種	密度 (10 ²⁴ /cm ³)
H-1	6.6658 × 10 ⁻²	H-1	1.3742 × 10 ⁻²
O-16	3.3329 × 10 ⁻²	C-12	1.1532 × 10 ⁻⁴
		O-16	4.5921 × 10 ⁻²
		Na-23	9.6397 × 10 ⁻⁴
		Mg-nat	1.2389 × 10 ⁻⁴
		Al-27	1.7409 × 10 ⁻³
		Si-nat	1.6618 × 10 ⁻²
		Ca-nat	1.5026 × 10 ⁻³
		Fe-nat	3.4508 × 10 ⁻⁴
		K-nat	4.6054 × 10 ⁻⁴

※-nat は天然核種を示す。

表2.3-4 MVP計算条件

入力項目	入力データ
統計	<ul style="list-style-type: none"> • バッチあたりの粒子数 10000 • バッチ数 200 • 統計を取るまでにスキップするバッチ数 20
粒子源発生分布	Pu缶の中心部に点線源を配置

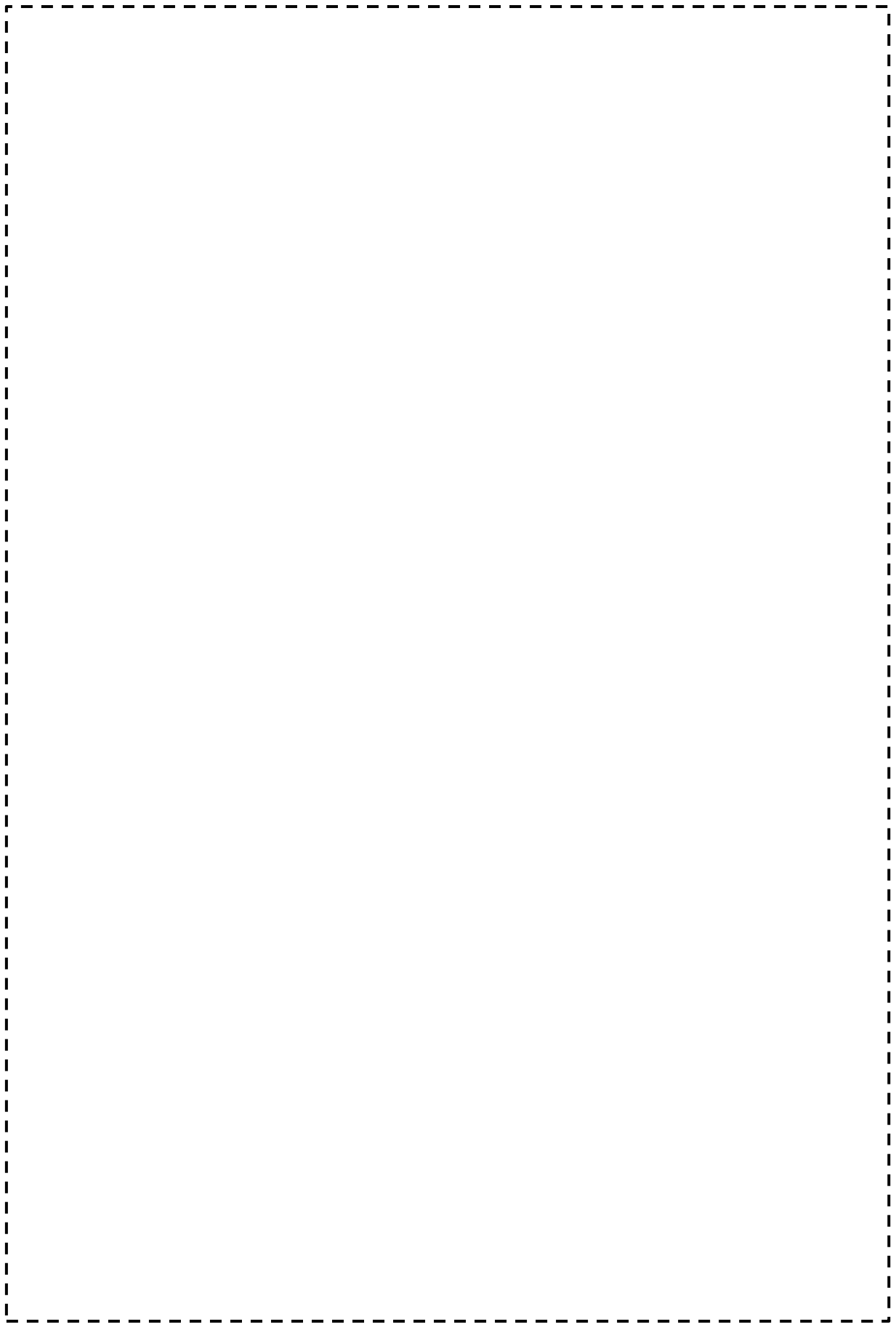


図 2.3-4 粉末燃料貯蔵設備の計算モデル

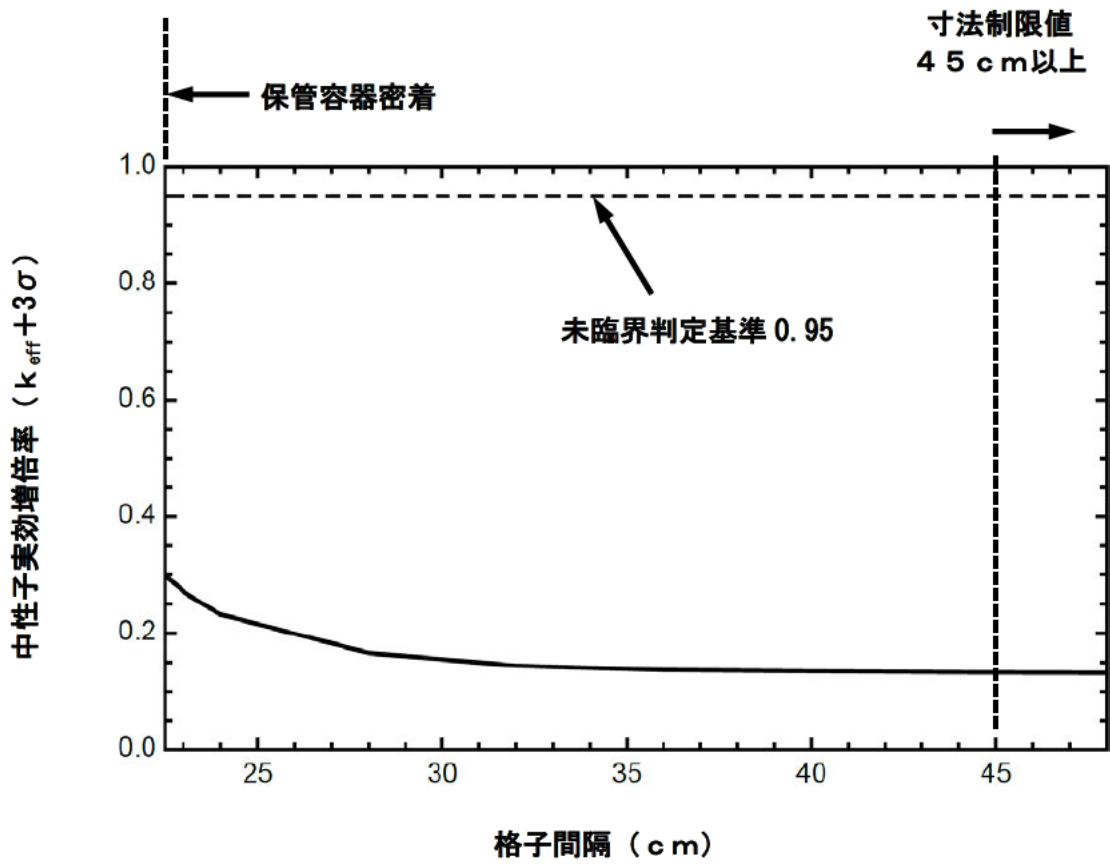


図 2.3-5 粉末燃料貯蔵設備の未臨界計算結果

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

添付書類 IV-11-1 計測設備、警報装置についての説明書

空白頁

添付書類

IV-11-1 計測設備、警報装置についての説明書

目 次

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

1. 概要

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

2. 基本方針

(1) 計測設備

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

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

第1号：熱出力及び炉心における中性子束密度

第2号：炉周期

第3号：炉心の水位

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

(2) 警報装置

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

3. 詳細設計方針・内容

(1) 計測設備

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

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

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

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

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

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

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

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

制御室における停止確認方法が全て喪失した場合の運転員による停止確認手順については、原子力科学研究所原子炉施設保安規定（その下部規定を含む。）に定めて、遵守する。

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

「棒状燃料の機械的破損」時の放射性物質の放出に対しては、放射線管理施設で監視及び記録する。炉室の換気回数は3回/h以上であるため、排気中の濃度は約 0.7Bq/cm^3 であり、排気筒ガスモニタ（通気型電離箱）の計測範囲は $0 \sim 10^3 \text{pA}$ で、これは約 $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ （検出限界値）～約 $2 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$ に相当することから、放射性物質の放出を監視することが可能である。また、炉室の空気中の濃度は約 22Bq/cm^3 であり、炉室（S）からサンプリングするガスモニタ（通気型電離箱）の計測範囲は $0 \sim 10^2 \text{pA}$ で、これは約 $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ （検出限界値）～約 24Bq/cm^3 に相当することから、放射性物質の放出を監視することが可能である。排気筒ガスモニタ（通気型電離箱）及び炉室（S）からサンプリングするガスモニタ（通気型電離箱）は非常用電源設備に接続されているため、十分な期間にわたり監視及び記録することが可能である。なお、排気筒ダストモニタ（GM計数管：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ ）は、排気中の放射性物質の濃度を監視するために十分な計測範囲を有しており、また、非常用電源設備に接続されていることから、十分な期間にわたり監視及び記録することが可能である。炉室（S）からサンプリングするダストモニタ（GM計数管：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ ）並びに炉室（S）に取り付けたガンマ線エリアモニタ（半導体検出器：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^4 \mu \text{Sv/h}$ ）及び中性子線エリアモニタ（BF₃計数管：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ ）は、作業にあたる放射線業務従事者の被ばくの監視のために十分な計測範囲を有しており、また、非常用電源設備に接続されていることから、十分な期間にわたり監視及び記録することが可能である。

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

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

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

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

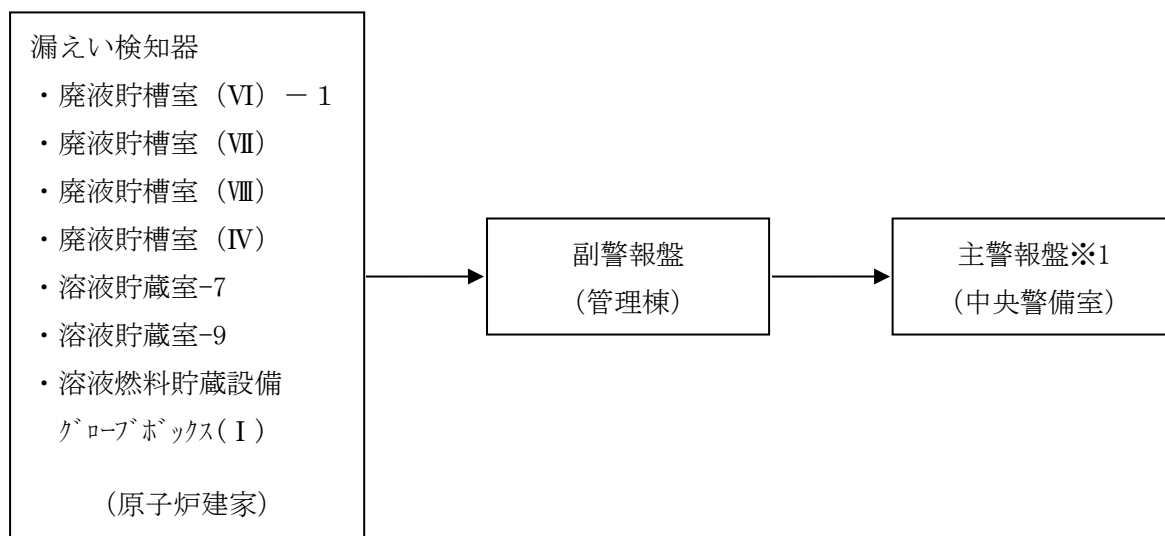
$$\begin{aligned} \text{※} : \frac{\text{STACY施設の燃料タンク容量[L]} \times \text{充填率}}{\text{非常用発電機の最大燃料消費量[L/h} \cdot \text{基]} \times \text{非常用発電機の基数[基]}} &= \frac{(20000 + 1950 \times 2) \times 0.8}{460 \times 2} \\ &= 20.7 \text{ h} \end{aligned}$$

(2) 警報装置

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

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

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



※1 主警報盤は、夜間休日に漏えいの発生を知らせる。

図1 漏えい検知器の系統図

補足資料

核計装設備（既設）の仕様等について

(1) 中性子束の測定範囲

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

(2) 熱出力の測定範囲

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

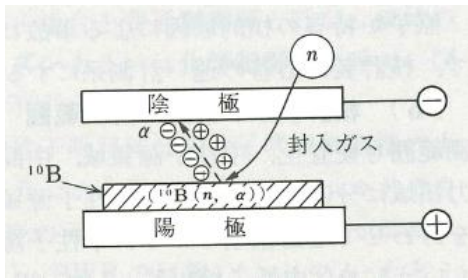
(3) 中性子束から熱出力への換算

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

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

(4) 検出器の原理・型式

① 起動系

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

[1] 新版原子力ハンドブック、オーム社より引用

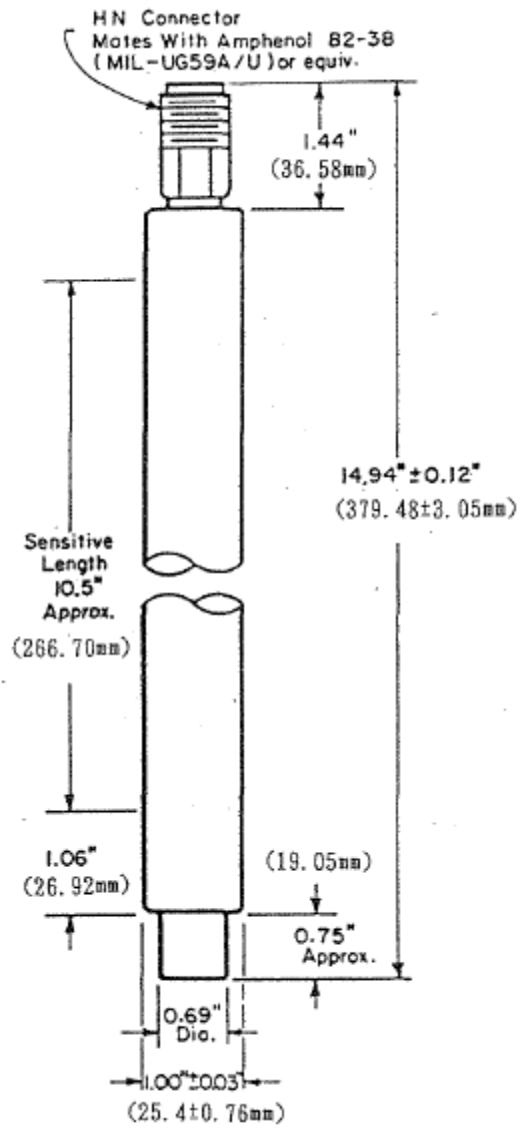
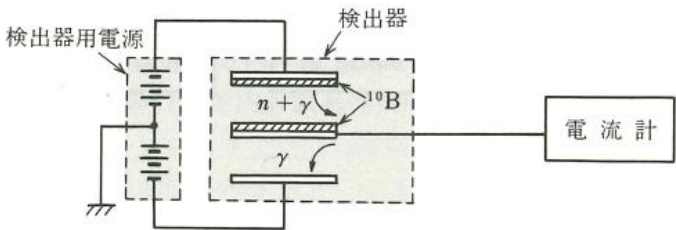


図1 起動系 (B-10 比例計数管) の外形図

② 運転系線型出力系、運転系対数出力系、安全出力系

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

[1] 新版原子力ハンドブック、オーム社より引用

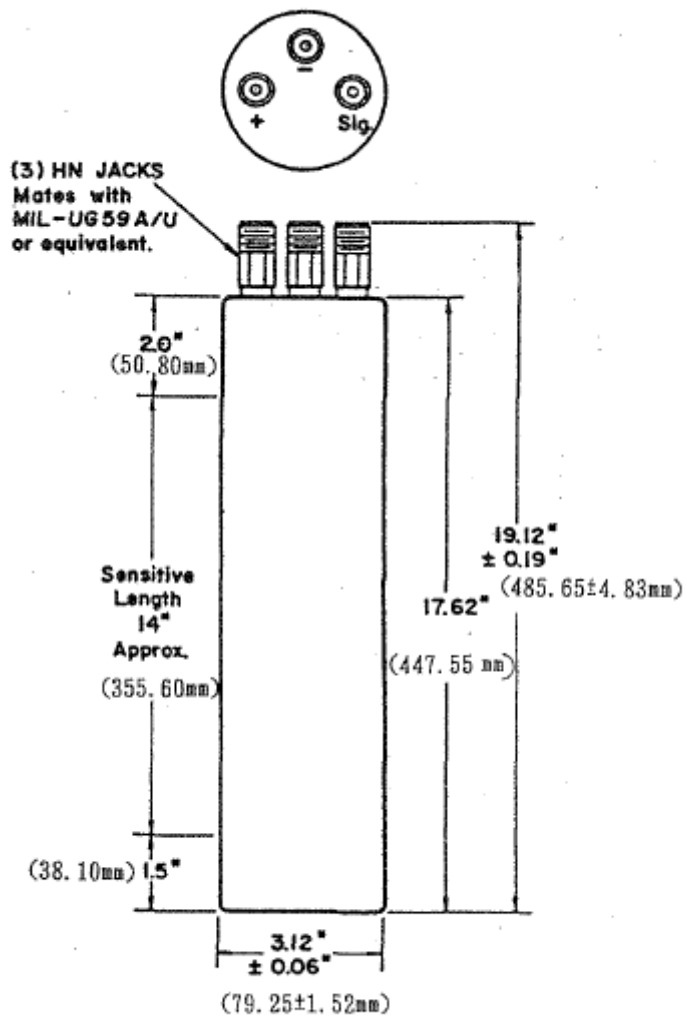


図2 運転系線型出力系、運転系対数出力系、安全出力系（ γ 線補償型電離箱）の外形図

13. 廃棄物処理設備、保管廃棄設備(第35条、第36条)の適合性説明書

添付書類 IV-13-1 廃棄物処理設備、保管廃棄設備についての説明書

空白頁

添付書類

IV-13-1 廃棄物処理設備、保管廃棄設備についての説明書

目 次

1. 概 要 添IV-13-1-1
2. 基本方針 添IV-13-1-1
3. 詳細設計方針・内容 添IV-13-1-2

1. 概要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第35条（廃棄物処理設備）及び第36条（保管廃棄設備）の規定に基づき施設する廃棄物処理設備及び保管廃棄設備について説明するものである。

2. 基本方針

(1) 廃棄物処理設備

技術基準規則第35条第1項の規定に基づき放射性廃棄物の廃棄施設（気体廃棄物の廃棄施設、液体廃棄物の廃棄設備、固体廃棄物の廃棄設備から構成される。以下、「廃棄物処理設備」という。）を施設する。同項各号の要求事項を満たすための基本方針は以下のとおり。なお、廃棄物処理設備は、既設の設備をそのまま使用する。

第1号の廃棄能力に係わる要求事項については、更新後の気体廃棄物及び液体廃棄物の発生量は従来よりも少なくなるが廃棄物処理設備は既設の設備をそのまま使用するので処理能力は十分であり適合性説明は省略する。

第2号の放射性廃棄物以外の廃棄物を廃棄する設備と区別すること、第3号の化学薬品等の影響による著しい腐食がないこと、第4号の排気口以外から気体状の放射性廃棄物を排出しないこと、第5号のろ過装置の構造、第6号の排水口以外から液体状の放射性廃棄物を排出しないことの要求事項に施設時からの変更はなく、廃棄物処理設備は既設の設備をそのまま使用するので適合性説明は省略する。

第7号の固体廃棄物を廃棄する過程で放射性物質が散逸し難いものであることの要求事項については、S T A C Y施設では放射性固体廃棄物の処理（圧縮及び焼却）は行なわず、放射性物質の散逸はないので適合性説明は省略する。

技術基準規則第35条第2項の液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備（液体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。）が設置される施設（液体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。）に対する要求事項に施設時からの変更はなく、液体廃棄物処理設備を設置する施設は既設の設備をそのまま使用するので適合性説明は省略する。

(2) 保管廃棄設備

技術基準規則第36条第1項の規定に基づき保管廃棄設備を施設する。同項各号の要求事項を満たすための基本方針は以下のとおり。なお、保管廃棄設備は、既設の固体廃

棄物の廃棄設備のうち固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ）及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物保管室並びに既設の液体廃棄物の廃棄設備のうち有機廃液貯槽Bをそのまま使用する。

第1号の要求に適合するよう、通常運転時に発生する放射性廃棄物を保管廃棄する容量を有する設計とする。

第2号の要求に適合するよう、放射性廃棄物が漏えいし難い構造とする。

第3号の要求に適合するよう、化学薬品の影響その他の要因により著しく腐食するおそれのない構造とする。なお、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐えることの要求については、低出力の臨界実験装置であるSTACYにおいてそのような廃棄物は発生しないため適合性説明は省略する。

技術基準規則第36条第2項の要求に適合するよう、固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備が設置される施設は、放射性物質による汚染が広がらないように施設する。

技術基準規則第36条第3項の液体廃棄物を保管廃棄する設備が設置される施設に対する同規則第35条第2項の要求の準用については、既設の廃棄物処理設備の有機廃液貯槽Bをそのまま使用するため(1)の技術基準規則第35条第2項に関する説明と同様に適合性説明は省略する。

3. 詳細設計方針・内容

<技術基準規則第36条第1項第1号>

運転期間中に発生する固体廃棄物の主な発生源は、設備・機器の交換部品及び保守管理で発生する二次廃棄物である。これらの固体廃棄物のうち、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の発生量は、最大でも175本/年（2000ドラム缶換算）と推定する。また、 α 固体廃棄物の発生量は、最大で30本/年（2000ドラム缶換算）と推定する。これらの固体廃棄物は、保管廃棄設備で保管後、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に運搬して処理する。保管廃棄設備の保管容量は、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物保管室で200容器換算176個、固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ）で2000ドラム缶換算約1,500本の容量を有しており、上記の発生量を放射性廃棄物処理場に運搬するまでの間保管するのに十分である。なお、溶液系STACYの運転に使用するための溶液燃料の調製で使用した有機溶媒(TBP/ドデカン)を有機廃液貯槽Bで保管しているが、溶液系STACY施設は溶液燃料の調製を行わないため、有機廃液が増加する予定はなく保管容量（2 m³）は十分である。

<技術基準規則第36条第1項第2号、第3号>

有機溶媒(TBP/ドデカン)を保管する有機廃液貯槽Bは、フランジ等の接手を設けない溶接構造とするとともに、耐食性を考慮したオーステナイト系ステンレス材料(SUS304L)を使用しているため、漏えいし難くかつ著しい腐食を防止する設計となっている。また、固体廃棄物は適切な固体廃棄物容器(200Lドラム缶、1m³容器等。以下同じ。)に封入することにより、漏えいし難くかつ著しい腐食を防止している。

<技術基準規則第36条第2項>

固体廃棄物は放射性廃棄物処理場に運搬するまでの限られた期間、適切な固体廃棄物容器に封入することにより汚染の拡大を防止する。ただし、固体廃棄物容器に封入することが著しく困難なもの(S T A C Y更新に伴う解体撤去工事で発生する大型機器(炉心水槽、エアーロック室等))については、汚染拡大防止のためビニールシート等で養生する。

固体廃棄物保管室(I)、(II)及びβ・γ固体廃棄物保管室は、鉄筋コンクリート造の実験棟B内の独立した区画に設置し、放射性物質の散逸や汚染の拡大を防止することができる設計となっている。また、床面及び壁面で人が触れるおそれがある部分については、塗装等により放射性物質による汚染の除去が容易な滑らかな表面仕上げとなっている。なお、床面及び壁面で人が触れるおそれがある部分の塗装等の劣化(剥がれ等)については、適切に補修作業を実施し、健全性を維持する。

空白頁

18. 設計及び工事に係る品質管理等の適合性説明書

添付書類 IV-18 設計及び工事に係る品質管理等の説明書

空白頁

添付書類

IV-18 設計及び工事に係る品質管理等の説明書

本申請に係る設計及び工事に係る品質管理の方法等は、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10 令和3年3月30日改訂）（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づき行う。


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

品質マネジメントシステム文書	
文書番号	QS - P10
改訂番号	08 (2021年3月30日改訂)

管理外文書

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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2021年3月30日	改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

1. 目的

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

2. 適用範囲

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

3. 定義

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

(1) 本部

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

(2) 部長

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

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

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

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

a) 原子炉施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度

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

c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2021年3月30日	改訂番号:08

計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2021年3月30日	改訂番号:08

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

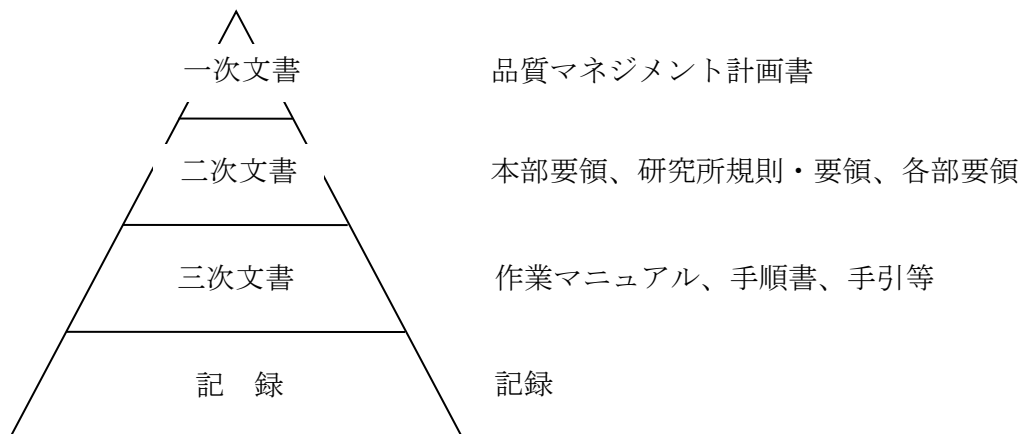
(3) 二次文書

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: 2021年3月30日	改訂番号:08



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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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:2021年3月30日
		改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

- 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、新たに取る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: 2021年3月30日	改訂番号: 08

- 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: 2021年3月30日	改訂番号:08

- (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: 2021年3月30日	改訂番号:08

- (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。
- 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。）
 - 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項
 - 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
 - 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
 - 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。
- 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項
 - 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
 - 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
- 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。
 - レビューでは、次の事項について確認する。
 - 業務・原子炉施設等に対する要求事項が定められている。
 - 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。
 - 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。
 - 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: 2021年3月30日	改訂番号:08

(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: 2021年3月30日	改訂番号:08

- 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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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な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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

7.5 業務の実施

部長及び課長は、業務の計画（7.1 参照）に従って、次の事項を実施する。

7.5.1 個別業務の管理

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

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

7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認

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

7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ

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

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

(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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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: 2021年3月30日	改訂番号: 08

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: 2021年3月30日	改訂番号:08

- (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: 2021年3月30日	改訂番号:08

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

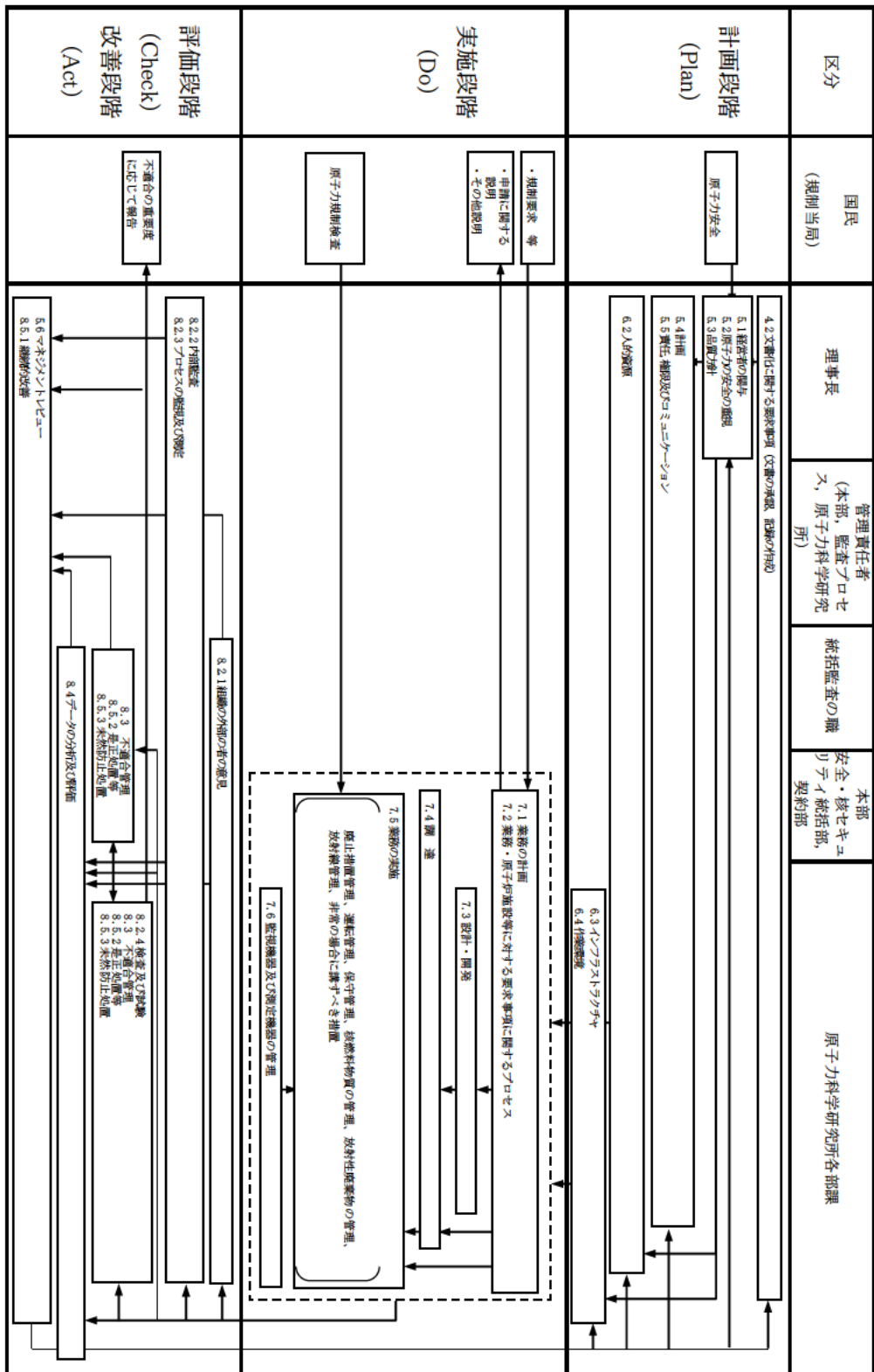


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

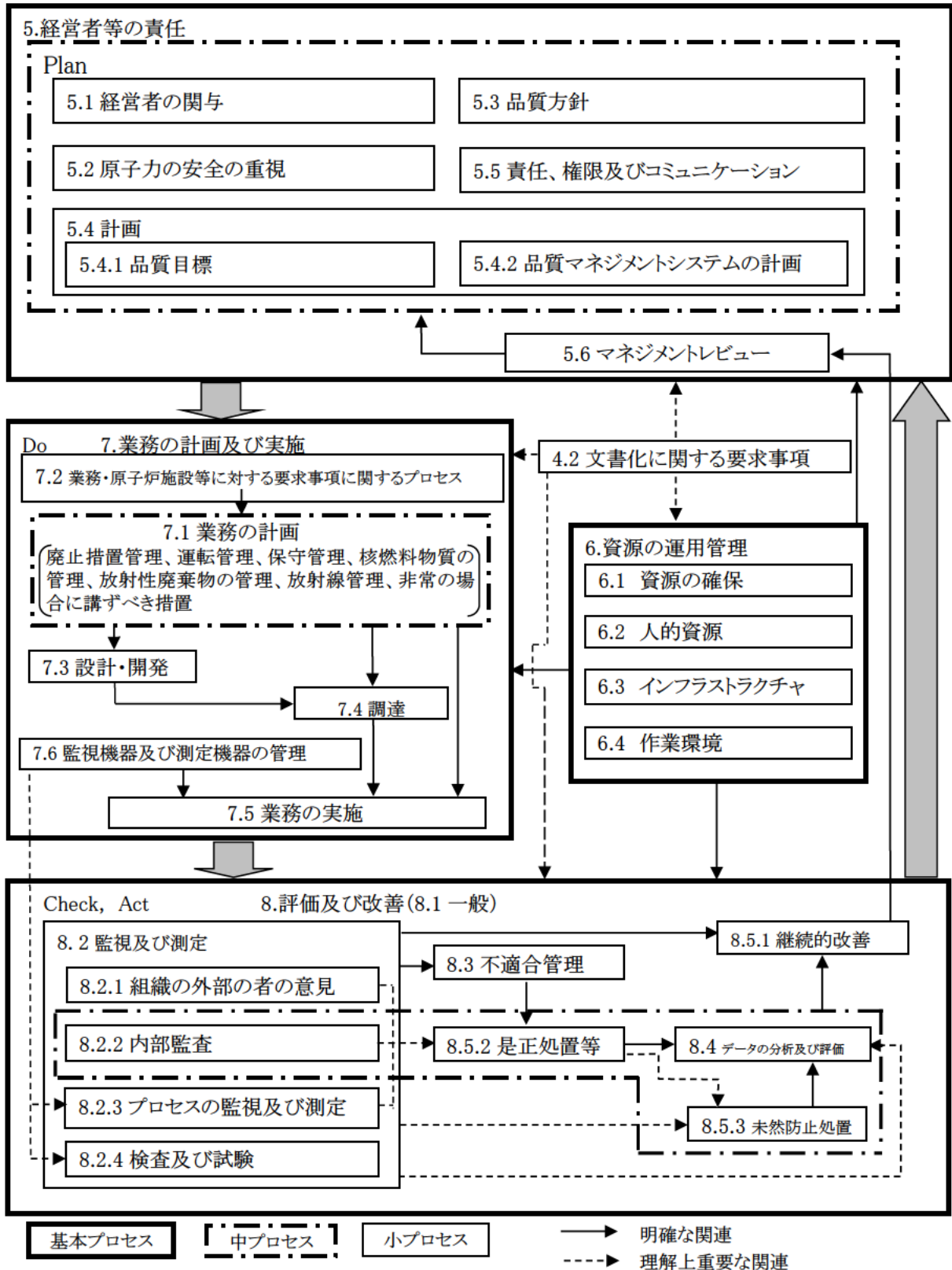


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

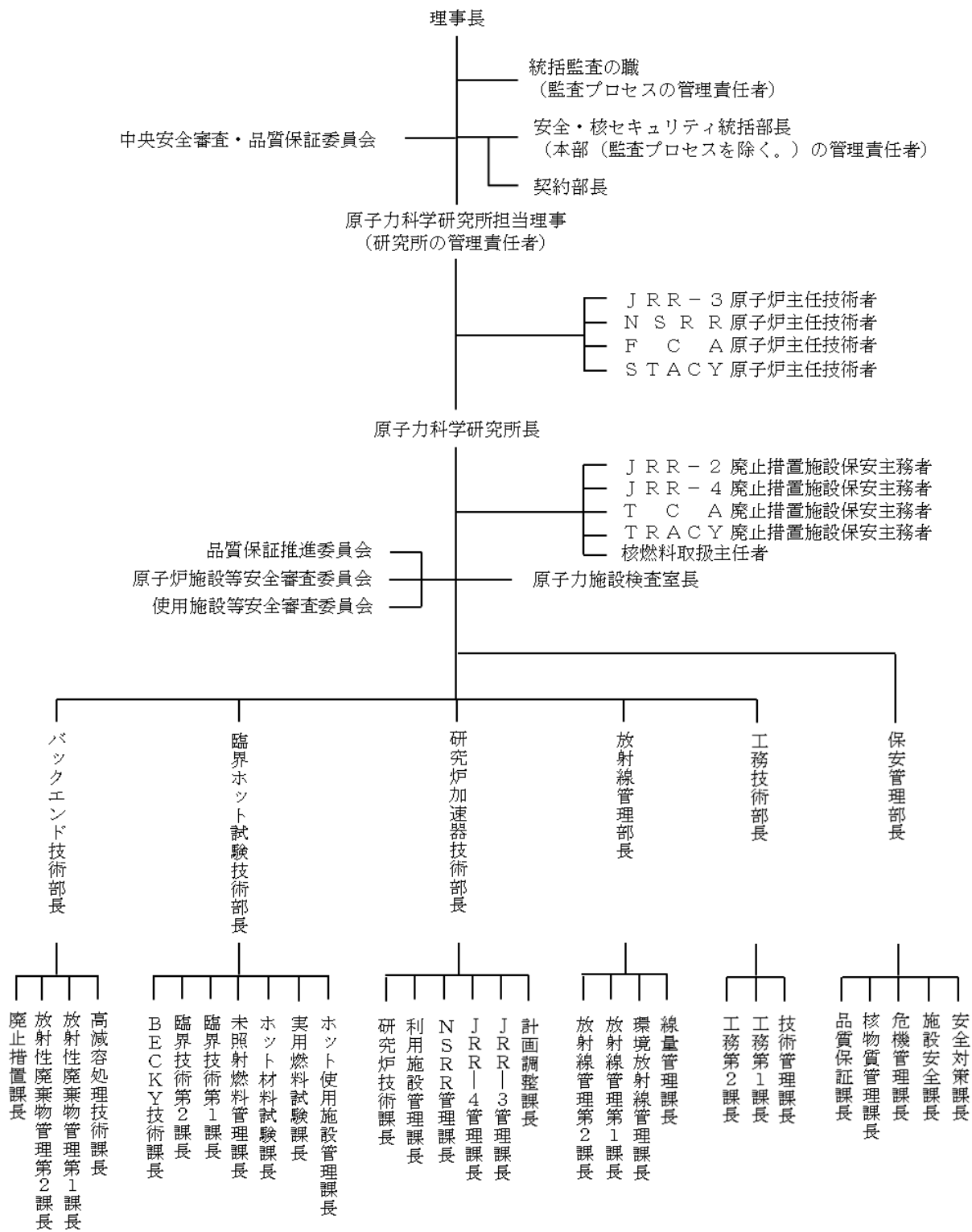


図 5.5.1 保安管理組織図

表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
4.2.3 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

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
		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
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

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
		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 8.5.3	不適合管理 是正処置等	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
		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

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

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

表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ

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

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

改訂履歴

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

改訂 番号	改訂年月日	改訂の内容	承認	確認	作成	備考
07	2020年 12月1日	原子力科学研究所原子炉施設保安規定及び原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の変更認可の反映	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川	
08	2021年 3月30日	TCA 廃止措置に伴い、組織体制図の変更を行う。 ・「図 5.5.1」 ・記載の適正化				施行日は、 2021年4月 1日

空白頁

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

添付書類 IV-19 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

空白頁

添付書類

IV-19 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																					
<p>(1) 棒状燃料収納容器</p> <table border="1" data-bbox="147 236 945 778"> <tr> <td>基本仕様</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 棒状燃料貯蔵設備の棒状燃料収納容器は、STACYで使用する²³⁵U濃縮度5wt%以下の棒状燃料の貯蔵を行う。 棒状燃料収納容器は、炉室（S）内に設置する。 </td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>正方格子配列角型容器</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>3基</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>144本/基</td> </tr> <tr> <td>貯蔵能力</td> <td>ウラン（²³⁵U濃縮度5wt%以下） 345.6 kgU</td> </tr> <tr> <td>寸法制限值</td> <td> 6×6格子配列、格子間隔 3.5cm以上 配列面間距離 10.75cm以上 ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。 </td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>オーステナイト系ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>遮蔽</td> <td>核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> 棒状燃料貯蔵設備の棒状燃料収納容器は、STACYで使用する²³⁵U濃縮度5wt%以下の棒状燃料の貯蔵を行う。 棒状燃料収納容器は、炉室（S）内に設置する。 	型式	正方格子配列角型容器	基数	3基	容量	144本/基	貯蔵能力	ウラン（ ²³⁵ U濃縮度5wt%以下） 345.6 kgU	寸法制限值	6×6格子配列、格子間隔 3.5cm以上 配列面間距離 10.75cm以上 ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。	主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼	遮蔽	核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうちI. 棒状燃料貯蔵設備</p> <p>(1) 棒状燃料収納容器</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1061 373 1785 794"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>棒状燃料収納容器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">機 器 種 別</td> <td>—※</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐震クラス</td> <td>C※</td> </tr> <tr> <td colspan="2">貯 蔵 能 力</td> <td>ウラン（²³⁵U濃縮度5wt%以下） 345.6 kgU（3基分）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">寸法 制限値</td> <td>格子間隔</td> <td>35 mm以上※</td> </tr> <tr> <td>配列面間距離</td> <td>107.5 mm以上※</td> </tr> <tr> <td>中性子 吸収材厚さ</td> <td>B₄C含有材 3 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm³以上)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：平成4年5月1日付け4安（原規）第56号にて認可を受けたとおりである。</p>	名 称		棒状燃料収納容器	機 器 種 別		—※	耐震クラス		C※	貯 蔵 能 力		ウラン（ ²³⁵ U濃縮度5wt%以下） 345.6 kgU（3基分）	寸法 制限値	格子間隔	35 mm以上※	配列面間距離	107.5 mm以上※	中性子 吸収材厚さ	B ₄ C含有材 3 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm ³ 以上)	<p>棒状燃料収納容器の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> 棒状燃料貯蔵設備の棒状燃料収納容器は、STACYで使用する²³⁵U濃縮度5wt%以下の棒状燃料の貯蔵を行う。 棒状燃料収納容器は、炉室（S）内に設置する。 																																						
型式	正方格子配列角型容器																																						
基数	3基																																						
容量	144本/基																																						
貯蔵能力	ウラン（ ²³⁵ U濃縮度5wt%以下） 345.6 kgU																																						
寸法制限值	6×6格子配列、格子間隔 3.5cm以上 配列面間距離 10.75cm以上 ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。																																						
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼																																						
遮蔽	核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。																																						
耐震重要度分類	Cクラス																																						
名 称		棒状燃料収納容器																																					
機 器 種 別		—※																																					
耐震クラス		C※																																					
貯 蔵 能 力		ウラン（ ²³⁵ U濃縮度5wt%以下） 345.6 kgU（3基分）																																					
寸法 制限値	格子間隔	35 mm以上※																																					
	配列面間距離	107.5 mm以上※																																					
	中性子 吸収材厚さ	B ₄ C含有材 3 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm ³ 以上)																																					

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																			
	<p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請による改造では、棒状燃料収納容器が想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値（格子間隔、配列面間距離）が満足されない場合においても未臨界を確保できるよう、6×6 正方格子の間に、中性子吸収材（B₄C含有材）を設置する。</p> <p>棒状燃料収納容器の設計仕様を以下に示す。また、棒状燃料収納容器の構造を図-1. I.2に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1064 406 1765 1021"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>棒状燃料収納容器</th> </tr> <tr> <th colspan="2">型 式</th> <th>正方格子配列角形容器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">主 要 寸 法</td> <td>た て</td> <td>640 mm</td> </tr> <tr> <td>横</td> <td>640 mm</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>1,600 mm</td> </tr> <tr> <td>格子間隔</td> <td>37 mm</td> </tr> <tr> <td>配列面間距離</td> <td>111.5 mm</td> </tr> <tr> <td>中性子 吸収材厚さ</td> <td>B₄C含有材</td> <td>5 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">主 要 材 料</td> <td>パネル</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>フレーム</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>床面アンカーボルト</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>ライニング</td> <td>SS400</td> </tr> <tr> <td>中性子吸収材</td> <td>B₄C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm³)</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>3 基</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td>144本/基</td> </tr> </tbody> </table>	名 称		棒状燃料収納容器	型 式		正方格子配列角形容器	主 要 寸 法	た て	640 mm	横	640 mm	高 さ	1,600 mm	格子間隔	37 mm	配列面間距離	111.5 mm	中性子 吸収材厚さ	B ₄ C含有材	5 mm	主 要 材 料	パネル	SUS304	フレーム	SUS304	床面アンカーボルト	SUS304	ライニング	SS400	中性子吸収材	B ₄ C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm ³)	基 数	3 基	容 量	144本/基	
名 称		棒状燃料収納容器																																			
型 式		正方格子配列角形容器																																			
主 要 寸 法	た て	640 mm																																			
	横	640 mm																																			
	高 さ	1,600 mm																																			
	格子間隔	37 mm																																			
	配列面間距離	111.5 mm																																			
中性子 吸収材厚さ	B ₄ C含有材	5 mm																																			
主 要 材 料	パネル	SUS304																																			
	フレーム	SUS304																																			
	床面アンカーボルト	SUS304																																			
	ライニング	SS400																																			
	中性子吸収材	B ₄ C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm ³)																																			
基 数	3 基																																				
容 量	144本/基																																				

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書		整合性																																						
(1) ウラン酸化物燃料収納架台		第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうちII. ウラン酸化物燃料貯蔵設備 (1) ウラン酸化物燃料収納架台 【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】 3. 設 計 3.1 設計条件		ウラン酸化物燃料収納架台の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。																																						
<table border="1"> <tr> <td>基本仕様</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ウラン酸化物燃料貯蔵設備のウラン酸化物燃料収納架台は、ウラン酸化物のペレット状の燃料の貯蔵を行う。 ウラン酸化物燃料収納架台は、U保管室内に設置する。 </td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td>キャビネット型（引出し4段）</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>貯蔵能力</td> <td>ウラン（²³⁵U濃縮度約1.5 wt%） 92 kgU</td> </tr> <tr> <td>寸法制限值</td> <td> 引出し高さ 9.85cm以上、10.15cm以下 引出し幅 34.75cm以上、36.00cm以下 引出し内燃料配列間隔 1.5cm以上、2.0cm以下（引出し内燃料17本） 引出し内燃料配列間隔 17.0cm以上、18.0cm以下（引出し内燃料2本） ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。 </td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>鋼材</td> </tr> <tr> <td>遮 蔽</td> <td>核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table>		基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> ウラン酸化物燃料貯蔵設備のウラン酸化物燃料収納架台は、ウラン酸化物のペレット状の燃料の貯蔵を行う。 ウラン酸化物燃料収納架台は、U保管室内に設置する。 		型 式	キャビネット型（引出し4段）	基 数	1 基	貯蔵能力	ウラン（ ²³⁵ U濃縮度約1.5 wt%） 92 kgU	寸法制限值	引出し高さ 9.85cm以上、10.15cm以下 引出し幅 34.75cm以上、36.00cm以下 引出し内燃料配列間隔 1.5cm以上、2.0cm以下（引出し内燃料17本） 引出し内燃料配列間隔 17.0cm以上、18.0cm以下（引出し内燃料2本） ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。	主要材料	鋼材	遮 蔽	核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。	耐震重要度分類	Cクラス	<table border="1"> <tr> <td>名 称</td> <td colspan="2">ウラン酸化物燃料収納架台</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td colspan="2">—*</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">C*</td> </tr> <tr> <td>貯 蔵 能 力</td> <td colspan="2">ウラン（²³⁵U濃縮度約1.5 wt%） 92 kgU</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">寸法 制限値</td> <td>引出し高さ</td> <td>98.5 mm以上、101.5 mm以下*</td> </tr> <tr> <td>引出し幅</td> <td>347.5 mm以上、360.0 mm以下*</td> </tr> <tr> <td>引出し内燃料配列間隔</td> <td>15 mm以上、20 mm以下* (引出し内燃料17本)</td> </tr> <tr> <td>引出し内燃料配列間隔</td> <td>170 mm以上、180 mm以下* (引出し内燃料2本)</td> </tr> <tr> <td>中性子 吸収材厚さ</td> <td>B₄C含有材 1 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm³以上)</td> </tr> </table>		名 称	ウラン酸化物燃料収納架台		機 器 種 別	—*		耐震クラス	C*		貯 蔵 能 力	ウラン（ ²³⁵ U濃縮度約1.5 wt%） 92 kgU		寸法 制限値	引出し高さ	98.5 mm以上、101.5 mm以下*	引出し幅	347.5 mm以上、360.0 mm以下*	引出し内燃料配列間隔	15 mm以上、20 mm以下* (引出し内燃料17本)	引出し内燃料配列間隔	170 mm以上、180 mm以下* (引出し内燃料2本)	中性子 吸収材厚さ
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> ウラン酸化物燃料貯蔵設備のウラン酸化物燃料収納架台は、ウラン酸化物のペレット状の燃料の貯蔵を行う。 ウラン酸化物燃料収納架台は、U保管室内に設置する。 																																									
型 式	キャビネット型（引出し4段）																																									
基 数	1 基																																									
貯蔵能力	ウラン（ ²³⁵ U濃縮度約1.5 wt%） 92 kgU																																									
寸法制限值	引出し高さ 9.85cm以上、10.15cm以下 引出し幅 34.75cm以上、36.00cm以下 引出し内燃料配列間隔 1.5cm以上、2.0cm以下（引出し内燃料17本） 引出し内燃料配列間隔 17.0cm以上、18.0cm以下（引出し内燃料2本） ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。																																									
主要材料	鋼材																																									
遮 蔽	核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。																																									
耐震重要度分類	Cクラス																																									
名 称	ウラン酸化物燃料収納架台																																									
機 器 種 別	—*																																									
耐震クラス	C*																																									
貯 蔵 能 力	ウラン（ ²³⁵ U濃縮度約1.5 wt%） 92 kgU																																									
寸法 制限値	引出し高さ	98.5 mm以上、101.5 mm以下*																																								
	引出し幅	347.5 mm以上、360.0 mm以下*																																								
	引出し内燃料配列間隔	15 mm以上、20 mm以下* (引出し内燃料17本)																																								
	引出し内燃料配列間隔	170 mm以上、180 mm以下* (引出し内燃料2本)																																								
	中性子 吸収材厚さ	B ₄ C含有材 1 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm ³ 以上)																																								
		※：平成20年2月21日付け19水原第558号にて認可を受けたとおりである。																																								

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																		
	<p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請による改造では、ウラン酸化物燃料収納架台が想定を超える津波によって水没し、さらに設備の変形により寸法制限値（引出し高さ、引出し幅、引出し内燃料配列間隔）が満足されない場合においても未臨界を確保できるよう、引出しの際に、中性子吸収材（B_4C含有材）を設置する。</p> <p>ウラン酸化物燃料収納架台の設計仕様を以下に示す。また、ウラン酸化物燃料収納架台の構造を図-1. II. 2(1)～(3)に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1064 443 1760 1090"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>ウラン酸化物燃料収納架台</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">型 式</td> <td>キャビネット型（引出し4段）</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">主 要 寸 法</td> <td>幅</td> <td>524 mm</td> </tr> <tr> <td>奥 行</td> <td>2,737 mm</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>700 mm</td> </tr> <tr> <td>引出し内燃料配列間隔</td> <td>18 mm (引出し内燃料17本)</td> </tr> <tr> <td>引出し内燃料配列間隔</td> <td>175 mm (引出し内燃料2本)</td> </tr> <tr> <td>中性子 吸収材厚さ</td> <td>B_4C含有材 2 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">主 要 材 料</td> <td>架台</td> <td>SS400</td> </tr> <tr> <td>引出し（4段）</td> <td>SS400</td> </tr> <tr> <td>蓋</td> <td>SS400</td> </tr> <tr> <td>中性子吸収材</td> <td>B_4C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm³)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">基 数</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td colspan="2">容 量</td> <td>53本/基</td> </tr> </tbody> </table>	名 称		ウラン酸化物燃料収納架台	型 式		キャビネット型（引出し4段）	主 要 寸 法	幅	524 mm	奥 行	2,737 mm	高 さ	700 mm	引出し内燃料配列間隔	18 mm (引出し内燃料17本)	引出し内燃料配列間隔	175 mm (引出し内燃料2本)	中性子 吸収材厚さ	B_4C 含有材 2 mm	主 要 材 料	架台	SS400	引出し（4段）	SS400	蓋	SS400	中性子吸収材	B_4C 含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm ³)	基 数		1 基	容 量		53本/基	
名 称		ウラン酸化物燃料収納架台																																		
型 式		キャビネット型（引出し4段）																																		
主 要 寸 法	幅	524 mm																																		
	奥 行	2,737 mm																																		
	高 さ	700 mm																																		
	引出し内燃料配列間隔	18 mm (引出し内燃料17本)																																		
	引出し内燃料配列間隔	175 mm (引出し内燃料2本)																																		
	中性子 吸収材厚さ	B_4C 含有材 2 mm																																		
主 要 材 料	架台	SS400																																		
	引出し（4段）	SS400																																		
	蓋	SS400																																		
	中性子吸収材	B_4C 含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm ³)																																		
基 数		1 基																																		
容 量		53本/基																																		

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																											
<p>(1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台</p> <table border="1" data-bbox="147 236 945 876"> <tr> <td>基本仕様</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備のコンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料の貯蔵を行う。 コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、U保管室内に設置する。 </td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>燃料キャビネット型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>4基</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>182本/基</td> </tr> <tr> <td>貯蔵能力</td> <td>コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料 (²³⁵U濃縮度約2～6 wt%) 260 kgU</td> </tr> <tr> <td>寸法制限值</td> <td>燃料収納区画 (48本収納) 上下 31.75 cm以上 左右 63.6 cm以上 ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材 (ボロン含有シート) を併用する。</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>鋼材、カドミウム</td> </tr> <tr> <td>遮蔽</td> <td>核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備のコンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料の貯蔵を行う。 コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、U保管室内に設置する。 	型式	燃料キャビネット型	基数	4基	容量	182本/基	貯蔵能力	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料 (²³⁵ U濃縮度約2～6 wt%) 260 kgU	寸法制限值	燃料収納区画 (48本収納) 上下 31.75 cm以上 左右 63.6 cm以上 ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材 (ボロン含有シート) を併用する。	主要材料	鋼材、カドミウム	遮蔽	核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうちⅢ. 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備</p> <p>(1) コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1061 373 1839 828"> <tr> <td>名 称</td> <td colspan="3">コンパクト型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td colspan="3">—*</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="3">C*</td> </tr> <tr> <td>貯蔵能力</td> <td colspan="3">ウラン (²³⁵U濃縮度約2～6wt%) 260 kgU (4基分)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">寸法 制限値</td> <td colspan="2">燃料収納区画 (48本*収納)</td> <td>上下 317.5 mm 以上、左右 636 mm 以上**</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">中性子 吸収材厚さ</td> <td>カドミウム</td> <td>0.5 mm以上**</td> </tr> <tr> <td>B₄C含有材</td> <td>1 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm³以上)</td> </tr> </table> <p>※：平成21年3月30日付け20水原第440号にて認可を受けたとおりである。</p> <p>*：コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納容器の本数</p>	名 称	コンパクト型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台			機器種別	—*			耐震クラス	C*			貯蔵能力	ウラン (²³⁵ U濃縮度約2～6wt%) 260 kgU (4基分)			寸法 制限値	燃料収納区画 (48本*収納)		上下 317.5 mm 以上、左右 636 mm 以上**	中性子 吸収材厚さ	カドミウム	0.5 mm以上**	B ₄ C含有材	1 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm ³ 以上)	<p>コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備のコンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料の貯蔵を行う。 コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、U保管室内に設置する。 																																												
型式	燃料キャビネット型																																												
基数	4基																																												
容量	182本/基																																												
貯蔵能力	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料 (²³⁵ U濃縮度約2～6 wt%) 260 kgU																																												
寸法制限值	燃料収納区画 (48本収納) 上下 31.75 cm以上 左右 63.6 cm以上 ただし、設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材 (ボロン含有シート) を併用する。																																												
主要材料	鋼材、カドミウム																																												
遮蔽	核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。																																												
耐震重要度分類	Cクラス																																												
名 称	コンパクト型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台																																												
機器種別	—*																																												
耐震クラス	C*																																												
貯蔵能力	ウラン (²³⁵ U濃縮度約2～6wt%) 260 kgU (4基分)																																												
寸法 制限値	燃料収納区画 (48本*収納)		上下 317.5 mm 以上、左右 636 mm 以上**																																										
	中性子 吸収材厚さ	カドミウム	0.5 mm以上**																																										
		B ₄ C含有材	1 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm ³ 以上)																																										

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																					
	<p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請による改造では、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台が想定を超える津波によって水没し、設備の変形により寸法制限值（燃料収納区画、バードケージ外枠）が満足されない場合においても未臨界を確保できるよう、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台については棚板の間に、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台についてはバードケージ容器の周囲に、中性子吸収材（B₄C含有材）をそれぞれ設置する。</p> <p>コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の設計仕様を以下に示す。また、各燃料収納架台の構造を図-1.Ⅲ.2及び図-1.Ⅲ.3(1)～(2)に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1061 544 1760 1315"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>コンパクト型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">型 式</td> <td>燃料キャビネット型</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">主 要 寸 法</td> <td>幅</td> <td>745 mm</td> </tr> <tr> <td>奥 行</td> <td>705 mm</td> </tr> <tr> <td>高 さ</td> <td>1,542 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">中性子 吸収材厚さ</td> <td>カドミウム</td> <td>1 mm</td> </tr> <tr> <td>B₄C含有材</td> <td>2 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">主 要 材 料</td> <td>架台フレーム</td> <td>STKR400</td> </tr> <tr> <td>床面アンカーボルト</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>側 板</td> <td>SS400</td> </tr> <tr> <td>棚 板</td> <td>SS400</td> </tr> <tr> <td>扉</td> <td>SS400</td> </tr> <tr> <td>ライニング</td> <td>SS400</td> </tr> <tr> <td>中性子吸収材</td> <td>カドミウム B₄C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm³)</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>4 基</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td>182本^{*1}/基 (728本^{*1}/4基)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納容器の本数</p>	名 称		コンパクト型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台	型 式		燃料キャビネット型	主 要 寸 法	幅	745 mm	奥 行	705 mm	高 さ	1,542 mm	中性子 吸収材厚さ	カドミウム	1 mm	B ₄ C含有材	2 mm	主 要 材 料	架台フレーム	STKR400	床面アンカーボルト	SUS304	側 板	SS400	棚 板	SS400	扉	SS400	ライニング	SS400	中性子吸収材	カドミウム B ₄ C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm ³)	基 数	4 基	容 量	182本 ^{*1} /基 (728本 ^{*1} /4基)	
名 称		コンパクト型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台																																					
型 式		燃料キャビネット型																																					
主 要 寸 法	幅	745 mm																																					
	奥 行	705 mm																																					
	高 さ	1,542 mm																																					
	中性子 吸収材厚さ	カドミウム	1 mm																																				
		B ₄ C含有材	2 mm																																				
主 要 材 料	架台フレーム	STKR400																																					
	床面アンカーボルト	SUS304																																					
	側 板	SS400																																					
	棚 板	SS400																																					
	扉	SS400																																					
	ライニング	SS400																																					
	中性子吸収材	カドミウム B ₄ C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm ³)																																					
基 数	4 基																																						
容 量	182本 ^{*1} /基 (728本 ^{*1} /4基)																																						

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書		整合性																						
(2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台		第1編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうちⅢ. 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備 (2) ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台 【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】 3. 設 計 3.1 設計条件		ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。																						
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備のディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料の貯蔵を行う。 ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台は、U保管室内に設置する。 	<table border="1"> <tr> <td colspan="2">名 称</td> <td colspan="2">ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台</td> </tr> <tr> <td colspan="2">機 器 種 別</td> <td colspan="2">—※</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐震クラス</td> <td colspan="2">C※</td> </tr> <tr> <td colspan="2">貯 蔵 能 力</td> <td colspan="2">ウラン (²³⁵U濃縮度約20wt%) 67 kgU</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">寸法制限値</td> <td colspan="2">バードケージ外枠</td> <td>500 mm 以上※</td> </tr> <tr> <td>中性子吸収材厚さ</td> <td>B₄C含有材</td> <td>1 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm³以上)</td> </tr> </table>			名 称		ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台		機 器 種 別		—※		耐震クラス		C※		貯 蔵 能 力		ウラン (²³⁵ U濃縮度約20wt%) 67 kgU		寸法制限値	バードケージ外枠		500 mm 以上※	中性子吸収材厚さ	B ₄ C含有材
名 称		ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台																								
機 器 種 別		—※																								
耐震クラス		C※																								
貯 蔵 能 力		ウラン (²³⁵ U濃縮度約20wt%) 67 kgU																								
寸法制限値	バードケージ外枠		500 mm 以上※																							
	中性子吸収材厚さ	B ₄ C含有材	1 mm以上 (炭化ホウ素密度950 mg/cm ³ 以上)																							
型 式	バードケージ型	※：平成21年3月30日付け20水原第440号にて認可を受けたとおりである。																								
基 数	1 基	3.2 設計仕様																								
容 量	バードケージ容器32個	本申請による改造では、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台が想定を超える津波によって水没し、設備の変形により寸法制限値（燃料収納区画、バードケージ外枠）が満足されない場合においても未臨界を確保できるよう、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台については棚板の間に、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台についてはバードケージ容器の周囲に、中性子吸収材（B ₄ C含有材）をそれぞれ設置する。																								
貯蔵能力	ディスク型ウラン黒鉛混合燃料 (²³⁵ U濃縮度約20 wt%) 67 kgU	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台の設計仕様を以下に示す。また、各燃料収納架台の構造を図-1.Ⅲ.2及び図-1.Ⅲ.3(1)～(2)に示す。																								
寸法制限値	バードケージ外枠 50 cm以上 ただし、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材（ボロン含有シート）を併用する。																									
主要材料	鋼材																									
遮 蔽	核燃料物質貯蔵設備の遮蔽体として、溶液貯蔵室、Pu保管室等に鉄筋コンクリート造の遮蔽壁を設ける。																									
耐震重要度分類	Cクラス																									

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																				
	<table border="1"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1061 204 1415 268">名 称</td> <td data-bbox="1415 204 1760 268">ディスク型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1061 268 1415 308">型 式</td> <td data-bbox="1415 268 1760 308">バードケージ型</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 308 1106 483" rowspan="4">主 要 寸 法</td> <td data-bbox="1106 308 1415 347">幅</td> <td data-bbox="1415 308 1760 347">5,080 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1106 347 1415 387">奥 行</td> <td data-bbox="1415 347 1760 387">850 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1106 387 1415 427">高 さ</td> <td data-bbox="1415 387 1760 427">2,960 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1106 427 1227 483">中性子 吸収材厚さ</td> <td data-bbox="1227 427 1415 483">B₄C含有材</td> <td data-bbox="1415 427 1760 483">2 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 483 1106 957" rowspan="9">主 要 材 料</td> <td colspan="2" data-bbox="1106 483 1415 523">架台フレーム</td> <td data-bbox="1415 483 1760 523">STKR400</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1106 523 1415 563">床面アンカーボルト</td> <td data-bbox="1415 523 1760 563">SUS304</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1106 563 1415 603">側 板</td> <td data-bbox="1415 563 1760 603">SS400</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1106 603 1415 643">棚 板</td> <td data-bbox="1415 603 1760 643">SS400</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1106 643 1415 683">バードケージ容器</td> <td data-bbox="1415 643 1760 683">SS400</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1106 683 1415 722">バードケージ容器 固定ボルト</td> <td data-bbox="1415 683 1760 722">SUS304</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1106 722 1415 762">蓋</td> <td data-bbox="1415 722 1760 762">SS400</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1106 762 1415 802">ライニング</td> <td data-bbox="1415 762 1760 802">SS400</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1106 802 1415 957">中性子吸収材</td> <td data-bbox="1415 802 1760 957">B₄C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm³)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1061 957 1415 997">基 数</td> <td data-bbox="1415 957 1760 997">1 基</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 997 1182 1098" rowspan="2">容 量</td> <td data-bbox="1182 997 1415 1029">バードケージ容器</td> <td data-bbox="1415 997 1760 1029">16 本*2/個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1182 1029 1415 1098">ディスク型ウラン 黒鉛混合燃料収納架台</td> <td data-bbox="1415 1029 1760 1098">バードケージ容器 32 個 (512 本*2/32 個)</td> </tr> </table>	名 称		ディスク型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台	型 式		バードケージ型	主 要 寸 法	幅	5,080 mm	奥 行	850 mm	高 さ	2,960 mm	中性子 吸収材厚さ	B ₄ C含有材	2 mm	主 要 材 料	架台フレーム		STKR400	床面アンカーボルト		SUS304	側 板		SS400	棚 板		SS400	バードケージ容器		SS400	バードケージ容器 固定ボルト		SUS304	蓋		SS400	ライニング		SS400	中性子吸収材		B ₄ C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm ³)	基 数		1 基	容 量	バードケージ容器	16 本*2/個	ディスク型ウラン 黒鉛混合燃料収納架台	バードケージ容器 32 個 (512 本*2/32 個)	
名 称		ディスク型 ウラン黒鉛混合燃料収納架台																																																				
型 式		バードケージ型																																																				
主 要 寸 法	幅	5,080 mm																																																				
	奥 行	850 mm																																																				
	高 さ	2,960 mm																																																				
	中性子 吸収材厚さ	B ₄ C含有材	2 mm																																																			
主 要 材 料	架台フレーム		STKR400																																																			
	床面アンカーボルト		SUS304																																																			
	側 板		SS400																																																			
	棚 板		SS400																																																			
	バードケージ容器		SS400																																																			
	バードケージ容器 固定ボルト		SUS304																																																			
	蓋		SS400																																																			
	ライニング		SS400																																																			
	中性子吸収材		B ₄ C含有材 (炭化ホウ素密度1,090 mg/cm ³)																																																			
基 数		1 基																																																				
容 量	バードケージ容器	16 本*2/個																																																				
	ディスク型ウラン 黒鉛混合燃料収納架台	バードケージ容器 32 個 (512 本*2/32 個)																																																				

*2：ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納容器の本数

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性															
<p>(1) 槽ベント設備B</p> <table border="1" data-bbox="152 236 949 341"> <tr> <td data-bbox="152 236 360 309">基本仕様</td> <td data-bbox="360 236 949 309">U溶液貯槽等からのベントガスは、槽ベント設備Bを経由して気体廃棄物処理設備で処理する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 309 360 341">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="360 309 949 341">Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	U溶液貯槽等からのベントガスは、槽ベント設備Bを経由して気体廃棄物処理設備で処理する。	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第2編 放射性廃棄物の廃棄施設のうちI. 気体廃棄物の廃棄施設</p> <p>(1) 槽ベント設備B</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 槽ベント設備B</p> <p>槽ベント設備Bの主要機器の耐震重要度分類の変更内容は、以下のとおりである。</p> <p>その他の設計条件は、平成元年12月8日付け元安(原規)第636号で設計及び工事の方法の認可(平成2年9月4日付け2安(原規)第351号及び平成3年12月17日付け3安(原規)第574号で変更の認可)、平成12年7月21日付け12安(原規)第105号で改造について設計及び工事の方法の認可を受け、分割申請の一部である〔STACYの更新(第2回)〕にて耐震重要度分類の変更について、設計及び工事の方法の認可を申請したとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1106 612 1823 766"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃調グローブボックス</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>貯蔵グローブボックス</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 槽ベント設備B</p> <p>設計条件が変更となる槽ベント設備Bの主要機器及び主配管については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成元年12月8日付け元安(原規)第636号で設計及び工事の方法の認可(平成2年9月4日付け2安(原規)第351号及び平成3年12月17日付け3安(原規)第574号で変更の認可)、平成12年7月21日付け12安(原規)第105号で改造について設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更であるため、耐震強度計算を改めて実施する必要はない。</p>	名 称	耐震クラス		変更前	変更後	燃調グローブボックス	B	C	貯蔵グローブボックス	B	C	<p>槽ベント設備Bの設計条件及び設計仕様は左記に示すとおりである。槽ベント設備Bに係る申請は、耐震重要度分類について設置変更許可を受けたクラスへ変更するものであり、その他の変更がないことから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	U溶液貯槽等からのベントガスは、槽ベント設備Bを経由して気体廃棄物処理設備で処理する。																
耐震重要度分類	Cクラス																
名 称	耐震クラス																
	変更前	変更後															
燃調グローブボックス	B	C															
貯蔵グローブボックス	B	C															

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書		整合性																																					
(1) 中レベル廃液系		<p>第2編 放射性廃棄物の廃棄施設のうちII. 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(1) 中レベル廃液系</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 中レベル廃液系</p> <p>中レベル廃液系の主要機器及び主配管の耐震重要度分類の変更内容は、以下のとおりである。</p> <p>その他の設計条件は、平成元年9月8日付け元安(原規)第338号で設計及び工事の方法の認可(平成2年12月14日付け2安(原規)第655号で変更の認可)を受けたとおりである。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中レベル廃液貯槽</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主配管</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>重配管</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>力配管</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>式配管</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>管</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>圧送配管</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>管</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> </tbody> </table>		名 称	耐震クラス		変更前	変更後	中レベル廃液貯槽	B	C	名 称	耐震クラス		変更前	変更後	主配管	B	C	重配管	B	C	力配管	B	C	式配管	B	C	管	B	C	ポンプ	B	C	圧送配管	B	C	管	B	C	<p>中レベル廃液系の設計条件及び設計仕様は左記に示すとおりである。中レベル廃液系に係る申請は、耐震重要度分類について設置変更許可を受けたクラスへ変更するものであり、その他の変更がないことから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
名 称	耐震クラス																																								
	変更前	変更後																																							
中レベル廃液貯槽	B	C																																							
名 称	耐震クラス																																								
	変更前	変更後																																							
主配管	B	C																																							
重配管	B	C																																							
力配管	B	C																																							
式配管	B	C																																							
管	B	C																																							
ポンプ	B	C																																							
圧送配管	B	C																																							
管	B	C																																							
基本仕様	中レベル廃液貯槽は、溶液系STACY施設から発生する中レベル液体廃棄物を一時貯留するための設備である。																																								
耐震重要度分類	Cクラス																																								
		<p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 中レベル廃液系</p> <p>設計条件が変更となる中レベル廃液系の主要機器及び主配管については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成元年9月8日付け元安(原規)第338号で設計</p>																																							

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
	<p>及び工事の方法の認可（平成2年12月14日付け2安(原規)第655号で変更の認可）を受けたとおりである。</p> <p>なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更であるため、耐震強度計算を改めて実施する必要はない。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性
(2) 低レベル廃液系		<p>第2編 放射性廃棄物の廃棄施設のうちII. 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(2) 低レベル廃液系</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 低レベル廃液系</p> <p>低レベル廃液系の設計条件は、平成元年9月8日付け元安(原規)第338号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(2) 低レベル廃液系</p> <p>低レベル廃液系の主要機器及び主配管については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成元年9月8日付け元安(原規)第338号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p>	<p>低レベル廃液系は、設計条件及び設計仕様の変更はなく、既設のものをそのまま使用することから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	低レベル廃液貯槽は、溶液系STACY施設から発生する低レベル液体廃棄物を一時貯留するための設備である。		

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性						
(3) 極低レベル廃液系		<p>第2編 放射性廃棄物の廃棄施設のうちII. 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(3) 極低レベル廃液系</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(3) 極低レベル廃液系</p> <p>極低レベル廃液系の設計条件は、平成元年9月8日付け元安(原規)第338号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(3) 極低レベル廃液系</p> <p>極低レベル廃液の溢水対策として、当該廃液貯槽に貯留する液体廃棄物が管理区域外へ漏えいすることを防止するため、最大貯留量を55m³に制限する。当該制限値は、原子炉施設保安規定(下部規定を含む。)に定め、これを遵守する。</p> <p>また、極低レベル廃液系の廃液貯槽から溢水が生じたときに、当該液体廃棄物が二重スラブへ流入することを防止するため、廃液貯槽室(VIII)及び排気機械室(B)に設置するマンホール蓋を防水型に変更する。マンホール蓋の仕様を以下に示す。</p> <p>極低レベル廃液系の主要機器及び主配管については、既設のものをそのまま使用するもので、設計仕様及び構造は平成元年9月8日付け元安(原規)第338号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1108 885 1682 991"> <tr> <td>名 称</td> <td>マンホール蓋(防水型)</td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td>第一機材株式会社 MPC600</td> </tr> <tr> <td>設置場所</td> <td>2箇所(図-2. II. 1参照)</td> </tr> </table> <p>なお、マンホール蓋は防水性能がMPC600相当品であるものと交換できるものとする。</p>	名 称	マンホール蓋(防水型)	型 式	第一機材株式会社 MPC600	設置場所	2箇所(図-2. II. 1参照)	<p>極低レベル廃液系の設計条件及び設計仕様は左記に示すとおりである。極低レベル廃液系に係る申請は、溢水対策として、マンホール蓋を防水型に変更するものであり、その他の変更がないことから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
名 称	マンホール蓋(防水型)								
型 式	第一機材株式会社 MPC600								
設置場所	2箇所(図-2. II. 1参照)								
基本仕様	<p>極低レベル廃液貯槽は、管理区域で発生する手洗・床ドレン等の液体廃棄物を一時貯留するための設備である。</p> <p>原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいすることを防止できるように設計する。</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	設工認申請書	整合性																																	
<p>(4) 有機廃液系</p> <table border="1" data-bbox="147 236 947 376"> <tr> <td data-bbox="147 236 360 341">基本仕様</td> <td data-bbox="360 236 947 341">有機廃液貯槽（B）は、溶液系STACY施設から発生するリン酸トリブチルを含むノルマルドデカンが主成分の有機廃液を貯蔵するための設備である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="147 341 360 376">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="360 341 947 376">Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	有機廃液貯槽（B）は、溶液系STACY施設から発生するリン酸トリブチルを含むノルマルドデカンが主成分の有機廃液を貯蔵するための設備である。	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第2編 放射性廃棄物の廃棄施設のうちII. 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(4) 有機廃液系</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(4) 有機廃液系</p> <p>有機廃液系の主要機器及び主配管の耐震重要度分類の変更内容は、以下のとおりである。</p> <p>その他の設計条件は、平成3年5月2日付け3安(原規)第24号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1043 509 1823 624"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>有機廃液貯槽(B)</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1043 655 1823 968"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主 配 管</td> <td>不使用設備等（精製附属設備）との取 合点から 弁G-VHS-S-15569まで</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td></td> <td>弁G-VHS-S-15569から 有機廃液貯槽(B)まで</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td></td> <td>有機廃液貯槽(B)から 有機廃液貯槽(B)移送ポンプまで</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td></td> <td>有機廃液貯槽(B)移送ポンプから 弁G-VHS-S-15563まで</td> <td>B</td> <td>C</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(4) 有機廃液系</p> <p>設計条件が変更となる有機廃液系の主要機器及び主配管については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成3年5月2日付け3安(原規)第24号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更であるため、耐震強度計算を改めて実施する必要はない。</p>	名 称	耐震クラス		変更前	変更後	有機廃液貯槽(B)	B	C	名 称	耐震クラス		変更前	変更後	主 配 管	不使用設備等（精製附属設備）との取 合点から 弁G-VHS-S-15569まで	B	C		弁G-VHS-S-15569から 有機廃液貯槽(B)まで	B	C		有機廃液貯槽(B)から 有機廃液貯槽(B)移送ポンプまで	B	C		有機廃液貯槽(B)移送ポンプから 弁G-VHS-S-15563まで	B	C	<p>有機廃液系の設計条件及び設計仕様は左記に示すとおりである。有機廃液系に係る申請は、耐震重要度分類について設置変更許可を受けたクラスへ変更するものであり、その他の変更がないことから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	有機廃液貯槽（B）は、溶液系STACY施設から発生するリン酸トリブチルを含むノルマルドデカンが主成分の有機廃液を貯蔵するための設備である。																																		
耐震重要度分類	Cクラス																																		
名 称	耐震クラス																																		
	変更前	変更後																																	
有機廃液貯槽(B)	B	C																																	
名 称	耐震クラス																																		
	変更前	変更後																																	
主 配 管	不使用設備等（精製附属設備）との取 合点から 弁G-VHS-S-15569まで	B	C																																
	弁G-VHS-S-15569から 有機廃液貯槽(B)まで	B	C																																
	有機廃液貯槽(B)から 有機廃液貯槽(B)移送ポンプまで	B	C																																
	有機廃液貯槽(B)移送ポンプから 弁G-VHS-S-15563まで	B	C																																

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性																					
(5) 堰 <table border="1"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>廃液貯槽を設置する区域には堰を設け、液体廃棄物が区域外へ漏えいすることを防止する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table>		基本仕様	廃液貯槽を設置する区域には堰を設け、液体廃棄物が区域外へ漏えいすることを防止する設計とする。	耐震重要度分類	Cクラス	第2編 放射性廃棄物の廃棄施設のうちII. 液体廃棄物の廃棄設備 (5) 堰 【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】 3. 設 計 3.1 設計条件 (5) 堰 a. 液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽を設置する区域には堰を設け、区域内の最大容量の機器に収納する液体廃棄物が全量漏えいしたとしても、当該液体廃棄物が区域外へ漏えいすることを防止する設計とすること。 b. 堰は、耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有する設計とすること。 3.2 設計仕様 (5) 堰 堰の設計仕様を以下に示す。各廃液貯槽からの漏えいに備え、堰の床面及び壁面は、塗装（エポキシ樹脂）等により区域外へ漏えいし難い表面仕上げとする。 <table border="1"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>堰</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>堰敷設範囲</td> <td>液体廃棄物の廃棄設備の廃液貯槽を設置する貯槽室等 (図-2. II. 2に示す。)</td> </tr> <tr> <td>主 要 材 料</td> <td>鉄筋コンクリート造、 SUS304*1</td> </tr> <tr> <td>主 要 寸 法</td> <td>図-2. II. 3～図-2. II. 6に示す。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">有効保持量*2</td> <td>中レベル廃液系</td> <td>3.3 m³</td> </tr> <tr> <td>低レベル廃液系</td> <td>22.3 m³</td> </tr> <tr> <td>極低レベル廃液系</td> <td>40.4 m³</td> </tr> <tr> <td>有機廃液系</td> <td>2.02 m³</td> </tr> </tbody> </table> *1：中レベル廃液貯槽及び有機廃液貯槽Bの堰は、SUS304の床ライナを敷設（既設） *2：有効保持量＝総体積－控除体積（※1） （※1：堰内の構造物の体積）	名 称	堰	堰敷設範囲	液体廃棄物の廃棄設備の廃液貯槽を設置する貯槽室等 (図-2. II. 2に示す。)	主 要 材 料	鉄筋コンクリート造、 SUS304*1	主 要 寸 法	図-2. II. 3～図-2. II. 6に示す。	有効保持量*2	中レベル廃液系	3.3 m ³	低レベル廃液系	22.3 m ³	極低レベル廃液系	40.4 m ³	有機廃液系	2.02 m ³	堰の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。
基本仕様	廃液貯槽を設置する区域には堰を設け、液体廃棄物が区域外へ漏えいすることを防止する設計とする。																							
耐震重要度分類	Cクラス																							
名 称	堰																							
堰敷設範囲	液体廃棄物の廃棄設備の廃液貯槽を設置する貯槽室等 (図-2. II. 2に示す。)																							
主 要 材 料	鉄筋コンクリート造、 SUS304*1																							
主 要 寸 法	図-2. II. 3～図-2. II. 6に示す。																							
有効保持量*2	中レベル廃液系	3.3 m ³																						
	低レベル廃液系	22.3 m ³																						
	極低レベル廃液系	40.4 m ³																						
	有機廃液系	2.02 m ³																						

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性																									
(6) 漏えい検知器		<p>第2編 放射性廃棄物の廃棄施設のうちII. 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(6) 漏えい検知器</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(6) 漏えい検知器</p> <p>a. 施設内の液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽からの漏えいを検知できる設計とすること。</p> <p>b. 各廃液貯槽に漏えいが生じた場合、管理棟の副警報盤に警報を表示、発報させる設計とし、中央警備室の主警報盤に警報を表示、発報させることができる設計とすること。</p> <p>c. 漏えい検知器は、耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有する設計とすること。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(6) 漏えい検知器</p> <p>液体廃棄物の廃棄設備である各廃液貯槽の漏えい検知器(既設)の設計仕様を以下に示す。各廃液貯槽から漏えいが生じた場合、管理棟の副警報盤に警報を表示、発報させる。また、中央警備室の主警報盤に警報を表示、発報させる。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>検出方法</th> <th>設置場所</th> <th>台数</th> <th>警報設定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中レベル廃液貯槽の漏えい検知器</td> <td>電極式</td> <td>廃液貯槽室(VI) - 1</td> <td>1</td> <td>集水ピットの底から200mm</td> </tr> <tr> <td>低レベル廃液貯槽の漏えい検知器</td> <td>電極式</td> <td>廃液貯槽室(VII)</td> <td>1</td> <td>排水ピットの底から350mm</td> </tr> <tr> <td>極低レベル廃液貯槽の漏えい検知器</td> <td>電極式</td> <td>廃液貯槽室(VIII)</td> <td>2</td> <td>排水ピットの底から350mm</td> </tr> <tr> <td>有機廃液貯槽Bの漏えい検知器</td> <td>差圧式</td> <td>廃液貯槽室(IV)</td> <td>1</td> <td>集液ポットの満水量350mL</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、漏えい検知器については、同等以上の性能を有するものと交換できるものとする。</p>	名 称	検出方法	設置場所	台数	警報設定値	中レベル廃液貯槽の漏えい検知器	電極式	廃液貯槽室(VI) - 1	1	集水ピットの底から200mm	低レベル廃液貯槽の漏えい検知器	電極式	廃液貯槽室(VII)	1	排水ピットの底から350mm	極低レベル廃液貯槽の漏えい検知器	電極式	廃液貯槽室(VIII)	2	排水ピットの底から350mm	有機廃液貯槽Bの漏えい検知器	差圧式	廃液貯槽室(IV)	1	集液ポットの満水量350mL	<p>漏えい検知器の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
名 称	検出方法	設置場所	台数	警報設定値																								
中レベル廃液貯槽の漏えい検知器	電極式	廃液貯槽室(VI) - 1	1	集水ピットの底から200mm																								
低レベル廃液貯槽の漏えい検知器	電極式	廃液貯槽室(VII)	1	排水ピットの底から350mm																								
極低レベル廃液貯槽の漏えい検知器	電極式	廃液貯槽室(VIII)	2	排水ピットの底から350mm																								
有機廃液貯槽Bの漏えい検知器	差圧式	廃液貯槽室(IV)	1	集液ポットの満水量350mL																								
基本仕様	放射性液体廃棄物の廃棄設備は、漏えいの防止のため耐食性を考慮するとともに、漏えいの早期検出及び拡大防止のため、各貯槽室には漏えい検知器及び堰を設け、放射性液体廃棄物の敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計とする。																											
耐震重要度分類	Cクラス																											

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性											
<p>(1) 換気設備</p> <table border="1" data-bbox="150 240 949 309"> <tr> <td data-bbox="150 240 360 309">基本仕様</td> <td data-bbox="360 240 949 309">無停電電源装置を設置する電気室（Ⅰ）及び（Ⅱ）には、換気設備を設ける。</td> </tr> </table>	基本仕様	無停電電源装置を設置する電気室（Ⅰ）及び（Ⅱ）には、換気設備を設ける。	<p>第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうちⅠ. 非常用電源設備</p> <p>(1) 換気設備</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 換気設備 無停電電源装置を設置する電気室（Ⅰ）及び電気室（Ⅱ）に、屋外に通ずる換気設備を施設する。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 換気設備 換気設備の設計仕様を以下に示す。また、換気設備の系統図を図-3.Ⅰ.1に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1072 596 1821 826"> <thead> <tr> <th data-bbox="1072 596 1207 651">名 称</th> <th data-bbox="1207 596 1514 651">機械室・電気室系排風機</th> <th data-bbox="1514 596 1821 651">電気室系非常用送風機</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1072 651 1207 705">台 数</td> <td data-bbox="1207 651 1514 705">1 台</td> <td data-bbox="1514 651 1821 705">1 台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1072 705 1207 826">機能・性能</td> <td data-bbox="1207 705 1514 826">通常時には、商用電源から給電され、換気する。</td> <td data-bbox="1514 705 1821 826">商用電源喪失時には、非常用発電機から給電され、換気する。</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	機械室・電気室系排風機	電気室系非常用送風機	台 数	1 台	1 台	機能・性能	通常時には、商用電源から給電され、換気する。	商用電源喪失時には、非常用発電機から給電され、換気する。	<p>換気設備の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	無停電電源装置を設置する電気室（Ⅰ）及び（Ⅱ）には、換気設備を設ける。												
名 称	機械室・電気室系排風機	電気室系非常用送風機											
台 数	1 台	1 台											
機能・性能	通常時には、商用電源から給電され、換気する。	商用電源喪失時には、非常用発電機から給電され、換気する。											

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性		
<p>(1) プロセス冷却設備</p> <table border="1" data-bbox="147 272 947 376"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>プロセス冷却設備は、各設備の冷却器等に、冷却水を閉ループで供給するためのものであり、熱交換槽、ポンプ等で構成する。</td> </tr> </table>		基本仕様	プロセス冷却設備は、各設備の冷却器等に、冷却水を閉ループで供給するためのものであり、熱交換槽、ポンプ等で構成する。	<p>第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうちⅡ. その他の主要な事項（追加評価がある設備）</p> <p>(1) プロセス冷却設備</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) プロセス冷却設備 プロセス冷却設備の設計条件は、平成元年9月8日付け元安（原規）第338号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) プロセス冷却設備 プロセス冷却設備については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成元年9月8日付け元安（原規）第338号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p>	<p>プロセス冷却設備は、設計条件及び設計仕様の変更はなく、既設のものをそのまま使用することから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	プロセス冷却設備は、各設備の冷却器等に、冷却水を閉ループで供給するためのものであり、熱交換槽、ポンプ等で構成する。				

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																																		
<p>(1) 避雷設備</p> <table border="1" data-bbox="147 236 949 478"> <tr> <td data-bbox="147 236 360 478">基本仕様</td> <td data-bbox="360 236 949 478"> 原子炉建家及び排気筒に避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。 なお、建築基準法に基づき、日本工業規格（JIS）に準拠した避雷針を設置している。避雷設備の技術上の基準として指定しているJIS規格については、2003年に改正されているが、改正前のJIS規格による避雷針は適合しているものとみなされている（平成17年国土交通省告示第650号附則2）。 </td> </tr> </table>	基本仕様	原子炉建家及び排気筒に避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。 なお、建築基準法に基づき、日本工業規格（JIS）に準拠した避雷針を設置している。避雷設備の技術上の基準として指定しているJIS規格については、2003年に改正されているが、改正前のJIS規格による避雷針は適合しているものとみなされている（平成17年国土交通省告示第650号附則2）。	<p>第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうちⅢ. その他の主要な事項（避雷設備）</p> <p>(1) 避雷設備</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 避雷設備</p> <p>S T A C Y施設を雷撃から保護できる避雷設備を施設する。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 避雷設備</p> <p>1) 避雷設備の仕様</p> <p>a. 実験棟A屋上</p> <table border="1" data-bbox="1104 593 1863 949"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th colspan="2">避雷設備</th> </tr> <tr> <th colspan="2">設置場所</th> <th>実験棟A屋上頂部</th> <th>実験棟A屋上</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">仕様</td> <td>規格</td> <td colspan="2">JIS A 4201-1992</td> </tr> <tr> <td>保護角</td> <td colspan="2">60°</td> </tr> <tr> <td>設備構成</td> <td colspan="2">突針、むね上げ導体、避雷導線</td> </tr> <tr> <td>突針</td> <td>規格</td> <td colspan="2">国土交通省LR-1型突針</td> </tr> <tr> <td>むね上げ導体及び避雷導線</td> <td colspan="3">銅線、アルミ線、アルミ帯状導体</td> </tr> <tr> <td>接地極*1</td> <td colspan="3">-</td> </tr> <tr> <td>配置図</td> <td colspan="3">図-3.Ⅲ.1(1)～(3)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 構造体の接地抵抗値が5Ω以下のため接地極は省略する。 なお、避雷設備については、建築基準法を満足する規格のものと交換できるものとする。</p> <p>b. 実験棟B屋上</p> <table border="1" data-bbox="1104 1086 1863 1407"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th colspan="2">避雷設備</th> </tr> <tr> <th colspan="2">設置場所</th> <th colspan="2">実験棟B屋上</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">仕様</td> <td>規 格</td> <td colspan="2">JIS A 4201-1992</td> </tr> <tr> <td>保 護 角</td> <td colspan="2">60°</td> </tr> <tr> <td>設備構成</td> <td colspan="2">むね上げ導体、避雷導線</td> </tr> <tr> <td>むね上げ導体及び避雷導線</td> <td colspan="3">銅線、アルミ線、アルミ帯状導体</td> </tr> <tr> <td>接地極*1</td> <td colspan="3">-</td> </tr> <tr> <td>配 置 図</td> <td colspan="3">図-3.Ⅲ.1(1)～(3)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 構造体の接地抵抗値が5Ω以下のため接地極は省略する。</p>	名称		避雷設備		設置場所		実験棟A屋上頂部	実験棟A屋上	仕様	規格	JIS A 4201-1992		保護角	60°		設備構成	突針、むね上げ導体、避雷導線		突針	規格	国土交通省LR-1型突針		むね上げ導体及び避雷導線	銅線、アルミ線、アルミ帯状導体			接地極*1	-			配置図	図-3.Ⅲ.1(1)～(3)			名 称		避雷設備		設置場所		実験棟B屋上		仕様	規 格	JIS A 4201-1992		保 護 角	60°		設備構成	むね上げ導体、避雷導線		むね上げ導体及び避雷導線	銅線、アルミ線、アルミ帯状導体			接地極*1	-			配 置 図	図-3.Ⅲ.1(1)～(3)			<p>避雷設備の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	原子炉建家及び排気筒に避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。 なお、建築基準法に基づき、日本工業規格（JIS）に準拠した避雷針を設置している。避雷設備の技術上の基準として指定しているJIS規格については、2003年に改正されているが、改正前のJIS規格による避雷針は適合しているものとみなされている（平成17年国土交通省告示第650号附則2）。																																																																			
名称		避雷設備																																																																		
設置場所		実験棟A屋上頂部	実験棟A屋上																																																																	
仕様	規格	JIS A 4201-1992																																																																		
	保護角	60°																																																																		
	設備構成	突針、むね上げ導体、避雷導線																																																																		
突針	規格	国土交通省LR-1型突針																																																																		
むね上げ導体及び避雷導線	銅線、アルミ線、アルミ帯状導体																																																																			
接地極*1	-																																																																			
配置図	図-3.Ⅲ.1(1)～(3)																																																																			
名 称		避雷設備																																																																		
設置場所		実験棟B屋上																																																																		
仕様	規 格	JIS A 4201-1992																																																																		
	保 護 角	60°																																																																		
	設備構成	むね上げ導体、避雷導線																																																																		
むね上げ導体及び避雷導線	銅線、アルミ線、アルミ帯状導体																																																																			
接地極*1	-																																																																			
配 置 図	図-3.Ⅲ.1(1)～(3)																																																																			

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																														
	<p>なお、避雷設備については、建築基準法を満足する規格のものと交換できるものとする。</p> <p>c. 排気筒頂部</p> <table border="1" data-bbox="1117 279 1863 667"> <thead> <tr> <th data-bbox="1117 279 1368 314">名称</th> <th colspan="2" data-bbox="1368 279 1863 314">避雷設備</th> </tr> <tr> <th data-bbox="1117 314 1368 349">設置場所</th> <th colspan="2" data-bbox="1368 314 1863 349">排気筒頂部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1117 349 1368 456" rowspan="3">仕様</td> <td data-bbox="1368 349 1585 384">規格</td> <td data-bbox="1585 349 1863 384">JIS A 4201-1992</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 384 1585 419">保護角</td> <td data-bbox="1585 384 1863 419">60°</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 419 1585 456">設備構成</td> <td colspan="2" data-bbox="1585 419 1863 456">突針、避雷導線、接地極</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 456 1368 491">突針</td> <td data-bbox="1368 456 1585 491">規格</td> <td data-bbox="1585 456 1863 491">国土交通省LR-1型突針</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 491 1368 526">避雷導線</td> <td colspan="2" data-bbox="1368 491 1863 526">銅線</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 526 1368 667" rowspan="3">接地極*1 (試験端子箱含む)</td> <td colspan="2" data-bbox="1368 526 1863 561">1箇所</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 561 1585 596">単独接地抵抗</td> <td data-bbox="1585 561 1863 596">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 596 1585 632">総合接地抵抗</td> <td data-bbox="1585 596 1863 632">10Ω以下</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 632 1368 667">配置図</td> <td colspan="2" data-bbox="1368 632 1863 667">図-3. III. 2</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 既設接地極を用いる。</p> <p>なお、避雷設備については、建築基準法を満足する規格のものと交換できるものとする。</p>	名称	避雷設備		設置場所	排気筒頂部		仕様	規格	JIS A 4201-1992	保護角	60°	設備構成	突針、避雷導線、接地極		突針	規格	国土交通省LR-1型突針	避雷導線	銅線		接地極*1 (試験端子箱含む)	1箇所		単独接地抵抗	—	総合接地抵抗	10Ω以下	配置図	図-3. III. 2		
名称	避雷設備																															
設置場所	排気筒頂部																															
仕様	規格	JIS A 4201-1992																														
	保護角	60°																														
	設備構成	突針、避雷導線、接地極																														
突針	規格	国土交通省LR-1型突針																														
避雷導線	銅線																															
接地極*1 (試験端子箱含む)	1箇所																															
	単独接地抵抗	—																														
	総合接地抵抗	10Ω以下																														
配置図	図-3. III. 2																															

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

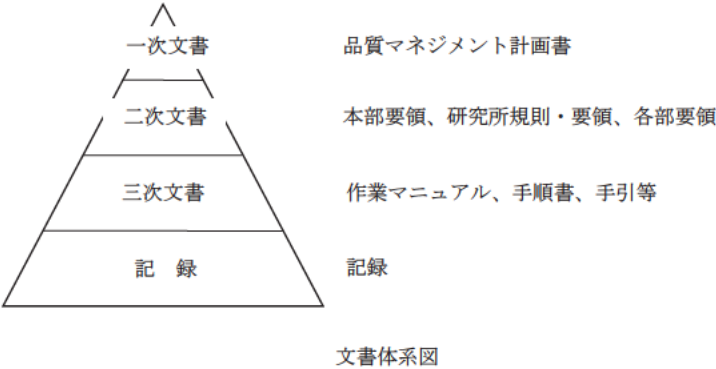
原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>理事長は、本品質管理計画に基づき、品質マニュアルとして、次の事項を含む品質マネジメント計画を策定し、維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。） b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項 c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報 d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係 <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、適切な品質マネジメント文書が利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順を作成する。これには、文書改定時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。 b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合 	<p>次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録</p> <div style="text-align: center;">  <p>品質マネジメント計画書</p> <p>本部要領、研究所規則・要領、各部要領</p> <p>作業マニュアル、手順書、手引等</p> <p>記録</p> <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、 	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>は、文書作成時と同様の手続で承認する。</p> <p>c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。</p> <p>d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順を作成する。</p> <p>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>文書作成時と同様の手続で承認する。</p> <p>c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。</p> <p>d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。</p> <p>i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次に掲げる管理の手順を規定する。</p> <p>a) 記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理を行う。</p> <p>b) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>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実行されるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視 理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針 理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するものを含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</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</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実行されるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視 理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項(7.2.1及び8.2.1参照)に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針 理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの（技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。）及び施設管理に関する方針を含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>テムの実施に当たっての計画を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、保安に係る組織の責任及び権限を明確にする。</p> <p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行するようにする。</p>	<p>ムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図 5.5.1 保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に関係する要員が理解することを確実にする。</p> <p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書(4.2.1 参照)を定めさせ、保安に係る各組織の要員が自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を持って業務を遂行するようにする。</p> <p>(1) 理事長 理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。</p> <p>(2) 統括監査の職 統括監査の職は、原子炉施設等の品質マネジメント活動に関する内部監査に係る業務を行う。</p> <p>(3) 管理責任者 管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては原子力科学研究所担当理事（以下「研究所担当理事」という。）とする。各管理責任者は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを管理し、維持すること等を確実にする責任と権限を有する。（5.5.2 参照）</p> <p>(4) 安全・核セキュリティ統括部長 安全・核セキュリティ統括部長は、原子炉施設等の本部における品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。</p> <p>(5) 契約部長 契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 理事長は、保安活動の実施部門の長、監査プロセスの長を管理責任者として任命する。また、理事長は、本部(監査プロセスを除く。)の管理責任者を本部の管理者の中から任命する。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、</p>	<p>(6) 研究所担当理事 研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。</p> <p>(7) 原子炉主任技術者 原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。</p> <p>(8) 所長 所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。</p> <p>(9) 核燃料取扱主任者 核燃料取扱主任者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。</p> <p>(10) 廃止措置施設保安主務者 廃止措置施設保安主務者は、研究所における原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を行う。</p> <p>(11) 部長 部長は、所掌する部署における品質保証活動を統括するとともに、推進する。</p> <p>(12) 課長 課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。</p> <p>(13) 中央安全審査・品質保証委員会 中央安全審査・品質保証委員会は、理事長の諮問に応じ、品質保証活動の基本事項等について審議し、答申する。</p> <p>(14) 原子炉施設等安全審査委員会 原子炉施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、原子炉施設の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。</p> <p>(15) 使用施設等安全審査委員会 使用施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、使用施設等の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。</p> <p>(16) 品質保証推進委員会 品質保証推進委員会は、研究所における品質保証活動の基本的事項について審議する。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>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みを積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>理事長は、保安に係る組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にする。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p>	<p>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みを積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>(1) 理事長は、組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にするため、機構に中央安全審査・品質保証委員会を置くとともに、安全・核セキュリティ統括部長、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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組みの実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p> <p>k) 資源の妥当性</p> <p>l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性</p>	<p>有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」を定め、所長は、「原子炉施設等安全審査委員会規則」、「使用施設等安全審査委員会規則」及び「原子力科学研究所品質保証推進委員会規則」を定め、保安活動及び品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>(3) 部長は、部内の品質保証審査機関についての要領を定め、品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー実施要領」に基づき、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>(1) マネジメントレビューへのインプットには次の情報を含むものとする。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）及び不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p> <p>k) 資源の妥当性</p> <p>l) 保安活動の改善のために実施した処置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員</p>	<p>(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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。</p> <p>(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</p>	<p>当理事、所長、部長及び課長は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。(7.1、7.4.2及び7.5.2参照)</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 部長は、要員の力量を確保するために、教育・訓練に関する管理要領を定め、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 理事長は、監査員の力量について、「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(3) 安全・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</p>	<p>整合性</p>

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>プロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p> <p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 業務・原子炉施設に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>d) 業務・原子炉施設のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務の計画を、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化</p> <p>保安に係る組織は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p>	<p>要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p> <p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 業務・原子炉施設等に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 業務・原子炉施設等のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）</p> <p>(5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項までに準じて業務の計画を策定し、管理する。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化</p> <p>所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>(4) 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>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>(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> <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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>a) 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、次の状態とする。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施する。</p> <p>(2) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p>	<p>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、次の状態とする。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1 参照)に体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1 参照)に検証を実施する。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>(3) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>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>実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1 参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.4 調達</p> <p>所長は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を適切に実施するため、「原子力科学研究所調達管理要領」を定め、次の事項を管理する。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。</p> <p>また、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>(3) 保安に係る組織は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。また、必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な処置に関する方法を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて検証を実施する。</p>	<p>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> <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>整合性</p>

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<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 保安に係る組織は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。</p> <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設の状態を識別し、管理する。</p>	<p>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 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 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> <p>(2) 部長及び課長は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。</p> <p>(4) 部長及び課長は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。）</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 保安に係る組織は、組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する識別や保護など取扱いに注意を払い、必要に応じて記録を作成し、管理する。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>保安に係る組織は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態が明確にできる識別をする。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成</p>	<p>(2) 部長及び課長は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設等について固有の識別をし、その記録を管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 部長及び課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する紛失、損傷等を防ぐためリスト化し、識別や保護など取扱いに注意を払い、紛失、損傷した場合は記録を作成し、管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>(2) 部長及び課長は、前項の組織外の所有物について、それが管理下にある間は、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>部長及び課長は、調達製品の検収後、受入れから据付け、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>監視機器及び測定機器の管理を行う部長は、各部の監視機器及び測定機器の管理要領を定め、次の管理を行う。</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。</p> <p>(3) 部長及び課長は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する (4.2.4 参照)。</p> <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、</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。</p> <p>(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を達成しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーションにより入手し、監視する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項で得られた情報を分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、監査プロセスの長に内部監査を実施させる。</p> <p>a) 本品質管理計画の要求事項</p> <p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(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</p>	<p>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> <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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>定し、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>(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</p>	<p>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> <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</p>	<p>整合性</p>

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>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>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>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を定め、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース(次工程への引渡し)又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起り得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。</p>	<p>8.3 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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>8.4 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>録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(5) 所長は、原子炉施設等の保安の向上を図る観点から、事故故障等を含む不適合をその内容に応じて、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定める不適合の公開の基準に従い、情報の公開を行う。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長は、前項の情報の公開を受け、不適合に関する情報をホームページに公開する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、表 8.4 に示すデータを収集し、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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>(1) 保安に係る組織は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>a) 不適合等のレビュー及び分析</p> <p>b) 不適合等の原因の特定</p> <p>c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関して根本的な原因を究明するための分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>(5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、前項までの不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）を定め、これを管理する。</p> <p>(7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、次に掲げる手順により適切な未然防止処置を行う。</p>	<p>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、組織的側面等を考慮することを含む。）</p> <p>b) 不適合等の原因（関連する要因を含む。）の特定</p> <p>c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施する。</p> <p>(5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>安全・核セキュリティ統括部長、所長は、他の原子炉施設等から得られた知見を保安活動に反映するために未然防止処置の手順に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見（核燃料物質の使用等に係る技術情報を含む。）を収集し、起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げる手順により、未然防止処置を行う。この活用には、得られた知見や技術情報を他の原子</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

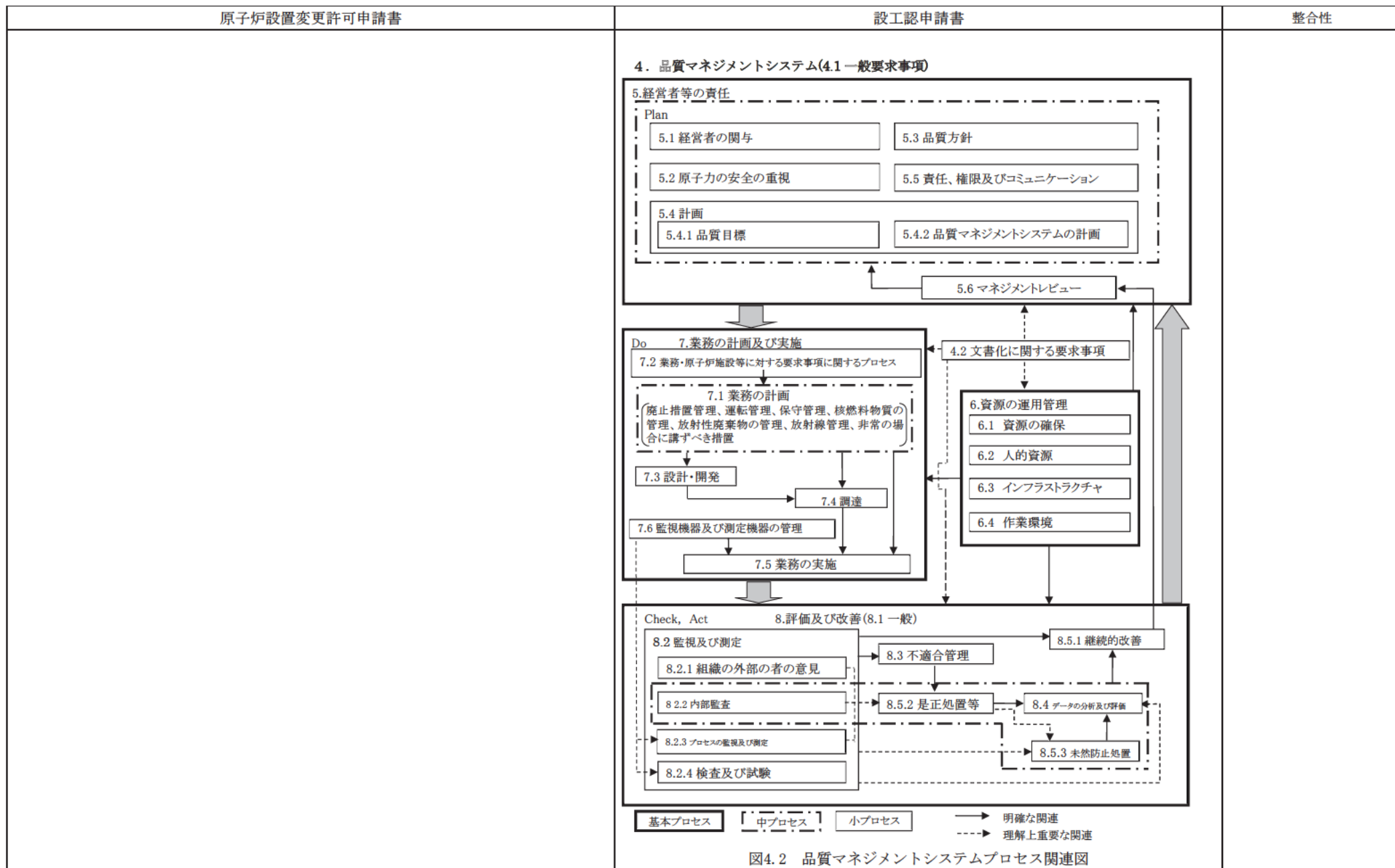
原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査</p> <p>b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</p> <p>c) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、前項までの未然防止処置の手順を定め、これを管理する。</p>	<p>炉施設等の事業者と共有することも含む。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査</p> <p>b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</p> <p>c) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。</p> <p>9. 令第 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制</p> <p>(1) 理事長は、所長、部長及び課長に、令第 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等（非該当施設）の保安のための業務に係る品質管理に関して、次に掲げる事項について実施させ、原子力の安全を確保することを確実にする。</p> <p>a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。</p> <p>b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 所長、部長及び課長は、前項の実施に当たり、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、個別業務に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由により損なわれないようにすることを確実にする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性									
	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="985 191 1187 303"> <p>計画段階 (Plan)</p> </td> <td data-bbox="985 303 1187 422"> <p>国民 (規制当局)</p> </td> <td data-bbox="985 422 1187 1332"> <p>理事長</p> <p>管理責任者 (本部、産業プロセス、原子力科学研究所)</p> <p>統合監査の職 リテラセキヤ 契約部</p> <p>本部 安全・保安セキヤ</p> <p>原子力科学研究所本部</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1187 191 1456 303"> <p>実施段階 (Do)</p> </td> <td data-bbox="1187 303 1456 422"> <p>・ 関係団体等 ・ 申請に際する 規制 ・ その他規制</p> </td> <td data-bbox="1187 422 1456 1332"> <p>4.2.2 審査に際する関係機関 (CNSC) の職 (CNSC) の所</p> <p>6.1 建設中の申請 6.2 原子力施設の申請 6.3 原子力施設の申請 6.4 原子力施設の申請 6.5 原子力施設の申請</p> <p>6.3.1 建設中の申請 6.3.2 原子力施設の申請 6.3.3 原子力施設の申請 6.3.4 原子力施設の申請</p> <p>6.4.1 建設中の申請 6.4.2 原子力施設の申請 6.4.3 原子力施設の申請 6.4.4 原子力施設の申請</p> <p>6.5.1 建設中の申請 6.5.2 原子力施設の申請 6.5.3 原子力施設の申請 6.5.4 原子力施設の申請</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1456 191 1713 303"> <p>評価段階 (Check) 改善段階 (Act)</p> </td> <td data-bbox="1456 303 1713 422"> <p>不適切な重要度 に応じて報告</p> </td> <td data-bbox="1456 422 1713 1332"> <p>8.2.1 建設中の申請 8.2.2 原子力施設の申請 8.2.3 原子力施設の申請 8.2.4 原子力施設の申請 8.2.5 原子力施設の申請</p> <p>8.3.1 建設中の申請 8.3.2 原子力施設の申請 8.3.3 原子力施設の申請 8.3.4 原子力施設の申請</p> <p>8.4.1 建設中の申請 8.4.2 原子力施設の申請 8.4.3 原子力施設の申請 8.4.4 原子力施設の申請</p> <p>8.5.1 建設中の申請 8.5.2 原子力施設の申請 8.5.3 原子力施設の申請 8.5.4 原子力施設の申請</p> </td> </tr> </table>	<p>計画段階 (Plan)</p>	<p>国民 (規制当局)</p>	<p>理事長</p> <p>管理責任者 (本部、産業プロセス、原子力科学研究所)</p> <p>統合監査の職 リテラセキヤ 契約部</p> <p>本部 安全・保安セキヤ</p> <p>原子力科学研究所本部</p>	<p>実施段階 (Do)</p>	<p>・ 関係団体等 ・ 申請に際する 規制 ・ その他規制</p>	<p>4.2.2 審査に際する関係機関 (CNSC) の職 (CNSC) の所</p> <p>6.1 建設中の申請 6.2 原子力施設の申請 6.3 原子力施設の申請 6.4 原子力施設の申請 6.5 原子力施設の申請</p> <p>6.3.1 建設中の申請 6.3.2 原子力施設の申請 6.3.3 原子力施設の申請 6.3.4 原子力施設の申請</p> <p>6.4.1 建設中の申請 6.4.2 原子力施設の申請 6.4.3 原子力施設の申請 6.4.4 原子力施設の申請</p> <p>6.5.1 建設中の申請 6.5.2 原子力施設の申請 6.5.3 原子力施設の申請 6.5.4 原子力施設の申請</p>	<p>評価段階 (Check) 改善段階 (Act)</p>	<p>不適切な重要度 に応じて報告</p>	<p>8.2.1 建設中の申請 8.2.2 原子力施設の申請 8.2.3 原子力施設の申請 8.2.4 原子力施設の申請 8.2.5 原子力施設の申請</p> <p>8.3.1 建設中の申請 8.3.2 原子力施設の申請 8.3.3 原子力施設の申請 8.3.4 原子力施設の申請</p> <p>8.4.1 建設中の申請 8.4.2 原子力施設の申請 8.4.3 原子力施設の申請 8.4.4 原子力施設の申請</p> <p>8.5.1 建設中の申請 8.5.2 原子力施設の申請 8.5.3 原子力施設の申請 8.5.4 原子力施設の申請</p>	
<p>計画段階 (Plan)</p>	<p>国民 (規制当局)</p>	<p>理事長</p> <p>管理責任者 (本部、産業プロセス、原子力科学研究所)</p> <p>統合監査の職 リテラセキヤ 契約部</p> <p>本部 安全・保安セキヤ</p> <p>原子力科学研究所本部</p>									
<p>実施段階 (Do)</p>	<p>・ 関係団体等 ・ 申請に際する 規制 ・ その他規制</p>	<p>4.2.2 審査に際する関係機関 (CNSC) の職 (CNSC) の所</p> <p>6.1 建設中の申請 6.2 原子力施設の申請 6.3 原子力施設の申請 6.4 原子力施設の申請 6.5 原子力施設の申請</p> <p>6.3.1 建設中の申請 6.3.2 原子力施設の申請 6.3.3 原子力施設の申請 6.3.4 原子力施設の申請</p> <p>6.4.1 建設中の申請 6.4.2 原子力施設の申請 6.4.3 原子力施設の申請 6.4.4 原子力施設の申請</p> <p>6.5.1 建設中の申請 6.5.2 原子力施設の申請 6.5.3 原子力施設の申請 6.5.4 原子力施設の申請</p>									
<p>評価段階 (Check) 改善段階 (Act)</p>	<p>不適切な重要度 に応じて報告</p>	<p>8.2.1 建設中の申請 8.2.2 原子力施設の申請 8.2.3 原子力施設の申請 8.2.4 原子力施設の申請 8.2.5 原子力施設の申請</p> <p>8.3.1 建設中の申請 8.3.2 原子力施設の申請 8.3.3 原子力施設の申請 8.3.4 原子力施設の申請</p> <p>8.4.1 建設中の申請 8.4.2 原子力施設の申請 8.4.3 原子力施設の申請 8.4.4 原子力施設の申請</p> <p>8.5.1 建設中の申請 8.5.2 原子力施設の申請 8.5.3 原子力施設の申請 8.5.4 原子力施設の申請</p>									

図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書



原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
	<p>理事長</p> <ul style="list-style-type: none"> 統括監査の職 (監査プロセスの管理責任者) 中央安全審査・品質保証委員会 安全・核セキュリティ統括部長 (本部 (監査プロセスを除く.) の管理責任者) 契約部長 原子力科学研究所担当理事 (研究所の管理責任者) <ul style="list-style-type: none"> JRR-3 原子炉主任技師者 NSRR 原子炉主任技師者 FCA 原子炉主任技師者 STACY 原子炉主任技師者 原子力科学研究所長 <ul style="list-style-type: none"> JRR-2 廃止措置施設保安主務者 JRR-4 廃止措置施設保安主務者 TCA 廃止措置施設保安主務者 TRACY 廃止措置施設保安主務者 核燃料取扱主任者 原子力施設検査室長 <ul style="list-style-type: none"> 品質保証推進委員会 原子炉施設等安全審査委員会 使用施設等安全審査委員会 <p>保安管理組織図</p>	<p>整合性</p>

図 5.5.1 保安管理組織図

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書					整合性
表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書						
	関連 条項	項目	文書名	承認者	文書番号	
	4.2.3	文書管理	文書及び記録管理要領	安全・核セキュリティ統 括部長	QS-A01	
	4.2.4	記録の管理	原子力科学研究所文書及び記録の管理要領	所長	(科)QAM-420	
			保安管理部の文書及び記録の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-420	
			放射線管理部文書及び記録の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-420	
			工務技術部文書及び記録の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-420	
			研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-420	
			臨界ホット試験技術部の文書及び記録の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-420	
			バックエンド技術部文書及び記録の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-420	
			原子力施設検査室文書及び記録の管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-420	
	5.1	経営者の関 与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	安全・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	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書			整合性
			研究炉加速器技術部教育・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	保安管理部設計・開発管理要領	保安管理部長 (科保)QAM-730
	7.3	設計・開発	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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書				整合性	
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740		
	7.6	監視機器及び測定機器の管理	保安管理部監視機器及び測定機器の管理要領	保安管理部長		(科保)QAM-760
	放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（放射線管理施設編）	放射線管理部長	(科放)QAM-760			
	放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（放射線測定機器管理編）	放射線管理部長	(科放)QAM-761			
	放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（環境の放射線管理施設編）	放射線管理部長	(科放)QAM-762			
	工務技術部監視機器及び測定機器の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-760			
	研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-760			
	臨界ホット試験技術部監視機器及び測定機器の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-760			
	バックエンド技術部監視機器及び測定機器の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-760			
	8.2.2	内部監査	原子力安全監査実施要領	理事長		QS-P03
	8.2.4	検査及び試験	原子力科学研究所事業者検査の実施要領	原子力施設検査室長		(科検)QAM-820
	保安管理部試験・検査の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-820			
	放射線管理部試験・検査の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-820			
	工務技術部試験・検査の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-820			
	研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-820			
	臨界ホット試験技術部の試験・検査の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-820			
	バックエンド技術部試験・検査の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-820			
	8.3	不適合管理	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領	安全・核セキュリティ統括部長		QS-A03
	8.5.2	是正処置等				
	8.5.3	未然防止処置	原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領	所長		(科)QAM-830
			原子力科学研究所水平展開要領	所長		(科)QAM-850

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																																							
<p>表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価</p>																																																																									
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">監視・測定するプロセス</th> <th style="width: 15%;">監視・測定の実施責任者</th> <th style="width: 15%;">計画されたプロセスと結果</th> <th style="width: 15%;">監視項目</th> <th style="width: 40%;">評価方法及び頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">品質マネジメントシステム</td> <td>理事長</td> <td>品質方針、品質目標の設定及び実施状況</td> <td>品質目標の達成状況</td> <td>マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td>所長</td> <td rowspan="3">品質目標の設定及び実施状況</td> <td rowspan="3"></td> <td>管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td>部長</td> <td>所長へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td>課長</td> <td>部長へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">業務の計画及び実施のプロセス</td> <td>廃止措置</td> <td>施設管理者 年間管理計画の設定と実施</td> <td>廃止措置に係る保安の状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td>運転管理</td> <td>施設管理者 年間運転計画の設定及び実施</td> <td>施設の運転状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td>保守管理</td> <td>施設管理者 施設管理実施計画の設定及び実施</td> <td>保守管理の実施状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td>核燃料物質の管理</td> <td>核燃料管理者 年間使用計画の設定及び実施</td> <td>核燃料物質の管理状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td>放射性廃棄物の管理</td> <td>施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長</td> <td>放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施</td> <td>放射性固体廃棄物の管理状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">放射線管理</td> <td>気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td>放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施</td> <td>放射性気体廃棄物の放出状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td>放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施</td> <td>放射性液体廃棄物の放出状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td>課長 線量管理課長</td> <td>放射線業務従事者の線量限度の管理</td> <td>放射線業務従事者の被ばく状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td>非常の場合に講ずべき措置</td> <td>課長 危機管理課長</td> <td>訓練の計画の設定及び実施</td> <td>訓練の実施状況</td> <td>所長へ報告 四半期ごと 半期ごと</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">改善のプロセス</td> <td>理事長</td> <td rowspan="2">品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善</td> <td>品質マネジメント活動の実施状況</td> <td>原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて</td> </tr> <tr> <td>全ての管理者</td> <td>不適合管理状況</td> <td>マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>自己評価の実施状況</td> <td>管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> </tbody> </table>			監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法及び頻度	品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	所長	品質目標の設定及び実施状況		管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	部長	所長へ報告 年度末及び必要に応じて	課長	部長へ報告 年度末及び必要に応じて	業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者 年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと	運転管理	施設管理者 年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと	保守管理	施設管理者 施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと	核燃料物質の管理	核燃料管理者 年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと	液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと	課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと	改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて	全ての管理者	不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて				自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて
監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法及び頻度																																																																					
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて																																																																					
	所長	品質目標の設定及び実施状況		管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																					
	部長			所長へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																					
	課長			部長へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																					
業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者 年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																					
	運転管理	施設管理者 年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																					
	保守管理	施設管理者 施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																					
	核燃料物質の管理	核燃料管理者 年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																					
	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
		液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと																																																																				
	改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて																																																																				
全ての管理者		不適合管理状況		マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて																																																																					
			自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																					

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書						整合性
	07	2020年 12月1日	原子力科学研究所原子炉施設保安規定及び原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の変更認可の反映	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川	
	07	2021年 3月30日	TCA廃止措置に伴い、組織体制図の変更を行う。 ・「図5.5.1」 ・記載の適正化	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川	

20. S T A C Y施設の変更に係る設計及び工事の計画の分割申請
の理由に関する説明書

添付書類 IV-20 S T A C Y施設の変更に係る設計及び工事の計画の分割申請
の理由に関する説明書

空白頁

添付書類

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

STACYの更新に係る申請は、設計の範囲、工事の時期等を勘案して表1に示すとおり、STACYの更新第1回から第4回、棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等、ウラン棒状燃料の製作、実験棟Aの耐震改修、TRACY施設との系統隔離措置に分割して行う。本申請は、STACY（定常臨界実験装置）施設の更新に係る施設のうち、炉心関連設備以外の施設である核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設について、改造工事の工程上分割して申請するものである。

また、「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」により新たに設計及び工事の方法の認可申請対象となる（溶液系STACYの運転停止に伴う設計条件の変更があるものを含む。）放射性廃棄物の廃棄施設及びその他試験研究用等原子炉の附属施設についても分割して申請する。

なお、今回の申請をもって、STACYの更新に係る設計及び工事の方法の分割申請を終了する。

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

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

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

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

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

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

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

空白頁