

7-1. 原子炉施設 [H T T R (高温工学試験研究炉)]
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

(分割申請の理由)

原子炉施設〔HTTR(高温工学試験研究炉)〕の設計及び工事の計画の認可申請は、表 1 に示す項目を予定しているが、工事に要する期間等を考慮し、分割して行う。本申請では、「排気筒(外部火災に対する健全性評価)」、「防火帯」、「原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(外部火災に対する健全性評価)」、「原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)」、「避雷針」、「火災対策機器(火災感知器、消火器、消火栓等)」及び「全交流動力電源喪失時の対応機器(可搬型計器・可搬型発電機等)」について申請するものである。

表1 H T T R(高温工学試験研究炉)設工認申請対象の施設区分、項目及び分割申請(1/2)*1

施設区分		項目	分割申請回数	今回申請等	備考
設工認申請	設置許可申請				
イ 原子炉本体	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造 制御棒案内ブロック、原子炉压力容器、炉内構造物等の構造(耐震性)	第4回		評価
ロ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造 新燃料貯蔵設備、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備等の構造(耐震性・波及的影響)			
	二 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	(2)核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 使用済燃料貯蔵設備の警報回路			
ハ 原子炉冷却系統施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造 中間熱交換器、1次ヘリウム循環機、補助冷却設備等の構造(耐震性)	第4回		評価
ニ 計測制御系統施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造 原子炉計装、制御棒、後備停止系駆動装置等の構造(耐震性)			
ホ 放射性廃棄物の廃棄施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造 排気筒の構造(耐震性・波及的影響)			
	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 排気筒(外部火災に対する健全性評価)	第2回	○	既設
		(3)固体廃棄物の廃棄設備 保管廃棄施設	第4回		既設
ヘ 放射線管理施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造 作業環境モニタリング設備の構造(耐震性)	第4回		評価
	チ 放射線管理施設の構造及び設備	(2)屋外管理用の主要な設備の種類 固定モニタリング設備のデータ送信システムの多様化	第1回		改造
ト 原子炉格納施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造 原子炉格納容器、原子炉格納容器附属設備等の構造(耐震性・波及的影響)	第4回		評価

表1 H T T R(高温工学試験研究炉)設工認申請対象の施設区分、項目及び分割申請(2/2)^{※1}

チ その他 試験研究用 等原子炉の 附属施設	ロ 試験研究用 等原子炉施設の 一般構造	(1)耐震構造	プラント補助施設、建家・構築物等の構造(耐震性・波及的影響)	第4回		評価
		(3)その他の主要な構造	原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(外部火災に対する健全性評価)	第2回	○	評価
			原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)	第2回	○	評価
			防火帯	第2回	○	新設
			火災対策機器(火災感知器、消火器、消火栓等)	第2回	○	既設 新設
			安全避難通路等	第1回		既設
			通信連絡設備等	第3回		既設
			溢水対策機器(漏水検知器等)	第4回		既設
			避雷針	第2回	○	既設
			全交流動力電源喪失時の対応機器(可搬型計器・可搬型発電機等)	第2回	○	既設 新設
又 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	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策機器(消防自動車・ホース、可搬型計器・可搬型発電機等)	第4回		既設 新設	

※1：今後の進捗に応じて、項目や分割内容を変更する可能性がある。

7-2. 原子炉施設 [H T T R (高温工学試験研究炉)]

の変更に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性説明の要否について

本申請にあたり、原子炉施設〔HTTR(高温工学試験研究炉)〕の変更に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性説明の要否を取りまとめた整理表を別表に示す。

別表

Table with columns for 'イ. 原子炉本体' (Nuclear Reactor Core), 'ロ. 核燃料物質の取扱施設' (Nuclear Fuel Handling Facilities), and 'ハ. 原子炉冷却系施設' (Nuclear Reactor Cooling System Facilities). It includes various equipment categories like '燃料容器', '炉内構造物', '核燃料物質貯蔵設備', and '冷却設備' with status indicators (X, O, △, ●, ○).

○ 当該設備の要求事項に適合すべき設備でないことを示す。
● 当該設備の要求事項に適合すべき設備であり、適合性を要することを示す。
△ 当該設備の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設からの変更は、既設をそのまま使用するため適合性を要することを示す。
○ 新規要求事項であるが、過去の設計申請で要求事項を満たしているとの説明がなされていることを示す。
× 当該設備の要求事項に適合すべき設備でない適合性を要しないことを示す。

8-1. 設計及び工事の計画に係る「国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構大洗研究所(北地区)原
子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する
説明書

設計及び工事の計画に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(北地区)原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>ロ．試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>（3） その他の主要な構造</p> <p>（i）原子炉施設は、（1）耐震構造、（2）耐津波構造に加え、次の基本方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a.（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>安全施設は、原子炉施設敷地で予想される自然現象（洪水・降水、風（台風）、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として原子炉施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせる。</p> <p>また、安全施設は、敷地及びその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）に対して安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対しては、必要に応じて設備と運用による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 安全設計の基本方針</p> <p>1.1.1.4 外部からの衝撃</p> <p>安全施設は、原子炉施設敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮した設計とする。</p> <p>上記に加え、重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮した設計とする。</p> <p>さらに、安全施設は、原子炉施設敷地内又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.10 外部火災防護</p> <p>1.10.1 外部火災防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、想定される外部火災の発生を想定しても、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。外部火災から防護する安全施設は、「1.2 安全機能の重要度分類」に示すクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。このうち、第1.3.1表に示す重要安全施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵設備を内包する使用済燃料貯蔵建家並びに冷却塔及び排気筒については、外部火災に対して外殻のコンクリート表面温度を評価し、防火帯を設けること等によりコンクリート表面温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>固定モニタリング設備については、代替措置を講じることによって安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>コンクリート表面温度の評価に当たっては、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（以下「外部火災評価ガイド」という。）(1)を参考にする。外部火災としては、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災を想定する。</p> <p>火災発生時には、発見者が大洗研究所通報連絡系統に従って、公設消防、連絡責任者等に連絡するとともに、日中は従業員により編成する自衛消防隊、休日・夜間は常駐消防班により消火活動を行う。</p>	<p>【第2編 外部火災に対する健全性評価】</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 外部火災</p> <p>大洗研究所（以下「大洗研」という。）敷地外の森林火災が原子炉施設に迫った場合について、原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>大洗研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については、評価の結果、原子炉施設の安全性に影響を与える施設は存在しないため、影響を考慮する必要はない。</p> <p>大洗研敷地内の危険物貯蔵施設屋外タンクについては、その火災に対して評価し、原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない十分な離隔距離を確保した設計とする。</p> <p>大洗研敷地内の高圧ガス貯蔵設備については、その爆発に対して危険限界距離を評価し、原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない十分な離隔距離を確保した設計とする。</p> <p>大洗研の敷地への航空機墜落により発生する火災に対しては、落下確率から算出される標的面積及び離隔距離から、原子炉施設に熱影響がない設計とする。</p> <p>また、これらの単一の外部火災だけでなく、森林火災と航空機墜落による火災の重畳及び危険物貯蔵施設屋外タンクと航空機墜落による火災の重畳に対して評価し、原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>上記の火災に対して、固定モニタリング設備については、代替措置を講ずることによって安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>(1) 外部火災</p> <p>本施設で想定される外部火災として森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発、航空機墜落による火災、森林火災と航空機墜落による火災の重畳及び危険物貯蔵施設屋外タンクと航空機墜落による火災の重畳に対して、外殻のコンクリート表面温度が許容温度を満足する危険距離以上を確保し、爆風圧が規定値を下回る危険限界距離以上を確保することにより、防護対象構築物の構造健全性を確保する設計であること。</p> <p>【2-1. 排気筒、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造（外部火災に対する健全性評価）に関する説明書】</p> <p>1. 森林火災による影響評価</p> <p>本評価は、原子炉施設敷地外で発生する森林火災に対して、火災がHTTR原子炉施設に迫った場合でも、安全施設に影響を及ぼさないことを評価するものである。</p> <p>2. 石油コンビナート等の火災・爆発による影響評価</p> <p>本評価は、原子炉施設敷地外で発生する石油コンビナート等の火災やガス爆発が、HTTR原子炉施設に隣接する地域で起こった場合でも、安全施設に影響を及ぼさないことを評価するものである。</p> <p>3. 敷地内の危険物貯蔵所等の火災・爆発による影響評価</p> <p>本評価は、原子炉施設敷地内で発生する危険物貯蔵所等の火災・爆発が、HTTR原子炉施設の安全施設に影響を及ぼさないことを評価するものである。</p>	<p>設計条件は、設置変更許可申請書の基本方針を具体化しており整合している。</p> <p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>4. 航空機墜落で発生する火災による影響評価 本評価は、原子炉施設敷地内への航空機墜落で発生する火災がH T T R原子炉施設の安全施設に影響を及ぼさないことを評価するものである。</p>	
	<p>1.10.2 外部火災に対する設計方針 (1) 森林火災 森林火災に対して、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。森林火災の評価に当たっては以下の項目を考慮して行う。なお、敷地内で火災が発生した場合は、公設消防隊による消火活動の他、自衛消防隊が出動し、散水等の延焼防止措置を行う。 a. 森林火災の想定 森林火災として、敷地外 10km(原子炉施設からの距離)以内に発火点を設定し、原子炉施設に迫る火災を考慮した評価を実施する。 評価に当たっては、外部火災評価ガイドにおいて推奨されている森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)で使用されている計算式を使用する。 (a) 森林の植生を把握するため、植生図を参考とし、ウォークダウンにより、樹種や生育状況について調査する。 (b) 風向及び風速は、過去 10 年間(2004 年～2013 年)の水戸気象台の気象観測データを調査して設定する。 (c) 発火点は、卓越風向と敷地内外の植生の分布を考慮して設定する。</p>	<p>1.1 影響評価 1.1.2 評価内容 (1) 火災の想定 a. 発火点は、H T T R原子炉施設から直線距離 10km 間で設定する。 b. 人為的行為に起因するものとする。 c. 風向は、水戸気象台の観測データ(2004～2013 年)で記録された風向データとする。 d. 火災はH T T R原子炉施設に向かうものとする。 (2) 発火点の考え方 a. 原子炉施設敷地周囲 10km 圏内は、東に太平洋、北に澗沼川、北西に澗沼があり、南から西の方面は耕地となっている。大洗研究所周辺には国有林等の広大な森林はなく、大規模な森林火災は発生しないと考える。 b. 大洗研究所敷地境界に沿って道路が敷設されており、発火点は、道路沿いでの人為的行為を想定する。 c. 風向データの卓越風向から、北東、南東及び南西方面を想定する(第 1.1 図)。 (3) 延焼の考え方 a. 大洗研究所敷地周辺の道路沿いで発生した火災が大洗研究所内の植生に延焼することを想定する。 1.1.3 評価方法 (1) 概要 a. 外部火災評価ガイドで推奨されている森林火災シミュレーション解析コード(以下「FARSITE」という。)で使用されている評価式(2)を用いて評価を行う。 d. H T T R原子炉施設周辺の植生、地形については、植生図、国土地理院地形図を参考にするとともに、実際の樹種や生育状況について実地調査を行う。 (2) 地形・植生・気象データ b. 資料、実地調査を行った結果、スギが主な植生であることを確認した(第 1.2 図)。 c. 風速は、水戸気象台の観測データ(2004～2013 年)を調査し、最大風速(10 分間平均値、測定高さ約 15m)である 17.4 m/s(2013 年)を採用した。</p>	<p>評価内容及び評価方法は、設置変更許可書の記載内容と整合している。</p>
	<p>b. 外殻のコンクリートの熱影響評価 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は、許容温度 200℃(火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度)以下とすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>1.2 評価結果 (1) 原子炉建家 原子炉建家外壁コンクリート表面温度を評価した結果、137℃となり許容温度 200℃以下であることを確認した(第 1.6 表)。 (2) 使用済燃料貯蔵建家 使用済燃料貯蔵建家外壁コンクリート表面温度を評価した結果、138℃となり許容温度 200℃以下であることを確認した。 (3) 冷却塔 冷却塔外壁コンクリート表面温度を評価した結果、135℃となり許容温度 200℃以下であることを確認した</p>	<p>評価結果は、許容温度を満足しており、設置変更許可書の記載内容と整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		(4) 排気筒 排気筒の外殻のコンクリート表面温度を評価した結果、112℃となり許容温度 200℃以下であることを確認した。	
	<p>c. 防火帯の設定</p> <p>原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の周囲に幅 9.5m の防火帯を確保することにより、延焼による安全施設の安全機能を損なわない設計とする。外部火災評価ガイドを参考に、必要な防火帯幅及び延焼防止に必要な距離である危険距離(外殻のコンクリート表面温度が許容温度(200℃)を超える距離)を算出し、防火帯の外縁(火炎側)までの距離を、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の危険距離を上回るように設定する。</p> <p>防火帯では、原則として、駐車を禁止するとともに可燃物を置かないよう管理し、工事や物品の搬出入等に伴い、やむをえず防火帯に停車する必要がある場合や一時的に可燃物を置く必要がある場合についても、長時間の停車や仮置を禁止するとともに速やかに車両や物品を移動できるよう人員を配置する等の運用上の措置を講じる。</p>	<p>【第1編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち防火帯】</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>外部火災対策として防火帯を設ける。</p> <p>防火帯とは、防災上設けられる、可燃物がない、延焼被害を食い止めるための帯状の地域である。</p> <p>防火帯は、想定される外部火災として森林火災、森林火災と航空機墜落による火災の重畳に対して原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒への延焼防止のために設定する。防火帯幅は、延焼防止に必要な長さを有するものとし、設定する位置は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒から防火帯の外縁(火炎側)までの距離が、それぞれ対象となる設備の危険距離(外殻のコンクリート表面温度が 200℃となる距離)を上回るものとする。</p> <p>防火帯幅及び危険距離は、排気筒(外部火災に対する健全性評価)及び原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(外部火災に対する健全性評価)に関する説明書の評価結果とする。評価結果より、防火帯幅は 9.5m、危険距離は第1表に示す設計とする。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>防火帯を設定する位置を第1図に示す。防火帯は、幅 9.5m とし、可燃物が無く、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒を取り囲むように帯状に設定する。また、防火帯幅の評価条件を満足するため、防火帯の外縁(火炎側)から 20m の範囲には、樹木がないものとする。</p> <p>また、防火帯には、原則として、可燃物を置かない運用とすること及び防火帯外縁 20m についても、樹木がないようにすることを原子炉施設保安規定に定めて管理する。</p> <div data-bbox="1774 1186 2418 1795" data-label="Diagram"> <p>The diagram shows a site plan with a central reactor building (原子炉建家) and a spent fuel storage building (使用済燃料貯蔵建家). A cooling tower (冷却塔) and an exhaust stack (排気筒) are also present. A red hatched area represents the fire belt (防火帯) with a width of 9.5m. A green shaded area represents a tree-free zone (樹木がない範囲) with a width of 20m. Hazard distances (危険距離) are indicated by double-headed arrows: 45m from the exhaust stack, 42m from the reactor building, and 32m from the spent fuel storage building. A north arrow is located in the upper right corner.</p> <p>Legend: 防火帯(幅9.5m) 樹木がない範囲(幅20m) 防護対象設備 危険距離</p> </div> <p>第1図 防火帯の設定位置</p>	<p>防火帯の設定に係る評価、設計条件及び設計仕様は、設置変更許可書の記載内容と整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>【2-1. 排気筒、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(外部火災に対する健全性評価)に関する説明書】</p> <p>(5) 防火帯 火線強度を評価した結果、9,871 kW/mであることを確認した。Alexander and Fogarty の手法により、風上に樹木がない場合の火線強度と最小防火帯幅の関係から、火災の防火帯突破確率 1%に最低限必要な防火帯幅は、9.5m となることを確認した(第 1.7 表)。また、危険距離を評価した結果、原子炉建家 42m、使用済燃料貯蔵建家 32m、冷却塔 45m 及び排気筒 45m であることを確認した。</p> <p>以上の結果から、防火帯は、幅 9.5m の帯状のものとし、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の危険距離を上回り、かつ、それら設備を取り囲むように設定する。また、風上に樹木がない場合の評価条件を満足するため、防火帯の外縁(火災側)から 20m の範囲には、樹木がないよう管理する。(第 1.5 図)。</p> <p>防火帯では、原則として、駐車を禁止するとともに可燃物を置かないよう管理し、工事や物品の搬出入等に伴い、やむをえず防火帯に停車する必要がある場合や一時的に可燃物を置く必要がある場合については、長時間の停車や仮置を禁止する、速やかに車両や物品を移動できるよう人員を配置する等の運用上の措置を講ずるものとする。</p>	
	<p>(2) 近隣の産業施設の火災・爆発 近隣の産業施設の火災・爆発に対して、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。外部火災評価ガイドを参考に、これらの火災・爆発に対しては、敷地外 10km(原子炉施設からの距離)以内の石油コンビナート等の火災・爆発及び敷地内の危険物貯蔵設備等の火災を考慮した評価を実施する。</p> <p>a. 石油コンビナート等の施設の影響 敷地外 10km(原子炉施設からの距離)以内の範囲において、石油コンビナート施設、LNG 基地は存在しない。 敷地外 10km(原子炉施設からの距離)以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設としては、危険物貯蔵施設屋外タンク等が存在するが、これらの施設と原子炉施設までの距離は十分あり、火災・爆発の影響を受けることはない。</p>	<p>2.2 評価結果</p> <p>(1) 石油コンビナート等 大洗研究所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設がないことを確認した。 なお、大洗研究所に近接する石油コンビナート等特別防災区域としては、鹿島臨海地区が指定されており、大洗研究所から南方約 35km にある。</p> <p>(2) 石油コンビナート施設以外の産業施設 大洗研究所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設として危険物貯蔵施設屋外タンク及び高圧ガス貯蔵設備について自治体等への情報開示請求により確認した。その結果を第 2.1 表、第 2.2 表、第 2.1 図及び第 2.2 図に示す。これらの施設の油種、数量等を確認した結果、各施設から原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒までの距離は十分あり、火災・爆発の影響を受けないことを確認した。</p>	<p>評価結果は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>
	<p>b. 敷地内の危険物貯蔵設備等の影響 敷地内に存在する危険物貯蔵施設屋外タンクの火災として、原子炉施設までの距離が最短かつ燃料量が最大である H T T R 機械棟屋外タンクの火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 敷地内に存在するナトリウム取扱施設（一般取扱施設）のナトリウム火災に対して、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 なお、敷地内に存在する高圧ガス貯蔵設備の危険限界距離は原子炉施設までの距離を十分に下回っており安全施設の安全機能を損なうおそれはない。</p>	<p>3.2 評価結果</p> <p>(1) 危険物貯蔵施設屋外タンクの火災 敷地内にある危険物貯蔵施設屋外タンクは 3 基あることを確認した(第 3.1 表、第 3.1 図)。このうち、最も容量が大きくかつ評価対象の H T T R 原子炉施設までの直線距離が最短となる H T T R 機械棟屋外タンクの火災を想定し、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度を評価した。評価に用いるパラメータは第 3.2 表のとおりである。</p> <p>原子炉建家外壁コンクリート表面温度を評価した結果、59℃となり、許容温度 200℃以下であることを確認した。</p> <p>使用済燃料貯蔵建家外壁コンクリート表面温度を評価した結果、46℃となり、許容温度 200℃以下であることを確認した。</p>	<p>評価結果は、許容温度及び危険限界距離を満足しており、設置変更許可書の記載内容と整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>冷却塔外壁コンクリート表面温度を評価した結果、76℃となり、許容温度200℃以下であることを確認した。</p> <p>排気筒の外殻のコンクリート表面温度を評価した結果、54℃となり、許容温度200℃以下であることを確認した。</p> <p>敷地内に存在するナトリウム取扱施設（一般取扱施設、保有量 350 トン、HTTR 原子炉施設からの離隔距離約 350m）でナトリウム火災が発生した場合の原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度を評価した結果、原子炉建家 43℃、使用済燃料貯蔵建家 44℃、冷却塔 42℃及び排気筒 42℃であり、許容温度 200℃以下であることを確認した。</p> <p>(2) 高圧ガス貯蔵設備の爆発 敷地内に高圧ガス貯蔵設備があることを確認した(第 3.7 表、第 3.2 図)。危険限界距離を算出し、爆発による影響を評価した結果、危険限界距離は各高圧ガス貯蔵設備から原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒までの距離を下回っており、影響を及ぼさないことを確認した。</p>	
	<p>(3) 航空機墜落による火災 航空機墜落による火災に対して、外部火災評価ガイドを参考に、航空機落下による火災について落下カテゴリごとに選定した航空機を対象に影響評価を実施し、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。また、森林火災と航空機墜落による火災の重畳及び危険物貯蔵施設屋外タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳に対して影響評価を実施し、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>4.2 評価結果</p> <p>(1) 原子炉建家 原子炉建家外壁コンクリート表面温度を評価した結果、75℃となり、許容温度 200℃以下であることを確認した。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵建家 使用済燃料貯蔵建家外壁コンクリート表面温度を評価した結果、58℃となり、許容温度 200℃以下であることを確認した。</p> <p>(3) 冷却塔 冷却塔外壁コンクリート表面温度を評価した結果、58℃となり、許容温度 200℃以下であることを確認した。</p> <p>(4) 排気筒 排気筒の外殻のコンクリート表面温度を評価した結果、56℃となり、許容温度 200℃以下であることを確認した。</p> <p>5.3 評価結果 重畳事象による原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度の評価結果を第 5.1 表に示す。 いずれの重畳事象を想定した場合でも、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は、許容温度 200℃以下であることを確認した。</p>	<p>評価結果は、許容温度を満足しており、設置変更許可書の記載内容と整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性																														
		<p style="text-align: center;">第 5.1 表 重畳事象による評価結果</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>森林火災 (°C)</th> <th>屋外タンク の火災 (°C)</th> <th>航空機墜落 による火災 (°C)</th> <th>森林・航空機 墜落による火 災の重畳 (°C)</th> <th>屋外タンク・ 航空機墜落に よる火災の重 畳 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建家</td> <td>137</td> <td>59</td> <td>75</td> <td>172</td> <td>94</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵 建家</td> <td>138</td> <td>46</td> <td>58</td> <td>156</td> <td>64</td> </tr> <tr> <td>冷却塔</td> <td>135</td> <td>76</td> <td>58</td> <td>163</td> <td>94</td> </tr> <tr> <td>排気筒</td> <td>112</td> <td>54</td> <td>56</td> <td>128</td> <td>70</td> </tr> </tbody> </table>		森林火災 (°C)	屋外タンク の火災 (°C)	航空機墜落 による火災 (°C)	森林・航空機 墜落による火 災の重畳 (°C)	屋外タンク・ 航空機墜落に よる火災の重 畳 (°C)	原子炉建家	137	59	75	172	94	使用済燃料貯蔵 建家	138	46	58	156	64	冷却塔	135	76	58	163	94	排気筒	112	54	56	128	70	
	森林火災 (°C)	屋外タンク の火災 (°C)	航空機墜落 による火災 (°C)	森林・航空機 墜落による火 災の重畳 (°C)	屋外タンク・ 航空機墜落に よる火災の重 畳 (°C)																												
原子炉建家	137	59	75	172	94																												
使用済燃料貯蔵 建家	138	46	58	156	64																												
冷却塔	135	76	58	163	94																												
排気筒	112	54	56	128	70																												
	<p>(4) 二次的影響 森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災において発生するばい煙等に対して、中央制御室系換気空調装置の外気遮断循環運転を行うことにより、中央制御室での活動性に影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>6. 二次的影響について 森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、原子炉施設敷地内で発生する危険物貯蔵所等の火災・爆発及び航空機墜落による火災において発生するばい煙等による二次的影響について、外部火災発生時の対応及びH T T R原子炉施設への影響について記載する。</p> <p>6.1 外部火災発生時の対応 原子炉施設敷地外で発生する森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、原子炉施設敷地内で発生する危険物貯蔵所等の火災・爆発及び航空機墜落による火災において発生するばい煙等に対して、中央制御室での居住者の活動性を確保するため、中央制御室系換気空調設備を閉回路循環方式に切り替えることに対応する。設備起動の手順は、H T T R運転手引にあり、運転員は手順書に従って、外気取入れダンパを閉止、排風機を停止及び循環送風機を起動すること等により閉回路循環方式に切り替える措置を講ずる。</p> <p>なお、中央制御室系換気空調装置は、設計及び工事の方法の認可を得ている設備である（4安（原規）第312号（平成4年9月30日）認可）。</p>	<p>二次的影響に対する設備の運用について、設置変更許可書の記載内容と整合している。</p>																														

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>ロ．試験研究用等原子炉施設の一般構造 (3) その他の主要な構造 (i) 原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、次の基本方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a. (外部からの衝撃による損傷の防止) 安全施設は、原子炉施設敷地で予想される自然現象（洪水・降水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として原子炉施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせる。</p> <p>また、安全施設は、敷地及びその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害) に対して安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対しては、必要に応じて設備と運用による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。</p>	<p>1. 安全設計 1.1 安全設計の方針 1.1.1 安全設計の基本方針 1.1.1.4 外部からの衝撃 安全施設は、原子炉施設敷地で想定される洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象(地震及び津波を除く。)が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮した設計とする。</p> <p>上記に加え、重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮した設計とする。</p> <p>さらに、安全施設は、原子炉施設敷地内又はその周辺において想定される飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.3 重要安全施設の設定 1.3.1 選定の基本方針 重要安全施設は、安全機能を有する安全施設のうち特に安全機能の重要度が高いものであり、試験炉設置許可基準規則第6条第2項、第12条第2項及び第28条第1項の要求事項を満たす設計とする。</p> <p>選定に当たっては、以下に示す高温工学試験研究炉の固有の安全性を考慮した安全確保のために必要な機能（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」及び「使用済燃料冷却」）を確保できるよう考慮する。</p> <p>① 原子炉の緊急停止機能 ② 放射性物質の閉じ込め機能（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統） ③ 原子炉の停止及び放射性物質の閉じ込めの状態監視に必要な監視機能 ④ 原子炉建家使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能</p> <p>なお、炉心冷却機能について、高温工学試験研究炉では、炉心の形成の維持ができれば、原子炉の固有の安全性から自然放熱により炉心の冷却が可能である。</p> <p>1.3.2 第6条に関する重要安全施設 試験炉設置許可基準規則第6条第2項に規定されている重要安全施設(以下「第6条に関する重要安全施設」という。)は、試験炉設置許可基準規則の解釈に従い、「研究炉の重要度分類の考え方」の「4.(1)自然現象に対する設計上の考慮」を参考に、次の系統を選定する。</p> <p>① クラス1 ② PS-2のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及びMS-2のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統</p> <p>上記の系統は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮する設計とする。</p>	<p>第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)</p> <p>【本文】</p> <p>3. 設計・評価 3.1 設計条件 (1) 火山事象 火山事象に対して、施設に影響を及ぼし得る火山事象は降下火砕物のみであり、火山防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm(湿潤密度 1.5g/cm³)の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象(積雪、風)の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう当該建家に堆積する降下火砕物を除去することを原子炉施設保安規定に定めて管理する。</p> <p>また、降下火砕物の影響により全交流動力電源が喪失した場合は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。この場合の対応は、第6編「全交流動力電源喪失時の対応機器」の設計による。</p> <p>3.2 評価条件 (1) 火山事象 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm(湿潤密度 1.5g/cm³)の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象(積雪、風)の荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。</p> <p>なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう当該建家に堆積する降下火砕物を除去することを原子炉施設保安規定に定めて管理することから、降下火砕物の荷重及び組み合わせ荷重を短期に生じる荷重として評価する。</p> <p>3.3 評価結果 (1) 火山事象 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm(湿潤密度 1.5g/cm³)の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象(積雪、風)の荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを確認した。</p>	<p>設計条件及び評価条件は、設置変更許可申請書の基本方針、適合のための設計方針と整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性																																									
	<p>第 6 条に関する重要安全施設を第 1.3.1 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第 1.3.1 表 第 6 条に関する重要安全施設</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">No.</th> <th style="width: 30%;">安全機能</th> <th style="width: 65%;">構築物・系統・機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>過剰反応度の印加防止</td> <td>スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>炉心の形成</td> <td>炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>放射性物質の貯蔵</td> <td>使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>1 次冷却材の内蔵</td> <td>1 次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）</td> <td>実験設備の一部</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>原子炉の緊急停止、未臨界維持</td> <td>制御棒系</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止</td> <td>1 次冷却設備の安全弁</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>原子炉停止系への起動信号の発生</td> <td>安全保護系（停止系）</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>安全上特に重要な関連機能</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>事故時のプラント状態の把握</td> <td>事故時監視計器の一部</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td rowspan="2">安全上特に重要な関連機能</td> <td>直流電源設備</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>安全保護系用交流無停電電源装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>1.9 火山事象防護 1.9.1 火山事象防護に関する基本方針 原子炉施設は、供用期間中に極めてまれであっても、その発生により原子炉施設に影響を与える火山事象として「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山評価ガイド」という。）⁽¹⁾を参考に想定した火山事象に対して原子炉の安全性を損なわない設計とする。想定する火山事象に対しては、設備と運用による対策を組合せ、安全確保上重要な原子炉の「停止」、「冷却」、「閉じ込め」及び「使用済燃料冷却」機能を損なわない設計とする。 このため、火山事象に対して防護する安全機能として、高温工学試験研究炉の特徴を考慮した原子炉の緊急停止機能、放射性物質の閉じ込め機能（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆に過度の被ばくを与える可能性のある系統）及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能を抽出する。 なお、炉心冷却機能については、原子炉の停止後は原子炉の固有の安全性により、自然</p>	No.	安全機能	構築物・系統・機器	1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系	2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ	3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物	4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック	5	1 次冷却材の内蔵	1 次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）	6	実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部	7	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系	8	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1 次冷却設備の安全弁	9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）	10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備	13	安全保護系用交流無停電電源装置	<p>【添付書類】</p> <p>3-1. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造（火山及び竜巻に対する健全性評価）のうち火山に関する説明書</p> <p>2.3 評価方針 火山事象に対して防護する安全機能は、高温工学試験研究炉の固有の安全性を考慮した、原子炉の緊急停止機能、放射性物質の閉じ込め機能（以下「原子炉冷却材圧力バウンダリ」という。）及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能とし、「安全機能の重要度分類」に示すクラス 1 及びクラス 2 に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有する施設を火山事象から防護する施設（以下「火山防護施設」という。）として抽出した。第 2.1 表に火山防護施設を示す。 火山事象に対して、施設に影響を及ぼし得る火山事象は降下火砕物のみであり、火山防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。この為、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が降下火砕物に対して構造強度を有するものであることを評価する。 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の降下火砕物に対する建家の構造強度の評価は、想定する降下火砕物の荷重に加えて、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重（以下「降下火砕物等の荷重」という。）を建家に作用させ、評価対象部位に作用する応力等が許容限界に収まることを確認する。 なお、屋根部材の評価においては、許容応力度の比を用いた簡易評価で降下火砕物等の荷重に耐えられるか確認し、不可となる部位について応力解析による詳細評価を行う。 また、降下火砕物の除去に係る手順を定め、降下火砕物を屋根から除去することにより長期に荷重を掛け続けない対応を図ることから、降下火砕物等の荷重を短期に生じる荷重として評価する。評価のフローを第 2.6 図に示す。</p> <div style="text-align: center;"> <pre> graph TD Start[評価開始] --> Selection[評価対象部位の選定] Selection --> Load[荷重及び荷重の組合せの設定] Load --> Simplified[許容応力度の比を用いた屋根部材の評価 (簡易評価)] Load --> Seismicity[耐震性の評価] Simplified -- 可 --> End[Evaluation Completed] Simplified -- 不可 --> Detailed[応力解析による屋根部材の評価(詳細評価) ・原子炉建家のうち最上部(I.P. 80.7m)の屋根 ・使用済燃料貯蔵建家の屋根 ・原子炉建家の屋根] Detailed --> End Seismicity --> End </pre> </div> <p style="text-align: center;">第 2.6 図 評価フロー</p>	<p>評価方針、評価内容、及び評価結果は、設置変更許可申請書の記載内容を具体化しており整合している。</p>
No.	安全機能	構築物・系統・機器																																										
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系																																										
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ																																										
3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物																																										
4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック																																										
5	1 次冷却材の内蔵	1 次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）																																										
6	実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部																																										
7	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系																																										
8	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1 次冷却設備の安全弁																																										
9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）																																										
10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室																																										
11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部																																										
12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備																																										
13		安全保護系用交流無停電電源装置																																										

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>放熱による炉心の冷却が可能であること、及び使用済燃料の冷却機能については、冷却機能が喪失しても十分な時間的余裕をもって貯蔵機能が維持できることから防護する安全機能として抽出しない。</p> <p>火山事象から防護する施設（以下「火山防護施設」という。）は、「第 1. 2 安全機能の重要度分類」に示すクラス 1 及びクラス 2 に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有するものとして第 1. 3. 1 表に示す重要安全施設並びに使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル及び貯蔵ラックを選定し、火山事象の影響を評価し、安全機能を損なわない設計とする。評価に当たっては、火山防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を対象とする。</p> <p>火山事象に対しては、火山の噴火及び降灰予報に係る情報を気象庁の発表等により入手し、火山の噴火情報を確認し降灰予報による降灰の到達範囲に敷地が含まれる場合には、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに、停止後の状態及び使用済燃料の冷却の状態を監視する。これらの状態の監視に必要な電源は、火山防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とし、さらに蓄電池の枯渇後（60 分以降）は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、商用電源が復旧するまでの間、必要な監視を継続して行う。</p> <p>火山防護施設以外のクラス 2 及びクラス 3 に属する構築物、系統及び機器は、火山による損傷を受けたとしても原子炉は安全に停止・維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵は確保できることから、火山事象による影響を評価する対象とせず、代替措置や修復等の対応により必要な機能を確保する。</p> <p>1.9.2 火山事象の影響に対する設計方針</p> <p>火山評価ガイド⁽¹⁾を参考に将来の活動可能性が否定できない火山について、原子炉施設に影響を及ぼし得る火山事象を抽出した結果、該当する火山事象は降下火砕物のみである。</p> <p>火山防護施設は、降下火砕物による影響に対して、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm（湿潤密度 1.5g/cm³）の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。なお、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、降下火砕物による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しない。</p> <p>降下火砕物により施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉の停止、換気系の停止、建家屋根に堆積した降下火砕物の除去作業等の必要な措置を行う。また、降下火砕物により商用電源が喪失し、さらに、非常用発電機による給電も期待できない場合は、直流電源設備の蓄電池による電源供給により、原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。さらに、蓄電池の枯渇後（60 分以降）は、商用電源が復旧するまでの間、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じる。可搬型計器、ケーブル等は外殻として防護する原子炉建家内の 2 箇所に各 1 式を分散して保管する。また、可搬型発電機は原子炉建家外の 2 箇所に各 1 式を分散して保管し、降下火砕物により施設に影響が及ぶ前に原子炉建家内に搬入する。これらのことにより、監視に必要な資機材を降下火砕物の影響から防護する。</p> <p>1.9.3 参考文献</p> <p>(1)「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（平成 25 年 6 月 原子力規制委員会）</p>	<p>評価結果の詳細は、添付「3-1. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造（外部事象に対する健全性評価（火山事象））に関する説明書」を参照</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震及び津波以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。</p> <p>(6) 火山の影響</p> <p>火山防護施設は、降下火砕物による影響に対して、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm（湿潤密度 1.5g/cm³）の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。また、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計基準事故時荷重と降下火砕物との組合せは考慮しない。</p> <p>降下火砕物により施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉の停止、換気系の停止、建家屋根に堆積した降下火砕物の除去作業等の必要な措置を行う。</p> <p>2 について</p> <p>原子炉施設のうち、次に示す重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせる設計とする。</p> <p>(1) クラス 1</p> <p>(2) PS-2 のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及び MS-2 のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統</p> <p>重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、第 1 項において選定した自然現象に含まれる。HTTR では、重要安全施設は全て原子炉建家内に内包されており、自然現象に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。</p> <p>このことから、自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p>		

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>【本文（別冊3）】</p> <p>ロ．試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>（3） その他の主要な構造</p> <p>（i）原子炉施設は、（1）耐震構造、（2）耐津波構造に加え、次の基本方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a.（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>安全施設は、原子炉施設敷地で予想される自然現象（洪水・降水、風（台風）、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として原子炉施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>【添付書類八】</p> <p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 安全設計の基本方針</p> <p>1.1.1.4 外部からの衝撃</p> <p>安全施設は、原子炉施設敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮した設計とする。</p> <p>上記に加え、重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮した設計とする。</p> <p>さらに、安全施設は、原子炉施設敷地内又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>【第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造（火山及び竜巻に対する健全性評価）】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>（2）竜巻</p> <p>竜巻に対して、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻（最大風速 100m/s）の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物（鋼製材（135kg、4.2m×0.3m×0.2m）及び鋼製パイプ（8.4kg、2m×φ0.05m））による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。</p> <p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、サイズや剛性を考慮し、飛来物とならないように、竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、撤去、固縛、固定を行う設計とする。</p> <p>車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定め管理する。</p> <p>また、竜巻の影響により全交流動力電源が喪失した場合は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。この場合の対応は、第6編「全交流動力電源喪失時の対応機器」の設計による。</p> <p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造（火山及び竜巻に対する健全性評価）のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>1. 概要</p> <p>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」第八条（外部からの衝撃による損傷の防止）のうち竜巻事象について、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計であることを評価するものである。</p>	<p>設計条件は、設置変更許可申請書の基本方針を具体化しており整合している。また、影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>
<p>上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせる。</p>	<p>1.3 重要安全施設の設定</p> <p>1.3.1 選定の基本方針</p> <p>重要安全施設は、安全機能を有する安全施設のうち特に安全機能の重要度が高いものであり、試験炉設置許可基準規則第6条第2項、第12条第2項及び第28条第1項の要求事項を満たす設計とする。</p> <p>選定に当たっては、以下に示す高温工学試験研究炉の固有の安全性を考慮した安全確保のために必要な機能（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」及び「使用済燃料冷却」）を確保できるよう考慮する。</p> <p>① 原子炉の緊急停止機能</p> <p>② 放射性物質の閉じ込め機能（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統）</p> <p>③ 原子炉の停止及び放射性物質の閉じ込めの状態監視に必要な監視機能</p>	<p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造（火山及び竜巻に対する健全性評価）のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>3. 評価条件</p> <p>3.1 評価対象施設の抽出</p> <p>3.1.1 竜巻防護施設の抽出</p> <p>竜巻に対して防護する安全機能は、高温工学試験研究炉の固有の安全性を考慮した、原子炉の緊急停止機能及び放射性物質の閉じ込め機能（以下「原子炉冷却材圧力バウンダリ」という。）及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能とし、「安全機能の重要度分類」に示すクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有する施設を竜巻から防護する施設（以下「竜巻防護施設」という。）として抽出した。第3.1表に竜巻防護施設を示す。</p>	<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性																																																																						
<p>また、安全施設は、敷地及びその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）に対して安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対しては、必要に応じて設備と運用による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。</p>	<p>④ 原子炉建家使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能</p> <p>なお、炉心冷却機能について、高温工学試験研究炉では、炉心の形成の維持ができれば、原子炉の固有の安全性から自然放熱により炉心の冷却が可能である。</p> <p>1.3.2 第6条に関する重要安全施設</p> <p>試験炉設置許可基準規則第6条第2項に規定されている重要安全施設（以下「第6条に関する重要安全施設」という。）は、試験炉設置許可基準規則の解釈に従い、「研究炉の重要度分類の考え方」の「4. (1) 自然現象に対する設計上の考慮」を参考に、次の系統を選定する。</p> <p>① クラス1</p> <p>② PS-2のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及びMS-2のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統</p> <p>上記の系統は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮する設計とする。</p> <p>第6条に関する重要安全施設を第1.3.1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1.3.1表 第6条に関する重要安全施設</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">No.</th> <th style="width: 30%;">安全機能</th> <th style="width: 65%;">構築物・系統・機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>過剰反応度の印加防止</td> <td>スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>炉心の形成</td> <td>炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>放射性物質の貯蔵</td> <td>使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>1次冷却材の内蔵</td> <td>1次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）</td> <td>実験設備の一部</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>原子炉の緊急停止、未臨界維持</td> <td>制御棒系</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止</td> <td>1次冷却設備の安全弁</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>原子炉停止系への起動信号の発生</td> <td>安全保護系（停止系）</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>安全上特に重要な関連機能</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>事故時のプラント状態の把握</td> <td>事故時監視計器の一部</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td rowspan="2">安全上特に重要な関連機能</td> <td>直流電源設備</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>安全保護系用交流無停電電源装置</td> </tr> </tbody> </table>	No.	安全機能	構築物・系統・機器	1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系	2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ	3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物	4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック	5	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）	6	実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部	7	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系	8	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁	9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）	10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備	13	安全保護系用交流無停電電源装置	<p style="text-align: center;">第3.1表 竜巻防護施設</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">竜巻防護施設を内包する建家</th> <th style="width: 35%;">安全機能</th> <th style="width: 50%;">構築物・系統・機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉建家</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系</td> </tr> <tr> <td>過剰反応度の印加防止</td> <td>スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ</td> </tr> <tr> <td>炉心の形成</td> <td>炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物</td> </tr> <tr> <td>放射性物質の貯蔵</td> <td>使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック、貯蔵プール</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材の内蔵</td> <td>1次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）</td> </tr> <tr> <td>実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）</td> <td>実験設備の一部</td> </tr> <tr> <td>原子炉の緊急停止、未臨界維持</td> <td>制御棒系</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止</td> <td>1次冷却設備の安全弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止系への起動信号の発生</td> <td>安全保護系（停止系）</td> </tr> <tr> <td>安全上特に重要な関連機能</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">使用済燃料貯蔵建家</td> <td rowspan="3">放射性物質の貯蔵</td> <td>事故時のプラント状態の把握</td> </tr> <tr> <td>事故時監視計器の一部</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置</td> </tr> </tbody> </table>	竜巻防護施設を内包する建家	安全機能	構築物・系統・機器	原子炉建家	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック、貯蔵プール	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）	実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	使用済燃料貯蔵建家	放射性物質の貯蔵	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置	
No.	安全機能	構築物・系統・機器																																																																							
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系																																																																							
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ																																																																							
3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物																																																																							
4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック																																																																							
5	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）																																																																							
6	実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部																																																																							
7	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系																																																																							
8	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁																																																																							
9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）																																																																							
10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室																																																																							
11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部																																																																							
12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備																																																																							
13		安全保護系用交流無停電電源装置																																																																							
竜巻防護施設を内包する建家	安全機能	構築物・系統・機器																																																																							
原子炉建家	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系																																																																							
	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ																																																																							
	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物																																																																							
	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック、貯蔵プール																																																																							
	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）																																																																							
	実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部																																																																							
	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系																																																																							
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁																																																																							
	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）																																																																							
	安全上特に重要な関連機能	中央制御室																																																																							
使用済燃料貯蔵建家	放射性物質の貯蔵	事故時のプラント状態の把握																																																																							
		事故時監視計器の一部																																																																							
		直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置																																																																							

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>1.8 竜巻防護</p> <p>1.8.1 竜巻防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、供用期間中に極めてまれであっても、その発生により原子炉施設に影響を与える竜巻として「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（以下「竜巻評価ガイド」という。）(1)を参考に想定した竜巻に対して原子炉の安全性を損なわない設計とする。想定する竜巻に対しては、設備と運用による対策を組み合わせ、安全確保上重要な原子炉の「停止」、「冷却」、「閉じ込め」及び「使用済燃料冷却」機能を損なわない設計とする。</p>	<p>【第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻に対して、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。</p> <p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、サイズや剛性にに基づき、飛来物とならないように、竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、撤去、固縛、固定を行う設計とする。</p> <p>車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定め管理する。</p> <p>また、竜巻の影響により全交流動力電源が喪失した場合は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。この場合の対応は、第6編「全交流動力電源喪失時の対応機器」の設計による。</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻防護施設は全て原子炉建家内に内包されており、竜巻に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。このことから、設計基準事故時に生じる応力と設計竜巻は組み合わせないものとする。また、竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻は組み合わせないものとする。</p> <p>したがって、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価により確認する。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けないことを評価により確認する。</p> <p>なお、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、本申請では離隔又は撤去の対策を講ずることとしており、固縛又は固定を行うものはない。また、車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保</p>	<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>安規定に定めて管理することから、車両による影響はないものとして評価する。</p> <p>3.3 評価結果 (2) 竜巻 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを確認した。また、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価により確認した。 また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けないことを評価により確認した。</p> <p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>2. 一般事項 2.3 評価方針 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び排気筒を竜巻及びその随伴事象に対する構造強度の評価対象として抽出し、これら施設について、「原子力発電所の竜巻影響ガイド」⁽¹⁾(以下「竜巻ガイド」という。)を参考にして、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重を設定し、考慮すべき設計荷重に対して構造健全性評価を行い、安全機能が維持されていることを確認する。第2.7図に竜巻影響評価の基本フローを示す。</p> <p>3. 評価条件 3.1 評価対象施設の抽出 3.1.2 竜巻影響評価を行う対象施設の抽出 竜巻影響評価を行う評価対象施設を①竜巻防護施設、②竜巻防護施設の外殻となる施設及び③竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の各区分から抽出した。 抽出の結果、竜巻防護施設の外殻となる施設として原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として排気筒をそれぞれ抽出した。</p> <p>3.2 評価対象施設の評価 竜巻防護施設の外殻となる施設として原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家並びに竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として排気筒を評価対象とする。 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家については、設計竜巻に対し、構造健全性を評価することにより、内包する竜巻防護施設が影響を受けないことを確認する。壁や屋根などに損傷が生じる場合は、損傷による竜巻防護施設への影響が無いことを確認する。第3.4図に竜巻防護施設の外殻となる施設の評価フローを示す。 排気筒については、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼさないことを確認する。</p> <p>3.3 設計荷重の設定 3.3.1 評価に用いる設計竜巻の特性値の設定 設計竜巻の最大風速は、国内最大級 F3 クラスの発生実績から最大風速 92m/s に余裕を考慮して 100m/s を用いる。</p> <p>3.3.2 設計竜巻荷重の設定 設計竜巻の最大風速(V_D)等に基づき、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>を以下のとおり設定する。</p> <p>(1) 設計竜巻による風圧力の設定 (2) 設計竜巻における気圧差による荷重の設定 (3) 設計飛来物及び設計飛来物による衝撃荷重 (4) 衝撃荷重の設定について</p> <p>3.3.3 その他の組合せ荷重の設定 評価対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重、その他竜巻以外の自然現象による荷重及び設計基準事故時荷重について、設計竜巻荷重と組合せを以下のように考慮した。 (1) 常時作用する荷重、運転時荷重 (2) その他竜巻以外の自然現象による荷重 (3) 設計基準事故時荷重</p> <p>3.4 評価対象施設の評価部位について 評価対象施設の評価に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(W_w)、気圧差による荷重(W_p)、及び設計飛来物による衝撃荷重(W_m)を組合せた複合荷重とし、以下の式⁽¹⁾により算定する。 (1) 構造健全性の評価 (2) 部位による評価 (3) 開口部の評価 (4) 排気筒の評価</p> <p>3.5 使用材料 使用材料、許容応力度及び材料定数を第3.7表～第3.10表に示す。</p> <p>3.6 評価方法</p> <p>3.6.1 竜巻防護施設の外殻となる施設に対する評価 竜巻防護施設の外殻となる施設について、設計荷重に対して竜巻防護施設に影響しないことを確認する。 (1) 設計荷重に対する構造健全性の評価 (2) 天井が飛来物とならないことの確認 (3) 設計飛来物の衝突に対する評価 (4) 開口部の評価</p> <p>3.6.2 波及的影響を及ぼす可能性のある施設に対する評価 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設である排気筒について、設計竜巻荷重によって、排気筒が倒壊しないことを確認する。設計竜巻による複合荷重により生じる層せん断力が、排気筒の評価基準値を下回ることを確認する。 評価基準値は、「鋼構造設計規準—許容応力度設計法— 2005年 日本建築学会」⁽⁶⁾に基づき算出した短期許容圧縮応力度及び「鋼構造設座屈設計指針 2009年 日本建築学会」⁽¹⁶⁾に基づき算出した短期許容圧縮応力度および曲げ応力度とする。</p> <p>4. 竜巻防護施設の外殻となる施設に対する竜巻影響評価結果</p> <p>4.1 設計荷重に対する構造健全性の評価 竜巻防護施設の外殻となる施設について、設計荷重に対する構造健全性を確認する。</p> <p>4.1.1 竜巻防護施設の外殻となる施設の受圧面積 竜巻防護施設の外殻となる施設の受圧面積を以下に示す。受圧面積について、地震応答</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>解析モデルにおける質点とその直上の質点との中間高さから、質点とその直下の質点との中間高さまでの領域をその質点における受圧面積とした。受圧面積はパラペットを考慮した。</p> <p>なお、風圧力による荷重の算定における受圧面積は、東西・南北方向とした。</p> <p>4.1.2 原子炉建家の評価 竜巻防護施設の外殻となる施設のうち原子炉建家について、設計竜巻による複合荷重により生じる層せん断力が、評価基準値を上回らないことを確認した。</p> <p>4.1.3 使用済燃料貯蔵建家の評価 竜巻防護施設の外殻となる施設のうち使用済燃料貯蔵建家について、設計竜巻による複合荷重により生じる層せん断力が、評価基準値を上回らないことを確認した。</p> <p>4.2 屋根が飛来物とならないことの評価 設計竜巻による複合荷重によって竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブに生じる吹上荷重により、屋根スラブが飛来物とならないことを確認する。 評価方法は、設計竜巻によって竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブに生じる吹上荷重(気圧差荷重(W_p)並びに風圧力による荷重及び気圧差荷重による複合荷重($W_w+0.5W_p$))によって、屋根スラブに発生する応力が短期許容応力値を上回らないことを確認する。 なお、常時作用する荷重としては自重を考慮し、死荷重及び活荷重については考慮しない。</p> <p>4.2.1 吹上荷重の算定 設計竜巻によって竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブに生じる吹上荷重を以下に示す</p> <p>4.2.2 吹上荷重によってスラブが受ける曲げモーメント 設計竜巻によって、竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブに生じる吹上荷重により屋根スラブに発生する曲げモーメントについて、算定方法及び算定結果を(1)～(3)に示す。 (1) 屋根スラブに生じる曲げモーメントの算定方法 (2) 原子炉建家の屋根スラブに生じる曲げモーメントの算定結果 (3) 使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブに生じるモーメントの算定結果</p> <p>4.2.3 許容曲げモーメント 竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブの許容曲げモーメントについて、算定方法及び算定結果を以下に示す。 (1) 許容曲げモーメントの算定方法 (2) 原子炉建家の屋根スラブの許容曲げモーメントの算定結果 (3) 使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブの許容曲げモーメントの算定結果</p> <p>4.2.4 評価結果 竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根について、設計竜巻によって生じる吹上荷重により発生する応力が短期許容応力値を上回らないことから、屋根が飛来物にならないことを確認した。</p> <p>4.2.4.1 原子炉建家の屋根が飛来物とならないことの確認 竜巻防護施設の外殻となる施設のうち、原子炉建家の屋根スラブについて、設計竜巻によって生じる吹上荷重により発生する応力が短期許容応力値を上回らないことから、</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>屋根が飛来物にならないことを確認した。 第 4.14 表及び第 4.15 表に原子炉建家の屋根スラブの評価結果と諸元を示す。</p> <p>4.2.4.2 使用済燃料貯蔵建家の屋根が飛来物にならないことの確認 竜巻防護施設の外殻となる施設のうち、使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブについて、設計竜巻によって生じる吹上荷重により発生する応力が短期許容応力値を上回らないことから、屋根が飛来物にならないことを確認した。 第 4.16 表及び第 4.17 表に使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブの評価結果と諸元を示す。</p> <p>4.3 設計飛来物の評価 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根に設計飛来物が衝突した際に、設計飛来物によって貫通及び裏面剥離が生じないことを確認する。貫通又は裏面剥離が生じる場合は貫通した設計飛来物又は裏面剥離によって生じたコンクリート破片により、竜巻防護施設が影響を受けないことを確認する。 評価方法は、設計飛来物が衝突した際の貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さが壁面及び屋根の評価基準値を下回ることを確認する。評価基準値を上回る場合は、貫通した設計飛来物及び裏面剥離により生じたコンクリート破片の衝突に対する貫通限界厚さが区画内にある竜巻防護施設の評価基準値を下回ることを確認する。 第 4.5 図に原子炉建家の評価対象区画を、第 4.6 図に使用済燃料貯蔵建家の評価対象区画を、第 4.7 図に貫通・裏面剥離限界厚さ算出時の鋼製材衝突方向を示す。</p> <p>4.3.1 貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さ算出方法 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の鉄筋コンクリート造部に対する貫通限界厚さ及び壁面コンクリートの裏面剥離限界厚さの評価は、ミサイル評価式⁽⁸⁾を用いて行う。 (1) 貫通限界厚さの算出方法 (2) 裏面剥離限界厚さの算出方法</p> <p>4.3.2 貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さの算出結果 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根について、設計飛来物が衝突したときの貫通又は裏面剥離を生じないためのコンクリート必要厚さを第 4.18 表及び第 4.19 表に示す。飛来物は、最も衝撃荷重が大きい鋼製材を設計飛来物とする。外壁及び屋根に対する飛来物評価の諸元を第 4.20 表に示す。 (1) 原子炉建家のコンクリート必要厚さの算出結果 (2) 使用済燃料貯蔵建家のコンクリート必要厚さの算出結果</p> <p>4.3.3 設計飛来物の衝突に係る評価結果 貫通限界厚さ及び壁面コンクリートの裏面剥離限界厚さの算出に用いる飛来物は、最も衝撃荷重が大きい鋼製材を設計飛来物とする。外壁及び屋根に対する飛来物評価の諸元を第 4.18 表に示す。原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根について、貫通限界厚さ及び壁面コンクリートの裏面剥離限界厚さを第 4.19 表及び第 4.20 表に示す。 (1) 原子炉建家のコンクリートに対する算出結果 (2) 使用済燃料貯蔵建家のコンクリートに対する算出結果</p> <p>4.4 開口部の評価 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の開口部に設計飛来物が衝突した際に、設計飛来物によって開口部鋼板に貫通が生じないことを評価する。貫通が生じる場合は貫通した設計飛来物によって、竜巻防護施設が影響を受けないことを評価する。</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性												
		<p>評価方法は、貫通限界厚さが開口部鋼板の評価基準値を下回ることを確認する。評価基準値を上回る場合は、貫通した設計飛来物の貫通限界厚さが区画内にある竜巻防護施設の評価基準値を下回ることを確認する。</p> <p>第 4.9 図に貫通限界厚さ算出時の鋼製材衝突方向を示す。</p> <p>4.4.1 開口部（鋼板部分）の貫通限界厚さ計算方法 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家開口部（鋼板部分）に対する貫通限界厚さは、BRL 式⁽¹²⁾を用いて算出する。第 4.23 表に貫通限界厚さを示す。</p> <p>4.4.2 原子炉建家の開口部評価 設計飛来物の影響を考慮する原子炉建家の開口部の評価結果を第 4.24 表に示す。 一部の開口部について貫通限界厚さが鋼板厚さ上回る箇所が確認されたが、飛来物の貫通が生じる扉については、貫通が生じた部屋に竜巻防護施設が設置されていないことを確認した。 また、シャッター、ガラリについては、飛来物は板厚に関わらず貫通するものとしたが、貫通が生じた部屋に竜巻防護施設が設置されていないことを確認した。原子炉建家の開口部位置を第 4.10 図～第 4.12 図に示す。</p> <p>4.4.3 使用済燃料貯蔵建家の開口部評価 設計飛来物の影響を考慮する使用済燃料貯蔵建家の開口部の評価結果を第 4.25 表に示す。 開口部について貫通限界厚さが鋼板厚さ上回る箇所が確認されたが、仮に設計飛来物が衝突時と同じ状態で使用済燃料貯蔵ラックに衝突したとしても、貫通限界厚さが使用済燃料貯蔵ラックの上蓋の厚さより小さくなることから、竜巻防護施設に影響が無いことを確認した。使用済燃料貯蔵建家の開口部位置を第 4.13 図に示す。</p>													
	<p>このため、竜巻に対して防護する安全機能として、高温工学試験研究炉の特徴を考慮した原子炉の緊急停止機能、放射性物質の閉じ込め機能（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆に過度の被ばくを与える可能性のある系統）及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能を抽出する。</p> <p>なお、炉心冷却機能については、原子炉の停止後は原子炉の固有の安全性により、自然放熱による炉心の冷却が可能であること、及び使用済燃料の冷却機能については、冷却機能が喪失しても十分な時間的余裕をもって貯蔵機能が維持できることから防護する安全機能として抽出しない。</p>	<p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造（火山及び竜巻に対する健全性評価）のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>3. 評価条件</p> <p>3.1 評価対象施設の抽出</p> <p>3.1.1 竜巻防護施設の抽出 竜巻に対して防護する安全機能は、高温工学試験研究炉の固有の安全性を考慮した、原子炉の緊急停止機能及び放射性物質の閉じ込め機能（以下「原子炉冷却材圧力バウンダリ」という。）及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能とし、「安全機能の重要度分類」に示すクラス 1 及びクラス 2 に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有する施設を竜巻から防護する施設（以下「竜巻防護施設」という。）として抽出した。第 3.1 表に竜巻防護施設を示す。</p> <p style="text-align: center;">第 3.1 表 竜巻防護施設</p> <table border="1" data-bbox="1460 1564 2522 1852"> <thead> <tr> <th data-bbox="1460 1564 1670 1627">竜巻防護施設を内包する建家</th> <th data-bbox="1676 1564 2169 1627">安全機能</th> <th data-bbox="2175 1564 2522 1627">構築物・系統・機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1460 1631 1670 1694" rowspan="4">原子炉建家</td> <td data-bbox="1676 1631 2169 1694">原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td data-bbox="2175 1631 2522 1694">原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1698 2169 1761">過剰反応度の印加防止</td> <td data-bbox="2175 1698 2522 1761">スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1766 2169 1829">炉心の形成</td> <td data-bbox="2175 1766 2522 1829">炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1833 2169 1852">放射性物質の貯蔵</td> <td data-bbox="2175 1833 2522 1852">使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラ</td> </tr> </tbody> </table>	竜巻防護施設を内包する建家	安全機能	構築物・系統・機器	原子炉建家	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラ	
竜巻防護施設を内包する建家	安全機能	構築物・系統・機器													
原子炉建家	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系													
	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ													
	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物													
	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラ													

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項		整合性																				
			<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1676 300 2163 338"></td> <td data-bbox="2169 300 2525 338">ック、貯蔵プール</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 342 2163 464">1次冷却材の内蔵</td> <td data-bbox="2169 342 2525 464">1次ヘリウム純化設備(原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 468 2163 531">実験・照射の関連機能(核分裂生成物の放散防止)</td> <td data-bbox="2169 468 2525 531">実験設備の一部</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 535 2163 573">原子炉の緊急停止、未臨界維持</td> <td data-bbox="2169 535 2525 573">制御棒系</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 577 2163 615">原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止</td> <td data-bbox="2169 577 2525 615">1次冷却設備の安全弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 619 2163 657">原子炉停止系への起動信号の発生</td> <td data-bbox="2169 619 2525 657">安全保護系(停止系)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 661 2163 699">安全上特に重要な関連機能</td> <td data-bbox="2169 661 2525 699">中央制御室</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 703 2163 741">事故時のプラント状態の把握</td> <td data-bbox="2169 703 2525 741">事故時監視計器の一部</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 745 2163 808">安全上特に重要な関連機能</td> <td data-bbox="2169 745 2525 808">直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1448 812 1670 869">使用済燃料貯蔵建家</td> <td data-bbox="1676 812 2525 869">放射性物質の貯蔵 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック、貯蔵セル</td> </tr> </table>		ック、貯蔵プール	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備(原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲)	実験・照射の関連機能(核分裂生成物の放散防止)	実験設備の一部	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置	使用済燃料貯蔵建家	放射性物質の貯蔵 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック、貯蔵セル	
	ック、貯蔵プール																							
1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備(原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲)																							
実験・照射の関連機能(核分裂生成物の放散防止)	実験設備の一部																							
原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系																							
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁																							
原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)																							
安全上特に重要な関連機能	中央制御室																							
事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部																							
安全上特に重要な関連機能	直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置																							
使用済燃料貯蔵建家	放射性物質の貯蔵 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック、貯蔵セル																							
	<p>竜巻から防護する施設（以下「竜巻防護施設」という。）は「第1.2安全機能の重要度分類」に示すクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有するものとして第1.3.1表に示す重要安全施設並びに使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル及び貯蔵ラックを選定し、竜巻の影響を評価し、安全機能を損なわない設計とする。評価に当たっては、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を対象とする。なお、建家が損傷する可能性がある場合には、その損傷の影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価し設計する。</p>	<p>【第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻に対して、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。</p> <p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、サイズや剛性をに基づき、飛来物とならないように竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、撤去、固縛、固定を行う設計とする。</p> <p>車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定め管理する。</p> <p>また、竜巻の影響により全交流動力電源が喪失した場合は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。この場合の対応は、第6編「全交流動力電源喪失時の対応機器」の設計による。</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻防護施設は全て原子炉建家内に内包されており、竜巻に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じること</p>																						

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>もない。このことから、設計基準事故時に生じる応力と設計竜巻は組み合わせないものとする。また、竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻は組み合わせないものとする。</p> <p>したがって、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価により確認する。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けないことを評価により確認する。</p> <p>なお、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、本申請では隔離又は撤去の対策を講じることとしており、固縛又は固定を行うものはない。また、車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定めて管理することから、車両による影響はないものとして評価する。</p> <p>3.3 評価結果 (2) 竜巻</p> <p>原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを確認した。また、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価により確認した。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けないことを評価により確認した。</p> <p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>2. 一般事項 2.3 評価方針</p> <p>原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び排気筒を竜巻及びその随伴事象に対する構造強度の評価対象として抽出し、これら施設について、「原子力発電所の竜巻影響ガイド」⁽¹⁾(以下「竜巻ガイド」という。)を参考にして、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重を設定し、考慮すべき設計荷重に対して構造健全性評価を行い、安全機能が維持されていることを確認する。第2.7図に竜巻影響評価の基本フローを示す。</p> <p>3. 評価条件 3.1 評価対象施設の抽出 3.1.2 竜巻影響評価を行う対象施設の抽出</p> <p>竜巻影響評価を行う評価対象施設を①竜巻防護施設、②竜巻防護施設の外殻となる施設及び③竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の各区分から抽出した。</p> <p>抽出の結果、竜巻防護施設の外殻となる施設として原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として排気筒をそれぞれ抽出した。</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>3.2 評価対象施設の評価 竜巻防護施設の外殻となる施設として原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家並びに竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として排気筒を評価対象とする。 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家については、設計竜巻に対し、構造健全性を評価することにより、内包する竜巻防護施設が影響を受けないことを確認する。壁や屋根などに損傷が生じる場合は、損傷による竜巻防護施設への影響が無いことを確認する。第3.4図に竜巻防護施設の外殻となる施設の評価フローを示す。 排気筒については、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼさないことを確認する。</p> <p>3.3 設計荷重の設定 3.3.1 評価に用いる設計竜巻の特性値の設定 設計竜巻の最大風速は、国内最大級 F3 クラスの発生実績から最大風速 92m/s に余裕を考慮して 100m/s を用いる。</p> <p>3.3.2 設計竜巻荷重の設定 設計竜巻の最大風速 (V_D) 等に基づき、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重を以下のとおり設定する。 (1) 設計竜巻による風圧力の設定 (2) 設計竜巻における気圧差による荷重の設定 (3) 設計飛来物及び設計飛来物による衝撃荷重 (4) 衝撃荷重の設定について</p> <p>3.3.3 その他の組合せ荷重の設定 評価対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重、その他竜巻以外の自然現象による荷重及び設計基準事故時荷重について、設計竜巻荷重と組合せを以下のように考慮した。 (1) 常時作用する荷重、運転時荷重 (2) その他竜巻以外の自然現象による荷重 (3) 設計基準事故時荷重</p> <p>3.4 評価対象施設の評価部位について 評価対象施設の評価に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重 (W_w)、気圧差による荷重 (W_p)、及び設計飛来物による衝撃荷重 (W_m) を組合せた複合荷重とし、以下の式⁽¹⁾により算定する。 (1) 構造健全性の評価 (2) 部位による評価 (3) 開口部の評価 (4) 排気筒の評価</p> <p>3.5 使用材料 使用材料、許容応力度及び材料定数を第3.7表～第3.10表に示す。</p> <p>3.6 評価方法 3.6.1 竜巻防護施設の外殻となる施設に対する評価 竜巻防護施設の外殻となる施設について、設計荷重に対して竜巻防護施設に影響しないことを確認する。 (1) 設計荷重に対する構造健全性の評価 (2) 天井が飛来物とならないことの確認</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>(3) 設計飛来物の衝突に対する評価 (4) 開口部の評価</p> <p>3.6.2 波及的影響を及ぼす可能性のある施設に対する評価 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設である排気筒について、設計竜巻による複合荷重により生じる層せん断力が、排気筒の評価基準値を下回ることを確認する。 評価基準値は、「鋼構造設計規準—許容応力度設計法— 2005年 日本建築学会」⁽⁶⁾に基づき算出した短期許容圧縮応力度及び「鋼構造設座屈設計指針 2009年 日本建築学会」⁽¹⁶⁾に基づき算出した短期許容圧縮応力度および曲げ応力度とする。</p> <p>4. 竜巻防護施設の外殻となる施設に対する竜巻影響評価結果</p> <p>4.1 設計荷重に対する構造健全性の評価 竜巻防護施設の外殻となる施設について、設計荷重に対する構造健全性を確認する。</p> <p>4.1.1 竜巻防護施設の外殻となる施設の受圧面積 竜巻防護施設の外殻となる施設の受圧面積を以下に示す。受圧面積について、地震応答解析モデルにおける質点とその直上の質点との中間高さから、質点とその直下の質点との中間高さまでの領域をその質点における受圧面積とした。受圧面積はパラペットを考慮した。 なお、風圧力による荷重の算定における受圧面積は、東西・南北方向とした。</p> <p>4.1.2 原子炉建家の評価 竜巻防護施設の外殻となる施設のうち原子炉建家について、設計竜巻による複合荷重により生じる層せん断力が、評価基準値を上回らないことを確認した。</p> <p>4.1.3 使用済燃料貯蔵建家の評価 竜巻防護施設の外殻となる施設のうち使用済燃料貯蔵建家について、設計竜巻による複合荷重により生じる層せん断力が、評価基準値を上回らないことを確認した。</p> <p>4.2 屋根が飛来物とならないことの評価 設計竜巻による複合荷重によって竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブに生じる吹上荷重により、屋根スラブが飛来物とならないことを確認する。 評価方法は、設計竜巻によって竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブに生じる吹上荷重(気圧差荷重(W_p))並びに風圧力による荷重及び気圧差荷重による複合荷重($W_w+0.5W_p$))によって、屋根スラブに発生する応力が短期許容応力値を上回らないことを確認する。 なお、常時作用する荷重としては自重を考慮し、死荷重及び活荷重については考慮しない。</p> <p>4.2.1 吹上荷重の算定 設計竜巻によって竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブに生じる吹上荷重を以下に示す</p> <p>4.2.2 吹上荷重によってスラブが受ける曲げモーメント 設計竜巻によって、竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブに生じる吹上荷重により屋根スラブに発生する曲げモーメントについて、算定方法及び算定結果を(1)～(3)に示す。 (1) 屋根スラブに生じる曲げモーメントの算定方法 (2) 原子炉建家の屋根スラブに生じる曲げモーメントの算定結果</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>(3) 使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブに生じるモーメントの算定結果</p> <p>4.2.3 許容曲げモーメント 竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根スラブの許容曲げモーメントについて、算定方法及び算定結果を以下に示す。 (1) 許容曲げモーメントの算定方法 (2) 原子炉建家の屋根スラブの許容曲げモーメントの算定結果 (3) 使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブの許容曲げモーメントの算定結果</p> <p>4.2.4 評価結果 竜巻防護施設の外殻となる施設の屋根について、設計竜巻によって生じる吹上荷重により発生する応力が短期許容応力値を上回らないことから、屋根が飛来物にならないことを確認した。</p> <p>4.2.4.1 原子炉建家の屋根が飛来物にならないことの確認 竜巻防護施設の外殻となる施設のうち、原子炉建家の屋根スラブについて、設計竜巻によって生じる吹上荷重により発生する応力が短期許容応力値を上回らないことから、屋根が飛来物にならないことを確認した。 第 4.14 表及び第 4.15 表に原子炉建家の屋根スラブの評価結果と諸元を示す。</p> <p>4.2.4.2 使用済燃料貯蔵建家の屋根が飛来物にならないことの確認 竜巻防護施設の外殻となる施設のうち、使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブについて、設計竜巻によって生じる吹上荷重により発生する応力が短期許容応力値を上回らないことから、屋根が飛来物にならないことを確認した。 第 4.16 表及び第 4.17 表に使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブの評価結果と諸元を示す。</p> <p>4.3 設計飛来物の評価 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根に設計飛来物が衝突した際に、設計飛来物によって貫通及び裏面剥離が生じないことを確認する。貫通又は裏面剥離が生じる場合は貫通した設計飛来物又は裏面剥離によって生じるコンクリート破片により、竜巻防護施設が影響を受けないことを確認する。 評価方法は、設計飛来物が衝突した際の貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さが壁面及び屋根の評価基準値を下回ることを確認する。評価基準値を上回る場合は、貫通した設計飛来物及び裏面剥離により生じたコンクリート片の衝突に対する貫通限界厚さが区画内にある竜巻防護施設の評価基準値を下回ることを確認する。 第 4.5 図に原子炉建家の評価対象区画を、第 4.6 図に使用済燃料貯蔵建家の評価対象区画を、第 4.7 図に貫通・裏面剥離限界厚さ算出時の鋼製材衝突方向を示す。</p> <p>4.3.1 貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さ算出方法 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の鉄筋コンクリート造部に対する貫通限界厚さ及び壁面コンクリートの裏面剥離限界厚さの評価は、ミサイル評価式⁽⁶⁾を用いて行う。 (1) 貫通限界厚さの算出方法 (2) 裏面剥離限界厚さの算出方法</p> <p>4.3.2 貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さの算出結果 貫通限界厚さ及び壁面コンクリートの裏面剥離限界厚さの算出に用いる飛来物は、最も衝撃荷重が大きい鋼製材を設計飛来物とする。外壁及び屋根に対する飛来物評価の諸元を</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>第 4.18 表に示す。原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根について、貫通限界厚さ及び壁面コンクリートの裏面剥離限界厚さを第 4.19 表及び第 4.20 表に示す。</p> <p>(1) 原子炉建家のコンクリートに対する算出結果 (2) 使用済燃料貯蔵建家のコンクリートに対する算出結果</p> <p>4.3.3 設計飛来物の衝突に係る評価結果 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根について、竜巻飛来物が衝突した際の貫通・裏面剥離の評価結果を第 4.21 表及び第 4.22 表に示す。</p> <p>(1) 原子炉建家鉄筋コンクリート造部 (2) 使用済燃料貯蔵建家鉄筋コンクリート造部</p> <p>4.4 開口部の評価 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の開口部に設計飛来物が衝突した際に、設計飛来物によって開口部鋼板に貫通が生じないことを評価する。貫通が生じる場合は貫通した設計飛来物によって、竜巻防護施設が影響を受けないことを評価する。 評価方法は、貫通限界厚さが開口部鋼板の評価基準値を下回ることを確認する。評価基準値を上回る場合は、貫通した設計飛来物の貫通限界厚さが区画内にある竜巻防護施設の評価基準値を下回ることを確認する。 第 4.9 図に貫通限界厚さ算出時の鋼製材衝突方向を示す。</p> <p>4.4.1 開口部（鋼板部分）の貫通限界厚さ計算方法 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家開口部（鋼板部分）に対する貫通限界厚さは、BRL 式⁽¹²⁾を用いて算出する。第 4.23 表に貫通限界厚さを示す。</p> <p>4.4.2 原子炉建家の開口部評価 設計飛来物の影響を考慮する原子炉建家の開口部の評価結果を第 4.24 表に示す。 一部の開口部について貫通限界厚さが鋼板厚さ上回る箇所が確認されたが、飛来物の貫通が生じる扉については、貫通が生じた部屋に竜巻防護施設が設置されていないことを確認した。 また、シャッター、ガラリについては、飛来物は板厚に関わらず貫通するものとしたが、貫通が生じた部屋に竜巻防護施設が設置されていないことを確認した。原子炉建家の開口部位置を第 4.10 図～第 4.12 図に示す。</p> <p>4.4.3 使用済燃料貯蔵建家の開口部評価 設計飛来物の影響を考慮する使用済燃料貯蔵建家の開口部の評価結果を第 4.25 表に示す。</p>	
	<p>竜巻に対しては、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに、停止後の状態及び使用済燃料の冷却の状態を監視する。これらの状態の監視に必要な電源は竜巻防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とし、さらに蓄電池の枯渇後(60分以降)は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、商用電源が復旧するまでの間、必要な監視を継続して行う。</p> <p>竜巻防護施設以外のクラス 2 及びクラス 3 に属する構築物、系統及び機器は、竜巻による損傷を受けたとしても原子炉は安全に停止・維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵は確保できることから、竜巻による影響を評価する対象とせず、代替措置や修復等の対応により必要な機能を確保する。</p>	<p>【第 3 編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 竜巻 竜巻に対して、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とす</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>る。</p> <p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、サイズや剛性に基づき、飛来物とならないように、竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、撤去、固縛、固定を行う設計とする。</p> <p>車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定め管理する。</p> <p>また、竜巻の影響により全交流動力電源が喪失した場合は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。この場合の対応は、第6編「全交流動力電源喪失時の対応機器」の設計による。</p>	
	<p>1.8.2 竜巻の影響に対する設計方針</p> <p>竜巻評価ガイド(1)を参考にして設定した設計竜巻の最大風速は92m/sとする。なお、竜巻の影響に対する設計に当たっては、設計竜巻の最大風速92m/sに余裕を考慮して最大風速100m/sを用いる。また、竜巻評価ガイド(1)を参考にして設定した最大接線風速は85m/sとする。</p>	<p>【第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻防護施設は全て原子炉建家内に内包されており、竜巻に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。このことから、設計基準事故時に生じる応力と設計竜巻は組み合わせないものとする。また、竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻は組み合わせないものとする。</p> <p>したがって、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価により確認する。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けないことを評価により確認する。</p> <p>なお、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、本申請では離隔又は撤去の対策を講ずることとしており、固縛又は固定を行うものはない。また、車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定めて管理することから、車両による影響はないものとして評価する。</p> <p>【3-2.原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>3.3 設計荷重の設定</p> <p>3.3.1 評価に用いる設計竜巻の特性値の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速は、国内最大級F3クラスの発生実績から最大風速92m/sに余裕を考慮して100m/sを用いる。第3.3表に竜巻影響評価に使用する設計竜巻の特性値を示す。</p>	<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性												
		<p style="text-align: center;">第 3.3 表 設計竜巻の特性値 ($V_D=100\text{m/s}$)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">最大風速 V_D (m/s)</th> <th style="text-align: center;">移動速度 V_T (m/s)</th> <th style="text-align: center;">最大接線風速 V_{Rm} (m/s)</th> <th style="text-align: center;">最大接線風速半径 R_m (m)</th> <th style="text-align: center;">最大気圧低下量 ΔP_{max} (hPa)</th> <th style="text-align: center;">最大気圧低下率 $(dp/dt)_{max}$ (hPa/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">100</td> <td style="text-align: center;">15</td> <td style="text-align: center;">85</td> <td style="text-align: center;">30</td> <td style="text-align: center;">88.1</td> <td style="text-align: center;">44.1</td> </tr> </tbody> </table>	最大風速 V_D (m/s)	移動速度 V_T (m/s)	最大接線風速 V_{Rm} (m/s)	最大接線風速半径 R_m (m)	最大気圧低下量 ΔP_{max} (hPa)	最大気圧低下率 $(dp/dt)_{max}$ (hPa/s)	100	15	85	30	88.1	44.1	整合性
最大風速 V_D (m/s)	移動速度 V_T (m/s)	最大接線風速 V_{Rm} (m/s)	最大接線風速半径 R_m (m)	最大気圧低下量 ΔP_{max} (hPa)	最大気圧低下率 $(dp/dt)_{max}$ (hPa/s)										
100	15	85	30	88.1	44.1										
	<p>設計飛来物は、現地調査により抽出した建家に衝突する可能性がある飛来物について、竜巻評価ガイド(1)を参考に、形状、剛性及び飛散時の運動エネルギーを考慮して鋼製材(質量、長さ、幅、奥行き：135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(質量、長さ、直径：8.4kg、2m×φ0.05m)を選定する。</p> <p>竜巻防護施設は、竜巻により生じる風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物の衝撃による荷重を組み合わせた複合荷重とその他の荷重（常時作用する荷重、運転時荷重）を適切に組み合わせた設計荷重に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>【第 3 編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻防護施設は全て原子炉建家内に内包されており、竜巻に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。このことから、設計基準事故時に生じる応力と設計竜巻は組み合わせないものとする。また、竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻は組み合わせないものとする。</p> <p>したがって、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価により確認する。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けないことを評価により確認する。</p> <p>なお、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、本申請では隔離又は撤去の対策を講じることとしており、固縛又は固定を行うものはない。また、車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定めて管理することから、車両による影響はないものとして評価する。</p> <p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>3. 評価条件</p> <p>3.3 設計荷重の設定</p> <p>3.3.2 設計竜巻荷重の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速(V_D)等に基づき、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重を以下のとおり設定する。</p> <p>(1) 設計竜巻による風圧力の設定</p> <p>(2) 設計竜巻における気圧差による荷重の設定</p> <p>(3) 設計飛来物及び設計飛来物による衝撃荷重</p> <p style="text-align: center;">第 3.5 表 設計飛来物の諸元⁽¹⁾ ($V_D=100\text{m/s}$)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">飛来物の種類</th> <th style="text-align: center;">鋼製パイプ</th> <th style="text-align: center;">鋼製材</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;"> </td> <td style="text-align: center;"> </td> <td style="text-align: center;"> </td> </tr> </tbody> </table>	飛来物の種類	鋼製パイプ	鋼製材				<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>						
飛来物の種類	鋼製パイプ	鋼製材													

設置変更許可申請書 (本文)	設置変更許可申請書 (添付書類八)	設計及び工事の計画 該当事項			整合性
		サイズ(m)	長さ×直径 2×0.05	長さ×幅×奥行 4.2×0.3×0.2	
		質量(kg)	8.4	135	
		最大水平速度(m/s)	49	51 ^{*1}	
		最大鉛直速度(m/s)	33	34 ^{*1}	
		運動エネルギー(水平)(kJ)	10.1 ^{*2}	176 ^{*2}	
		運動エネルギー(鉛直)(kJ)	4.57 ^{*2}	78.0 ^{*2}	
		衝撃荷重 W_M (kN)	鋼製材で代表させる		1760
		<p>(4) 衝撃荷重の設定について</p> <p>3.4 評価対象施設の評価部位について 評価対象施設の評価に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(W_W)、気圧差による荷重(W_P)、及び設計飛来物による衝撃荷重(W_M)を組合せた複合荷重とし、以下の式⁽¹⁾により算定する。 (1) 構造健全性の評価 (2) 部位による評価 (3) 開口部の評価 (4) 排気筒の評価</p>			
	<p>なお、設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計竜巻による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しない。また、竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻との組み合わせは考慮しない。</p>	<p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>3.3.3 その他の組合せ荷重の設定 評価対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重、その他竜巻以外の自然現象による荷重及び設計基準事故時荷重について、設計竜巻荷重と組合せを以下のように考慮した。 (1) 常時作用する荷重、運転時荷重 (2) その他竜巻以外の自然現象による荷重 (3) 設計基準事故時荷重</p>			<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>
	<p>また、竜巻防護施設は、設計飛来物の衝突による影響に対して、安全機能を損なわない設計とする。このため、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護する設計とする。</p>	<p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>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」第八条(外部からの衝撃による損傷の防止)のうち竜巻事象について、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計であることを評価するものである。</p> <p>3. 評価条件 3.1 評価対象施設の抽出 3.1.2 竜巻影響評価を行う対象施設の抽出 竜巻影響評価を行う評価対象施設を①竜巻防護施設、②竜巻防護施設の外殻となる施設及び③竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の各区分から抽出した。 抽出の結果、竜巻防護施設の外殻となる施設として原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として排気筒をそれぞれ抽出した。第</p>			

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性						
		<p>3.1 図に評価対象施設の抽出フローを示す。</p> <p>(2) 竜巻防護施設の外殻となる施設に該当する評価対象施設 竜巻防護施設の外殻となる施設として、竜巻防護施設を内包する建家・構築物等を抽出した結果、すべての竜巻防護施設は原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に内包されていることを確認した。このことから、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を竜巻防護施設の外殻となる施設として抽出した。第 3.2 表に竜巻防護施設の外殻となる施設と内包する竜巻防護施設を示す。</p> <p style="text-align: center;">第 3.2 表 竜巻防護施設の外殻となる施設と内包する竜巻防護施設</p> <table border="1" data-bbox="1507 594 2475 1129"> <thead> <tr> <th data-bbox="1507 594 1774 657">竜巻防護施設の外殻となる施設</th> <th data-bbox="1774 594 2475 657">内包する竜巻防護施設</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1507 657 1774 1083">原子炉建家</td> <td data-bbox="1774 657 2475 1083"> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系 ・スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ ・炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物 ・使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック ・1次ヘリウム純化設備(原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲) ・実験設備の一部 ・制御棒系 ・1次冷却設備の安全弁 ・安全保護機系(停止系) ・中央制御室 ・事故時監視計器の一部 ・直流電源設備・安全保護系用交流無停電電源装置 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1507 1083 1774 1129">使用済燃料貯蔵建家</td> <td data-bbox="1774 1083 2475 1129"> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵セル、貯蔵ラック </td> </tr> </tbody> </table> <p>3.6 評価方法</p> <p>3.6.1 竜巻防護施設の外殻となる施設に対する評価 竜巻防護施設の外殻となる施設について、設計荷重に対して竜巻防護施設に影響しないことを確認する。</p> <p>(1) 設計荷重に対する構造健全性の評価 (2) 天井が飛来物とならないことの確認 (3) 設計飛来物の衝突に対する評価 (4) 開口部の評価</p>	竜巻防護施設の外殻となる施設	内包する竜巻防護施設	原子炉建家	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系 ・スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ ・炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物 ・使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック ・1次ヘリウム純化設備(原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲) ・実験設備の一部 ・制御棒系 ・1次冷却設備の安全弁 ・安全保護機系(停止系) ・中央制御室 ・事故時監視計器の一部 ・直流電源設備・安全保護系用交流無停電電源装置 	使用済燃料貯蔵建家	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵セル、貯蔵ラック 	
竜巻防護施設の外殻となる施設	内包する竜巻防護施設								
原子炉建家	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系 ・スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ ・炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物 ・使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック ・1次ヘリウム純化設備(原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲) ・実験設備の一部 ・制御棒系 ・1次冷却設備の安全弁 ・安全保護機系(停止系) ・中央制御室 ・事故時監視計器の一部 ・直流電源設備・安全保護系用交流無停電電源装置 								
使用済燃料貯蔵建家	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵セル、貯蔵ラック 								
	<p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価し設計する。</p>	<p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>4.3 設計飛来物の評価 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根に設計飛来物が衝突した際に、設計飛来物によって貫通及び裏面剥離が生じないことを確認する。貫通又は裏面剥離が生じる場合は貫通した設計飛来物又は裏面剥離によって生じるコンクリート破片により、竜巻防護施設が影響を受けないことを確認する。</p> <p>評価方法は、設計飛来物が衝突した際の貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さが壁面及び屋根の評価基準値を下回ることを確認する。評価基準値を上回る場合は、貫通した設計飛来物及び裏面剥離により生じたコンクリート破片の衝突に対する貫通限界厚さが区画内にある竜巻防護施設の評価基準値を下回ることを確認する。</p> <p>第 4.5 図に原子炉建家の評価対象区画を、第 4.6 図に使用済燃料貯蔵建家の評価対象区画を、第 4.7 図に貫通・裏面剥離限界厚さ算出時の鋼製材衝突方向を示す。</p>	<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>						

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>4.3.1 貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さ算出方法 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の鉄筋コンクリート造部に対して裏面剥離又は貫通を生じさせないための必要厚さの評価は、ミサイル評価式⁽⁸⁾を用いて行う。(1)、(2)に貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さの算出方法を示す。 (1) 貫通限界厚さの算出方法 (2) 裏面剥離限界厚さの算出方法</p> <p>4.3.2 貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さの算出結果 貫通限界厚さ及び壁面コンクリートの裏面剥離限界厚さの算出に用いる飛来物は、最も衝撃荷重が大きい鋼製材を設計飛来物とする。外壁及び屋根に対する飛来物評価の諸元を第 4.18 表に示す。原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根について、貫通限界厚さ及び壁面コンクリートの裏面剥離限界厚さを第 4.19 表及び第 4.20 表に示す。 (1) 原子炉建家のコンクリートに対する算出結果 (2) 使用済燃料貯蔵建家のコンクリートに対する算出結果</p> <p>4.3.3 設計飛来物の衝突に係る評価結果 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の外壁及び屋根について、竜巻飛来物が衝突した際の貫通・裏面剥離の評価結果を第 4.21 表及び第 4.22 表に示す。 (1) 原子炉建家鉄筋コンクリート造部 (2) 使用済燃料貯蔵建家鉄筋コンクリート造部</p>	
	<p>竜巻随件事象として、HTTR 機械棟屋外タンクに飛来物が衝突することによる火災、飛来物が衝突することによる屋外配管等の損傷による溢水及び外部電源喪失を想定し、これらに対して、竜巻防護施設の安全機能を損なわない設計とする。火災については、「1.10 外部火災防護」にてHTTR 機械棟屋外タンクの火災を評価し影響のないことを確認している。溢水に対しては、飛来物が衝突することによる屋外配管等の損傷による溢水の発生を考慮しても、竜巻防護施設を原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内に設置していることから、建家外壁により水の侵入を防止できるため、竜巻防護施設への影響はない。外部電源喪失に対しては、原子炉停止後の監視に必要な直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を竜巻防護施設として安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>6. 竜巻随件事象に対する評価 想定される竜巻随件事象は火災、溢水及び外部電源喪失としている。</p> <p>(1) 火災 評価対象施設周辺にある危険物貯蔵施設屋外タンクのうち、最も容量が大きく、かつ、評価対象施設までの直線距離が最短となるHTTR 機械棟屋外タンクの火災を想定しても、原子炉建家外壁、使用済燃料貯蔵建家外壁及び排気筒外殻のコンクリート表面温度は許容温度を超えないことから、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び排気筒の健全性は維持され、竜巻防護施設への影響はない。</p> <p>(2) 溢水 原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の屋根スラブは竜巻飛来物によって貫通しないため、設計竜巻によって原子炉建家の屋外配管が損傷し、溢水しても、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内部への浸水はないことから、溢水による竜巻防護施設への影響はない。</p> <p>(3) 外部電源喪失 設計竜巻が襲来しても竜巻防護施設の外殻である原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家によって、竜巻防護施設である安全保護系用交流無停電電源装置及び直流電源設備の健全性は維持される。したがって、外部電源が喪失しても安全保護系によって原子炉は自動停止し、原子炉停止後においては、必要な監視項目である中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力の監視を行うことができる。また、直流電源設備の蓄電池の枯渇後（60 分以降）は、可搬型計器、可搬型発電機等を使って、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、使用済燃料貯蔵プール水位の監視を継続することができる。</p>	<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>竜巻防護対策として、資機材等の設置状況を踏まえ、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、飛来物のサイズや剛性を考慮し、飛来物とならないように、竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、撤去、固縛、固定を行う。また、竜巻防護対策の状況及び新規飛来物の有無について、原子炉起動前に飛来物調査を実施し確認する。竜巻防護施設に対する竜巻防護対策等を第 1.8.1 表に示す。</p> <p>竜巻の近接予測及び近接時の対策として、気象庁が発表する竜巻注意情報、雷注意報等の気象情報により、1 時間先までに竜巻等の発生する可能性が高まっている領域に敷地が含まれると予測された場合、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を行うとともに、車両の退避等の必要な措置を講ずる。</p>	<p>【第 3 編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻に対して、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。</p> <p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、サイズや剛性を考慮し、飛来物とならないように、竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、撤去、固縛、固定を行う設計とする。</p> <p>車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定め管理する。</p> <p>また、竜巻の影響により全交流動力電源が喪失した場合は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。この場合の対応は、第 6 編「全交流動力電源喪失時の対応機器」の設計による。</p>	
	<p>また、竜巻により商用電源が喪失し、さらに非常用発電機による給電も期待できない場合は、直流電源設備の蓄電池による電源供給により、原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。さらに、蓄電池の枯渇後(60 分以降)は、商用電源が復旧するまでの間、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じる。可搬型発電機の設置場所は、竜巻飛来物の影響を考慮し原子炉建家内の 2 箇所とするとともに、可搬型発電機の接続先は竜巻飛来物の影響が及ばない原子炉建家内の地下とする。また、可搬型発電機は原子炉建家外の 2 箇所に各 1 式を設計竜巻の直径(60m)以上の距離を離して保管するものとし、可搬型計器、ケーブル等は外殻として防護する原子炉建家内の 2 箇所に各 1 式を分散して保管することにより、監視に必要な資機材を竜巻の影響から防護する。なお、可搬型発電機の原子炉建家内への設置作業は、竜巻の通過後等、竜巻による環境影響が緩和した後に行う。</p>	<p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>6. 竜巻随件事象に対する評価</p> <p>想定される竜巻随件事象は火災、溢水及び外部電源喪失としている。</p> <p>(3) 外部電源喪失</p> <p>設計竜巻が襲来しても竜巻防護施設の外殻である原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家によって、竜巻防護施設である安全保護系用交流無停電電源装置及び直流電源設備の健全性は維持される。したがって、外部電源が喪失しても安全保護系によって原子炉は自動停止し、原子炉停止後においては、必要な監視項目である中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力の監視を行うことができる。また、直流電源設備の蓄電池の枯渇後(60 分以降)は、可搬型計器、可搬型発電機等を使って、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、使用済燃料貯蔵プール水位の監視を継続することができる。</p> <p>【第 6 編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち全交流動力電源喪失時の対応機器(可搬型計器・可搬型発電機等)】</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。原子炉停止後の状態監視については、直流電源設備の蓄電池からの電源供給時間60分以内に可搬型計器、可搬型発電機等の準備を行い、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力の監視を開始し、継続的に行う。使用済燃料冷却の状態監視については、蓄電池を内蔵する可搬型計器により使用済燃料貯蔵プー</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>ル水位を適宜監視する。 なお、可搬型計器、可搬型発電機等は、多重性を確保するため2式を分散して保管するものとする。</p> <p>3.2 設計仕様 本申請に係る可搬型計器、可搬型発電機等の設計仕様を下表に示す。可搬型計器、可搬型発電機等については、同等以上の性能を有するものと交換できるものとする。 可搬型計器は原子炉建家内の2箇所に各1式を分散して保管し、可搬型発電機は原子炉建家以外の2箇所に1式を分散して保管するものとする。</p>	
	<p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震及び津波以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。</p> <p>(8) 竜巻</p> <p>竜巻防護施設は、最大風速 100m/s の竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝突荷重を組み合わせた荷重等に対して、安全機能を損なわない設計とする。また、設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計基準事故時荷重と設計竜巻との組合せは考慮しない。</p> <p>施設に影響が及ぶおそれがある竜巻の接近が予測された場合は、原子炉の停止操作を行うとともに、車両の退避等の必要な措置を講ずる。</p>	<p>【第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻に対して、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。</p> <p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けない設計とする。</p> <p>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、サイズや剛性に基づき、飛来物とならないように、竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、撤去、固縛、固定を行う設計とする。</p> <p>車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定め管理する。</p> <p>また、竜巻の影響により全交流動力電源が喪失した場合は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。この場合の対応は、第6編「全交流動力電源喪失時の対応機器」の設計による。</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻防護施設は全て原子炉建家内に内包されており、竜巻に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。このことから、設計基準事故時に生じる応力と設計竜巻は組み合わせないものとする。また、竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻は組み合わせないものとする。</p> <p>したがって、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に</p>	<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性												
		<p>常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価により確認する。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けないことを評価により確認する。</p> <p>なお、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、本申請では隔離又は撤去の対策を講じることとしており、固縛又は固定を行うものはない。また、車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定めて管理することから、車両による影響はないものとして評価する。</p> <p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>3.3 設計荷重の設定</p> <p>3.3.1 評価に用いる設計竜巻の特性値の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速は、国内最大級 F3 クラスの発生実績から最大風速 92m/s に余裕を考慮して 100m/s を用いる。第 3.3 表に竜巻影響評価に使用する設計竜巻の特性値を示す。</p> <p>第 3.3 表 設計竜巻の特性値 (V_D=100m/s)</p> <table border="1" data-bbox="1457 919 2522 1108"> <thead> <tr> <th>最大風速 V_D(m/s)</th> <th>移動速度 V_T(m/s)</th> <th>最大接線風速 V_{Rm}(m/s)</th> <th>最大接線 風速半径 R_m(m)</th> <th>最大気圧 低下量 ΔP_{max}(hPa)</th> <th>最大気圧低下率 (dp/dt)_{max} (hPa/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>100</td> <td>15</td> <td>85</td> <td>30</td> <td>88.1</td> <td>44.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) 設計竜巻の移動速度の (V_T) 設定 (2) 設計竜巻の最大接線風速 (V_{Rm}) 設定 (3) 設計竜巻の最大接線風速が生じる位置での半径 (R_m) の設定 (4) 設計竜巻の最大気圧低下量 (ΔP_{max}) の設定 (5) 設計竜巻の最大気圧低下率 ((dp/dt)_{max}) の設定</p>	最大風速 V _D (m/s)	移動速度 V _T (m/s)	最大接線風速 V _{Rm} (m/s)	最大接線 風速半径 R _m (m)	最大気圧 低下量 ΔP _{max} (hPa)	最大気圧低下率 (dp/dt) _{max} (hPa/s)	100	15	85	30	88.1	44.1	<p>整合性</p>
最大風速 V _D (m/s)	移動速度 V _T (m/s)	最大接線風速 V _{Rm} (m/s)	最大接線 風速半径 R _m (m)	最大気圧 低下量 ΔP _{max} (hPa)	最大気圧低下率 (dp/dt) _{max} (hPa/s)										
100	15	85	30	88.1	44.1										
	<p>2 について</p> <p>原子炉施設のうち、次に示す重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせる設計とする。</p> <p>(1) クラス 1 (2) PS-2 のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及び MS-2 のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統</p>	<p>【第 3 編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)】</p> <p>3. 設計・評価</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>(2) 竜巻</p> <p>竜巻防護施設は全て原子炉建家内に内包されており、竜巻に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。このことから、設計基準事故時に生じる応力と設計竜巻は組み合わせないものとする。また、竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻は組み合わせないものとする。</p> <p>したがって、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、設計竜巻(最大風速 100m/s)の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物(鋼製材(135kg、4.2m×0.3m×0.2m)及び鋼製パイプ(8.4kg、2m×φ0.05m))による衝撃荷重、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設</p>	<p>影響評価は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>												

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価により確認する。</p> <p>また、竜巻防護施設は、竜巻防護施設以外の施設の損傷、倒壊等が生じたとしても波及的影響を受けないことを評価により確認する。</p> <p>なお、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、本申請では隔離又は撤去の対策を講じることとしており、固縛又は固定を行うものはない。また、車両については、施設に影響が及ぶおそれがある竜巻が接近した場合には退避等の必要な措置を講ずることを原子炉施設保安規定に定めて管理することから、車両による影響はないものとして評価する。</p> <p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>3. 評価条件</p> <p>3.3 設計荷重の設定</p> <p>3.3.1 評価に用いる設計竜巻の特性値の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速は、国内最大級 F3 クラスの発生実績から最大風速 92m/s に余裕を考慮して 100m/s を用いる。</p> <p>3.3.2 設計竜巻荷重の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速(V_D)等に基づき、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重を以下のとおり設定する。</p> <p>(1) 設計竜巻による風圧力の設定</p> <p>(2) 設計竜巻における気圧差による荷重の設定</p> <p>(3) 設計飛来物及び設計飛来物による衝撃荷重</p> <p>(4) 衝撃荷重の設定について</p> <p>3.3.3 その他の組合せ荷重の設定</p> <p>評価対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重、その他竜巻以外の自然現象による荷重及び設計基準事故時荷重について、設計竜巻荷重と組合せを以下のように考慮した。</p> <p>(1) 常時作用する荷重、運転時荷重</p> <p>(2) その他竜巻以外の自然現象による荷重</p> <p>(3) 設計基準事故時荷重</p>	
	<p>重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、第 1 項において選定した自然現象に含まれる。HTTR では、重要安全施設は全て原子炉建家内に内包されており、自然現象に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。</p> <p>このことから、自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>【3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等の構造(火山及び竜巻に対する健全性評価)のうち竜巻に関する説明書】</p> <p>3. 評価条件</p> <p>3.3 設計荷重の設定</p> <p>3.3.1 評価に用いる設計竜巻の特性値の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速は、国内最大級 F3 クラスの発生実績から最大風速 92m/s に余裕を考慮して 100m/s を用いる。</p> <p>3.3.2 設計竜巻荷重の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速(V_D)等に基づき、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重を以下のとおり設定する。</p> <p>(1) 設計竜巻による風圧力の設定</p> <p>(2) 設計竜巻における気圧差による荷重の設定</p> <p>(3) 設計飛来物及び設計飛来物による衝撃荷重</p> <p>(4) 衝撃荷重の設定について</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<p>3.3.3 その他の組合せ荷重の設定 評価対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重、その他竜巻以外の自然現象による荷重及び設計基準事故時荷重について、設計竜巻荷重と組合せを以下のように考慮した。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 常時作用する荷重、運転時荷重 (2) その他竜巻以外の自然現象による荷重 (3) 設計基準事故時荷重 	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性																								
<p>ロ．試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>（3） その他の主要な構造</p> <p>a.（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>安全施設は、原子炉施設敷地で予想される自然現象（洪水・降水、風（台風）、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものをもたらす環境条件及びその結果として原子炉施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 安全設計の基本方針</p> <p>1.1.1.4 外部からの衝撃</p> <p>安全施設は、原子炉施設敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震及び津波以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。</p> <p>(5) 落雷</p> <p>雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ避雷針を設置する。また、避雷針の接地極として、接地網を布設して接地抵抗の低減を図る。</p> <p>安全保護系である原子炉保護設備及び工学的安全施設の計装ケーブル及び制御ケーブルはシールドケーブルを採用するとともに、屋外に敷設されるケーブルについては、鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管に収納し接地する。</p>	<p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>排気筒に突針を用いた避雷針を設置する。 避雷針の接地極として、接地網を布設する。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請に係る避雷針の設計仕様は、JIS A4201-1992 に従う。 避雷針の配置を図 3.2.1「排気筒避雷針配置図」に示す。 主な仕様は以下のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1650 625 2407 1094"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設置場所</td> <td>屋外部</td> </tr> <tr> <td>避雷設備</td> <td>突針、排気筒筒身、引下げ導線、接地極（接地網）</td> </tr> <tr> <td>受雷部</td> <td>突針（銅製）</td> </tr> <tr> <td>突針</td> <td>JIS 大型</td> </tr> <tr> <td>保護角</td> <td>60°</td> </tr> <tr> <td>避雷針突針部先端高さ</td> <td>80m以上</td> </tr> <tr> <td>排気筒筒身</td> <td>鋼製（SMA400）</td> </tr> <tr> <td>引下げ導線</td> <td>銅より線</td> </tr> <tr> <td>接地極</td> <td>導線</td> </tr> <tr> <td>単独接地抵抗</td> <td>50Ω以下</td> </tr> <tr> <td>総合接地抵抗</td> <td>10Ω以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、避雷針については、JIS を満足する性能を有するものと交換できるものとする。 避雷針の保護範囲と建物・構築物の位置関係を図 3.2.2～図 3.2.4 に示す。HTTRにおいて雷撃より防護すべき建物・構築物は、避雷針の保護角の範囲内にある。</p>	項目	仕様	設置場所	屋外部	避雷設備	突針、排気筒筒身、引下げ導線、接地極（接地網）	受雷部	突針（銅製）	突針	JIS 大型	保護角	60°	避雷針突針部先端高さ	80m以上	排気筒筒身	鋼製（SMA400）	引下げ導線	銅より線	接地極	導線	単独接地抵抗	50Ω以下	総合接地抵抗	10Ω以下	<p>設計条件及び設計仕様は、設置変更許可申請書の基本方針及び設計方針を具体化しており整合している。</p>
項目	仕様																										
設置場所	屋外部																										
避雷設備	突針、排気筒筒身、引下げ導線、接地極（接地網）																										
受雷部	突針（銅製）																										
突針	JIS 大型																										
保護角	60°																										
避雷針突針部先端高さ	80m以上																										
排気筒筒身	鋼製（SMA400）																										
引下げ導線	銅より線																										
接地極	導線																										
単独接地抵抗	50Ω以下																										
総合接地抵抗	10Ω以下																										

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、次の基本方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>c.(火災による損傷の防止)</p> <p>原子炉施設は、想定される火災によっても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料貯蔵プールにおいては、貯蔵プール冷却機能及び貯蔵プールへの給水機能を維持できる設計とする。</p> <p>このため、必要に応じて、火災の発生を防止し、火災発生を早期に感知し、消火を行う設備を有し、火災の影響軽減を適切に考慮した設計とする。</p> <p>また、消火設備の破損、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設計とする。</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.6 火災防護</p> <p>1.6.1 火災防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、想定される火災によっても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。また、使用済燃料の貯蔵プールについては、プール水の供給配管に接続口から注水を行える設計とすることで、冷却機能及び給水機能を維持できる設計とする。火災防護対策は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」⁽¹⁾及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」⁽²⁾を参考に、高温工学試験研究炉の安全上の特徴を考慮し、必要に応じて火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の三方策を適切に組み合わせ、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料の貯蔵機能を維持する。</p> <p>また、消火設備の破損、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設計とする。</p> <p>なお、火災が発生した場合は、速やかに初期消火活動を行うとともに、大洗研究所内通報連絡系統に従って通報し、火災の消火、拡大防止のための活動を行う。また、火災延焼のおそれがある場合には原子炉を停止する措置を行う。</p> <p>1.6.2 火災防護対象設備</p> <p>火災防護対象設備は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備を選定する。これらの設備は、第 1.3.1 表に示す第 6 条に関する重要安全施設として選定しており、第 1.3.1 表に示す設備を火災防護対象設備として選定する。また、第 1.3.1 表に示す設備が損傷した場合、これらの事象に対処するための多重化された系統が火災により同時に機能を失わないよう、第 1.3.2 表及び第 1.3.3 表に示す重要安全施設を火災防護対象設備として選定する。使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル並びに貯蔵ラックを火災防護対象設備として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを火災防護対象設備として選定する。</p> <p>1.6.3 火災区域及び火災区画の設定</p> <p>耐火壁及び換気系統によって、他の区域と分離されている区域を火災区域として設定する。また、火災区域において、系統分離を勘案して火災区画を設定する。火災区画は、建設省告示第 1399 号において定められた構造方法に準拠した耐火能力を有する耐火壁、建設省告示第 1369 号において定められた構造方法に準拠した耐火能力を有する耐火扉及び消防法が定める基準を満たした防火ダンパ及びモルタル等の不燃材料による貫通部シールにより分離する。</p> <p>多重化された系統のケーブルトレイ若しくは機器が同一の火災区域又は火災区画に混在し、耐火壁等による分離が困難な場合は、相互に分離されたケーブルトレイ・機器間に可燃物がないことを確認し、米国電気電子工学会(IEEE)規格 384 (1992 年版)を参考とした分離により、多重化された系統の安全機能が損なわれないようにする。</p> <p>なお、多重化された原子炉の停止系及び冷却系に係るケーブルを収納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区域又は火災区画内に設置されるケーブルトレイの 1 系統については、建設省告示 1369 号を参考とした鉄板厚さ (1.5mm) 以上により 1 時間の遮炎性を確保することに加</p>	<p>【第 5 編 火災対策機器 (火災感知器、消火器、消火栓等)】</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための火災防護対象機器を選定する。</p> <p>なお、使用済燃料貯蔵設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル及び貯蔵ラックを火災防護対象機器として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを火災防護対象機器として選定する。火災防護対象機器を第 3.1 表に示す。</p> <p>火災により H T T R 原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備並びに火災の影響を軽減する機能を有する設計とする。また、消火設備の破損、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ものとする。また、全交流動力電源喪失時に火災が発生した場合においては、原子炉の停止が完了する時間及び火災区画の火災等価時間を考慮し、停止系に係るケーブルを収納するケーブルトレイのうち系統が混在する火災区画内に設置されるケーブルトレイについては遮炎性及び熱的影響を考慮したケーブルの損傷防止を図ることで、原子炉の停止機能の喪失を防止する。プラント状態の監視に必要な機器については、チャンネル及びトレインを考慮した系統分離を図ることで、監視機能の喪失を防止する。</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための火災防護対象機器を選定する。</p> <p>なお、使用済燃料貯蔵設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル及び貯蔵ラックを火災防護対象機器として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを火災防護対象機器として選定する。火災防護対象機器を第 3.1 表に示す。</p> <p>(3) 火災の影響軽減</p> <p>想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の対策により火災の影響を軽減する設計とする。</p> <p>(i) 火災区域及び火災区画</p> <p>火災区域は、耐火壁、耐火扉、貫通部シール及び換気系統によって、他の区域と分離されている区域を設定しており、原子炉建家内については管理区域、非管理区域及び中央制御室、原子炉建家外については冷却塔及び使用済燃料貯蔵建家に区分する。また、火災区画は、他の火災区画に火災が伝播しないよう火災区域を細分化し、耐火壁、耐火扉、貫通部シールにより区画するとともに区域内に設置する火災防護対象機器のトレイン又はチャンネルを考慮した系統分離を図る。なお、二酸化炭素消火設備の適用区画は、耐火壁、耐火扉及び貫通部シールに加え、防火ダンパにより区画する。</p> <p>(ii) ケーブルトレイ、電線管及び潤滑油内包機器</p> <p>火災防護対象機器のケーブルは、安全系ケーブルと非安全系ケーブルを区分し、かつ、安全系ケーブルについては、チャンネルあるいはトレインごとに区分したケーブルトレイ又は電線管に格納する。同一の火災区画内に異なる系統のケーブルトレイが存在する場合には、互いの系統間の分離、火災源となる動力ケーブルトレイと火災防護対象機器に係るケーブルを格納するケーブルトレイ間の分離、火災防護対象機器に係るケーブルを格納するケーブルトレイと可</p>	<p>設計条件は、設置変更許可申請書の基本方針を具体化しており整合している。</p> <p>火災防護対象設備に係る記載は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p> <p>火災区域及び火災区画に係る記載は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>え、ケーブルトレイが過熱されることによるケーブルへの熱的影響を考慮し、ケーブルトレイに1時間の耐火性を有する障壁材を巻設する。</p> <p>上記により、火災区域又は火災区画内において火災が発生しても、火災伝播により火災防護対象設備の安全機能を損なわないことを火災影響評価にて確認する。また、火災区域及び火災区画内には消防法が定める基準を満たした煙感知器、熱感知器及び火災受信機盤から構成する火災感知設備並びに消防法が定める基準を満たした消火器、消火栓及び二酸化炭素消火設備から構成する消火設備を消防法に基づき配置する。</p> <p>1.6.4 火災の発生防止</p> <p>想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の火災の発生防止対策を講じる。</p> <p>(1) 発火性物質及び引火性物質の漏えいの防止</p> <p>発火性又は引火性の液体としては、原子炉施設内に設置されるポンプ、ファン、循環機、圧縮機、非常用発電機、冷凍機等に内包される潤滑油及び燃料油があり、これらを内包する機器についてはパッキンの挿入又は堰の設置により漏えいを防止する設計とする。</p> <p>(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>火災防護対象設備の材料については、鋼等の不燃性材料を用いるとともにケーブルについては難燃性材料を使用することで、火災の発生を防止する設計とする。電源用のしゃ断器については、絶縁油を使用しないしゃ断器を使用する。火災防護対象設備に係るケーブルについては、米国電気電子工学会(IEEE)規格 383 等の垂直トレイ燃焼試験及び ICEA 垂直燃焼試験若しくは UL 垂直燃焼試験に合格する難燃ケーブルを使用する。ケーブルの自己消火性を確保する ICEA 垂直燃焼試験は、UL 垂直燃焼試験と同様に 60 秒以内の残炎時間を確認する試験であり、試験方法及び試験条件は、ケーブルシースを取り除き、絶縁体を剥き出しの状態加熱する点を除き UL 垂直燃焼試験と同等である。また、UL 垂直燃焼試験により加熱するケーブルシースは、自己消火性を示す酸素指数が ICEA 垂直燃焼試験で加熱する絶縁体よりも大きく、絶縁体よりも燃焼し難いことから、ケーブルの自己消火性は絶縁体よりもケーブルシースの寄与が大きい。このため、ICEA 垂直燃焼試験により絶縁体の自己消火性を確認しているケーブルについては、絶縁体よりも燃焼し難いケーブルシースの自己消火性は確保できるため、当該試験によりケーブルの自己消火性を確保する。ICEA 垂直燃焼試験により、絶縁体の自己消火性を確認していない火災防護対象設備に係るケーブルについては、敷設されている既設の余長ケーブルに対する UL 垂直燃焼試験を行う。</p> <p>ただし、中性子計装ケーブル及び放射線モニターケーブルは耐ノイズ性能確保のため難燃性以外のケーブルを使用していることから電線管内に敷設するとともに、電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ酸素の供給を防止することで、難燃ケーブルと同等の耐延焼性及び自己消火性を確保する。火災防護対象設備に使用している保温材は、ロックウール、グラスウール、けい酸カルシウムからなる不燃性材料を使用する。</p> <p>(3) 電気系統の過熱、焼損の防止</p> <p>電気系統に接続する負荷のうち、高圧回路用の気中しゃ断器、真空しゃ断器を用いている配線については、過電流継電器等の保護装置としゃ断器の組合せ等により、地絡・短絡等に起因する過電流に</p>	<p>燃物間の分離を IEEE384 に基づく分離距離により確保する。</p> <p>原子炉の停止機能及び冷却機能を有する機器に係るケーブルを格納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区画内に設置されるケーブルトレイの1系統については、鋼板で覆うことで遮炎性を確保するとともに、耐火性能を有する障壁材を巻設することで格納するケーブルの損傷を防止する設計とする。さらに、同一の火災区画内に異なる系統の潤滑油を内包する機器が存在する場合には、異なる系統の機器間の分離、機器と火災防護対象機器に係るケーブルを格納するケーブルトレイ間の分離、機器と可燃物間の分離を IEEE384 に基づく分離距離により確保する。</p> <p>(1) 火災の発生防止</p> <p>想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の対策により火災の発生を防止する設計とする。</p> <p>(ii) 発火性物質及び引火性物質の漏えいの防止</p> <p>発火性物質及び引火性物質を内包する機器について、潤滑油を内包する機器に係るパッキンの挿入による潤滑油の漏えい防止及び非常用発電機の燃料小出槽への堰の設置による燃料油の漏えい拡大防止を図る設計とする。堰については、消防法に従い、燃料小出槽内の燃料油の全量が漏えいした場合においても、堰内に留めておくことが可能な容量を有する設計とする。潤滑油が設備の外部へ漏えいした場合においては、可燃性蒸気が引火点に達することを防止する設計とする。さらに、潤滑油を内包する機器と火災防護対象機器との分離距離を確保し延焼を防止するとともに、火災等価時間に対して火災区画間の火災伝播を防止する。</p> <p>(i) 火災防護対象機器に係る不燃性又は難燃性</p> <p>火災防護対象機器は、不燃性又は難燃性の材料を使用することにより、火災の発生を防止する設計とする。ただし、難燃性ケーブルが使用できない中性子計装及び放射能計装の検出回路に係るケーブルについては、電線管内に収納するとともに、火災時には電線管内への酸素の供給を防止し難燃性ケーブルと同等の耐延焼性及び自己消火性を確保することで火災の発生を防止する設計とする。また、火災防護対象機器に使用している保温材は不燃性の材料を使用するとともに、電気系統に使用するしゃ断器については絶縁油を使用しないしゃ断器を使用することにより、火災の発生を防止する設計とする。</p> <p>(iii) 電気系統の過熱及び損傷の防止</p> <p>電気系統は、地絡・短絡等に起因する過電流による過熱及び損傷を防止することにより、火災の発生を防止する設計とする。</p>	<p>火災の発生防止に係る記載は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>よる過熱や損傷を防止する設計とする。ケーブルの火災については、高圧回路用の気中しゃ断器、真空しゃ断器によって配線されている動力ケーブルについて想定する。</p> <p>(4) 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止は換気設備により行い、停電が発生した場合においても非常用発電機からの給電により運転を継続する設計とする。蓄電池室の換気設備が異常により停止した場合は、中央制御室に警報を発信する設計とする。また、換気停止時における水素ガスの滞留防止の処置を蓄電池室の水素濃度が2%に達するまでに講じ、蓄電池室の水素濃度を燃焼限界濃度以下に抑える。滞留防止の処置は、蓄電池室の扉を開放するとともに、蓄電池室上部に水素ガスが滞留することを防止する目的でブローによる送風を行う。</p> <p>1.6.5 火災の感知及び消火 想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、早期に火災感知及び消火活動ができる設計とする。また、消火設備に破損、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設計とする。このため以下を踏まえた設計とする。</p> <p>1.6.5.1 火災の感知 (1) 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内の火災感知 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内は、換気空調設備の運転により湿度が一定に保たれていることに加え、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる火災区域及び火災区画を有しておらず、有炎火災を発生させる有機溶剤を保管していない。このため、アナログ式の煙感知器ではなく非アナログ式の煙感知器を消防法に基づき設置する。非常用発電機の燃料移送ポンプ室には、燃料の気化を考慮して、消防法に基づき防爆型熱感知器を設置することで火災を検知する。 中央制御室には、消防法が定める基準を満たした火災受信機盤を設置し、火災の警戒範囲を示す火災警戒区画線に囲まれた範囲で火災の発生場所を特定できる設計とする。なお、作動した感知器を特定できる受信機は設置しないが、警戒範囲を示す警報を運転員が確認した後、空気呼吸器を装着の上、現場に赴き、火災の発生場所を</p>	<p>(iv) 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止は、電気設備室系換気空調装置により行い、停電が発生した場合においても非常用発電機からの給電により運転を継続するとともに電気設備室系換気空調装置が異常により停止した場合には、中央制御室に警報を発信する設計とする。 停電時における蓄電池からの負荷給電時においては、蓄電池は放電状態であることから水素は発生しない。蓄電池の充電時においては、蓄電池室の水素濃度が2%に達するまでの時間はA系蓄電池室については99時間、B系蓄電池室については111時間を有する。電気設備室系換気空調装置が停止した際には、水素ガスの滞留防止の処置を蓄電池室の水素濃度が2%に達するまでの時間内に、蓄電池室の扉を開放するとともに、蓄電池室上部に水素ガスが滞留することを防止する目的で可搬型ブローによる送風を行う。また、蓄電池を設置する火災区画については、発火源となる直流開閉装置やインバータを設置しない設計とする。</p> <p>(2) 火災の感知及び消火 想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の対策により早期の火災感知及び消火活動ができる設計とする。基準地震動による地震に起因して火災が発生した場合、耐震Cクラスである感知・消火設備の機能は期待しない。火災の感知については、保安規定に従い、震度4*1以上にて実施する地震後点検にて、火災防護対象機器と油を内包している耐震B・Cクラスの機器が混在している火災区画内の火災の有無を確認する。火災の消火については、消防法に基づき配置している消火器による消火を行う。燃料油が多量に存在する非常用発電機室の火災に対しては、煙の充満により消火器による消火が困難なことから、火災区画の火災等価時間、耐火壁、耐火扉、貫通部シール及び防火ダンパによる火災の影響軽減対策で火災区画間の火災伝播を防止する。非常用発電機室の消火設備である二酸化炭素消火設備の機能が期待できなくなる耐震Bクラス機器に適用する地震力に対しては、耐震Bクラスである非常用発電機は機能維持が図られること及び非常用発電機を設置している火災区画には、油を内包している耐震Cクラス機器を設置しないことから火災の発生は想定しない。</p> <p>*1: 気象庁の計測震度の算出方法を参考に、地震後点検を開始する震度4の地震加速度は19～60gal並びに屋内消火栓に損傷を与える地震加速度として190gal（震度6弱相当）を想定すると、耐震B・Cクラス機器の損傷に伴う火災については、震度4にて実施する地震後点検にて感知が可能である。</p> <p>(i) 火災感知設備 (a) 原子炉建家（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家 原子炉建家（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家には、塵埃、湿度等に係る設置環境を考慮して煙感知器を設置する。非常用発電機の燃料移送ポンプ室においては、燃料の気化を考慮して防爆型熱感知器を設置する。また、火災を感知した場合には中央制御室に火災警報を発信し、火災の発生場所を特定できる設計とする。さらに、停電が発生した場合においても機能を喪失しない設計とする。</p>	<p>火災の感知及び消火に係る記載は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>特定し、消火器又は屋内消火栓による消火活動を開始するまでに、短時間（10分以内）で実施することが可能である。</p> <p>火災感知設備は、外部電源喪失時においても非常用発電機から給電できる設計とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内の火災感知</p> <p>原子炉格納容器内には、ヘリウム循環機用動力ケーブルからの発火を想定した火災感知とヘリウムの漏えい感知を目的として、非アナログ式の熱感知器を消防法に基づき設置する。また、原子炉格納容器は、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる区画を有していないことから、アナログ式の煙感知器ではなく、熱感知器と比較して早期に火災を検知できる非アナログ式の煙感知器を消防法に基づき設置する。火災を感知した場合には、中央制御室に設置されている、消防法が定める基準を満たした煙感知器・熱感知器表示盤に火災警報を発信する設計とする。</p> <p>なお、熱感知器については、原子炉運転中において高温のヘリウム漏えいにより作動することがあるため、熱感知器が作動した場合には、原子炉格納容器圧力の上昇、原子炉格納容器内放射能の上昇、1次冷却材圧力又は2次ヘリウム冷却材圧力の低下を確認することにより、ヘリウム漏えいあるいは火災の発生を判断できる設計とする。</p> <p>1.6.5.2 火災の消火</p> <p>(1) 原子炉建家内（原子炉格納容器を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家内の消火</p> <p>原子炉建家内及び使用済燃料貯蔵建家内には、消防法が定める基準を満たした消火器及び屋内消火栓を消防法に基づき配置する。屋内消火栓ポンプは、想定する火災に要求される必要な消火用水量を消火設備に供給できる設計とするとともに、外部電源喪失時においても機能を喪失することがないよう非常用発電機から給電できる設計とする。消火用水の水源は、H T T R機械棟の共用水槽にて確保することに加え、大洗研究所（北地区）内の浄水場と接続することで、消火用水を確保する。また、消火用水の供給配管は専用配管とするとともに、屋内消火栓ポンプの故障時には、中央制御室へ警報を発信する設計とする。</p> <p>なお、消火活動に係る煙の影響については、火災区画内の可燃物量及び火災区画の容積を考慮しても煙が充満する前に消火活動を開始できるとともに、放射線の影響については、原子炉の定格運転中において原子炉格納容器外の放射線が上昇することはないことから、人員による消火活動を実施する。</p> <p>煙の充満により消火器及び屋内消火栓による消火が困難となる非常用発電機室には、消防法により性能が確認されている二酸化炭素消火設備を設置するとともに、消防法に定める必要薬剤量を備える。また、火災源となる動力ケーブルが集中し消火器及び屋内消火栓による消火が困難であり、かつ他の火災防護対象機器に係るケーブルへの延焼を早期に防止する必要がある非常用電源盤室についても、消火剤による汚損を生じず、短時間で確実な消火を期待できるよう、消防法により性能が確認されている二酸化炭素消火設備を設置するとともに、消防法に定める必要薬剤量を備える。また、二酸化炭素消火設備は、外部電源喪失時においても機能を喪失することがないよう非常用発電機から給電できる設計とする。二酸化炭素消火設備を作動させる場合は、警報により作業者の安全を図るとともに起動状態及び放出状態を中央制御室に表示できる設計とする。</p>	<p>(b) 原子炉格納容器内</p> <p>原子炉格納容器内には、塵埃、湿度等に係る設置環境を考慮して煙感知器及び熱感知器を設置する。また、火災を感知した場合には、中央制御室に火災警報を発信し、火災の発生場所を特定できる設計とする。</p> <p>なお、熱感知器が作動した場合には、ヘリウム漏えい又は火災の発生を判断できる設計とする。</p> <p>(ii) 消火器</p> <p>原子炉建家、冷却塔及び使用済燃料貯蔵建家には、粉末消火器を設置し、火災区域及び火災区画の火災に対応できるよう配置する。</p> <p>(iii) 屋内消火栓</p> <p>原子炉建家（原子炉格納容器内を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家には、屋内消火栓を設置する。屋内消火栓ポンプは、消火に必要な消火用水量を供給できることに加え、必要な消火用水を確保するための十分な水源を確保するとともに、停電が発生した場合においても機能を喪失しない設計とする。また、屋内消火栓ポンプの故障時には中央制御室に警報を発信する。さらに、屋内消火栓に係る屋外配管に対し、凍結を防止するとともに、トレンチ内に設置されている屋内消火栓用配管の接続部には、地震による地盤変位対策を講ずること、並びに屋内消火栓ポンプは、風水害により性能が阻害されないよう屋内に設置することで自然現象を考慮した設計とする。地震により耐震Cクラスの屋内消火栓の機能が期待出来ない場合には、消防法に基づき配置している消火器による消火を行う。</p> <p>(iv) 二酸化炭素消火設備</p> <p>煙の充満により消火器及び屋内消火栓による消火が困難となる非常用発電機室及び火災源となる動力ケーブルが集中し消火器及び屋内消火栓による消火が困難であり、かつ他の火災防護対象機器に係るケーブルへの延焼を早期に防止する必要がある非常用電源盤室には、必要薬剤量を備えた二酸化炭素消火設備を設置する。また、停電が発生した場合においても機能を喪失しない設計とする。</p> <p>なお、二酸化炭素消火設備を作動させる場合は、警報の発信により作業員への安全を図るとともに、起動状態及び放出状態を中央制御室により確認できる設計とする。</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>潤滑油を内包するポンプ室の消火については、潤滑油の漏えい量及び火災区画の容積を考慮しても煙が充満する前に消火活動が開始できることから、消火器又は屋内消火栓を用い、人員により実施する。なお、消火にあたっては空気呼吸器の装着に加え、人員の安全を確保した上で実施する。</p> <p>また、移動式消火設備として、大洗研究所（北地区）内に消防自動車を用意する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内の消火 原子炉格納容器内の消火は消火器等を用い、人員により実施する。なお、消火にあたっては空気呼吸器の装着に加え、原子炉格納容器内の温度、圧力、線量率、酸素濃度等を確認し、プラント運転状態の確認及び人員の安全を確保した上で実施する。</p> <p>(3) 冷却塔の消火 補機冷却水設備が設置される冷却塔には、消防法が定める基準を満たした消火器及び屋外消火栓を消防法に基づき配置する。屋外消火栓の消火用水の水源は、大洗研究所（北地区）内に設置されている高架水槽にて確保し、高架水槽は大洗研究所（北地区）内の浄水場と接続することで、消火用水を確保する。消火用水は、高架水槽からの水頭圧により供給し、消火用水の供給配管は専用配管とする。</p> <p>また、移動式消火設備として、大洗研究所（北地区）内に消防自動車を配備する。</p> <p>1.6.5.3 自然現象等に対する対応 消火設備は、地震等の自然現象を考慮し、以下の設計とする。</p> <p>(1) 屋外の消火設備の凍結を防止するため、屋内消火栓に係る屋外配管には、凍結防止ヒータを設置する。</p> <p>(2) 屋内消火栓ポンプは、風水害により性能が阻害されないよう屋内に設置する。</p> <p>(3) トレンチ内に設置されている屋内消火栓用配管の接続部には、地震による地盤変位対策としてフレキシブル継手を使用する。</p> <p>(4) 屋内消火栓又は屋外消火栓が使用できない場合には、火災区域又は火災区画に配置されている消防法が定める基準を満たした消火器及びバックアップ用として中央制御室に配置されている消防法が定める基準を満たした消火器により、自衛消防隊及び公設消防が到着するまでの消火活動を行う。</p> <p>1.6.5.4 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による影響 消火設備の破損による溢水の影響について、消火配管は火災防護対象設備と隔壁又は距離により分離するとともに、被水のおそれのある火災防護対象設備については防滴仕様の機器を使用することで直接影響を及ぼさない設計とする。また、手動により屋内消火栓ポンプの起動操作及び起動後の手元バルブの開操作を行うことで誤操作を防止する設計とする。</p> <p>1.6.6 火災の影響軽減のための対策 1.6.6.1 火災の影響軽減のための対策 火災により他の火災区域又は火災区画の火災防護対象設備の安全機能に影響を及ぼさないよう、火災の影響を軽減する以下の対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 火災区域又は火災区画は、他の火災区域又は火災区画に影響を及ぼさないよう、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ及び貫通部シールにより分離する。</p>	<p>(ii) 消火器 原子炉建家、冷却塔及び使用済燃料貯蔵建家には、粉末消火器を設置し、火災区域及び火災区画の火災に対応できるよう配置する。</p> <p>(v) 屋外消火栓 冷却塔外部に設置される火災防護対象機器の火災に対応できるよう、消火に必要な放水圧力が供給されている屋外消火栓を設置する。また、屋外消火栓の消火用水は、大洗研究所敷地内に設置されている高架水槽に消火に必要な量の消火用水を確保し、屋外消火栓へは水頭圧により供給できる設計とする。</p> <p>(iii) 屋内消火栓 原子炉建家（原子炉格納容器内を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家には、屋内消火栓を設置する。屋内消火栓ポンプは、消火に必要な消火用水量を供給できることに加え、必要な消火用水を確保するための十分な水源を確保するとともに、停電が発生した場合においても機能を喪失しない設計とする。また、屋内消火栓ポンプの故障時には中央制御室に警報を発信する。さらに、屋内消火栓に係る屋外配管に対し、凍結を防止するとともに、トレンチ内に設置されている屋内消火栓用配管の接続部には、地震による地盤変位対策を講ずること、並びに屋内消火栓ポンプは、風水害により性能が阻害されないよう屋内に設置することで自然現象を考慮した設計とする。地震により耐震Cクラスの屋内消火栓の機能が期待できない場合には、消防法に基づき配置している消火器による消火を行う。</p> <p>—</p> <p>(3) 火災の影響軽減 想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の対策により火災の影響を軽減する設計とする。</p> <p>(i) 火災区域及び火災区画 火災区域は、耐火壁、耐火扉、貫通部シール及び換気系統によって、他の区域と分離されている区域を設定しており、原子炉建家内については管理区域、非管理区域及び中央制御室、原子炉建家外については冷却塔及び使用済燃料貯蔵建家に区分する。また、火災区画は、他の火災区画に火災が伝播しないよう火災区域を細分化し、耐火壁、耐火扉、貫通部シールにより区</p>	<p>火災の影響軽減に係る記載は、設置変更許可書の記載内容としており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>(2) 原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及びそれらに必要な監視機能に係る火災防護対象ケーブルは電線管又はケーブルトレイに格納し、系統が複数ある場合には、米国電気電子工学会(IEEE)規格 384 を参考に、互いの系列を分離する。また、火災防護対象設備のうち原子炉の停止機能及び冷却機能を有する設備に係るケーブルを格納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区画内に設置されるケーブルトレイの 1 系統については、遮炎性を考慮し建設省告示 1369 号を参考として 1.5mm 厚の鉄板で覆うとともに、ケーブルへの熱的影響を考慮し 1 時間の耐火性を有する障壁材を巻設する。</p> <p>(3) 中央制御室には火災発生時の煙を排気するため、建築基準法が定める基準を満たした排煙設備を設置する。</p> <p>(4) 非常用発電機の燃料地下タンク近傍でおこる火災により、タンク内の圧力が上昇することによる爆発の潜在的可能性を排除する観点から、非常用発電機の燃料地下タンクには排気用のベント管を設置する。</p> <p>(5) 火災区域又は火災区画で可燃物を保管する場合は、原則として建設省告示 1360 号において定められた構造方法に準拠した防火性能を有する鋼製のキャビネットに収納する。鋼製のキャビネット以外で保管する場合は、火災影響評価により設定した火災区域又は火災区画ごとの制限量を超えないように、可燃物の量を管理するとともに、発火源や火災防護対象設備との適切な分離距離を保てるよう、米国電気電子工学会(IEEE)規格 384 の分離距離を参考に可燃物の位置を管理する。さらに、可燃物は、不燃シートで覆うことによる火災予防措置を講じる。</p> <p>1.6.6.2 火災影響評価 火災区域又は火災区画内における火災源の火災荷重及び燃焼率から、当該火災区域又は火災区画内の火災等価時間を算出する。火災区域又は火災区画内で想定される火災に対して、当該火災区域又は火災区画内に設置されている火災感知設備の種類及び消火設備を確認し、火災の感知及び消火方法が適切であること並びに他の火災区域又は火災区画に火災が伝播しないことを確認する。また、想定される火災による火災防護対象設備への影響を確認する。</p>	<p>画するとともに区域内に設置する火災防護対象機器のトレイン又はチャンネルを考慮した系統分離を図る。なお、二酸化炭素消火設備の適用区画は、耐火壁、耐火扉及び貫通部シールに加え、防火ダンパにより区画する。</p> <p>(ii) ケーブルトレイ、電線管及び潤滑油内包機器 火災防護対象機器のケーブルは、安全系ケーブルと非安全系ケーブルを区分し、かつ、安全系ケーブルについては、チャンネルあるいはトレインごとに区分したケーブルトレイ又は電線管に格納する。同一の火災区画内に異なる系統のケーブルトレイが存在する場合には、互いの系統間の分離、火災源となる動力ケーブルトレイと火災防護対象機器に係るケーブルを格納するケーブルトレイ間の分離、火災防護対象機器に係るケーブルを格納するケーブルトレイと可燃物間の分離を IEEE384 に基づく分離距離により確保する。 原子炉の停止機能及び冷却機能を有する機器に係るケーブルを格納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区画内に設置されるケーブルトレイの 1 系統については、鋼板で覆うことで遮炎性を確保するとともに、耐火性能を有する障壁材を巻設することで格納するケーブルの損傷を防止する設計とする。さらに、同一の火災区画内に異なる系統の潤滑油を内包する機器が存在する場合には、異なる系統の機器間の分離、機器と火災防護対象機器に係るケーブルを格納するケーブルトレイ間の分離、機器と可燃物間の分離を IEEE384 に基づく分離距離により確保する。</p> <p>(iii) 排煙設備 中央制御室には、火災時に発生する煙を排気するための排煙設備を設置する。</p> <p>(iv) 非常用発電機燃料地下タンクの排気用のベント管 非常用発電機の燃料地下タンク近傍で起こる火災により、タンク内の圧力が上昇することによる爆発を防止するため、非常用発電機の燃料地下タンクに排気用ベント管を設置する。</p> <p>(v) キャビネット 火災区画には、可燃物を保管する防火性能を有する鋼製のキャビネットを設置する。</p> <p>(vi) ケーブル、潤滑油、燃料油、紙及び可燃物の保管制限量 火災区画の潜在的な火災継続時間が 20 分を超えないように、火災影響評価により設定した火災区画ごとのケーブル、潤滑油、燃料油、紙及び可燃物の保管制限量を定める。</p>	

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
<p>五 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3)その他の主要な構造</p> <p>s. (外部電源を喪失した場合の対策設備等)</p> <p>原子炉施設には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統及び原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設ける設計とする。原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設ける設計とする。</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 安全設計の基本方針</p> <p>1.1.1.10 全交流動力電源喪失対策</p> <p>原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設ける設計とする。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>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 (外部電源を喪失した場合の対策設備等)</p> <p>第四十二条 試験研究用等原子炉施設(ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に限る。以下この章において同じ。)には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統及び原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設けなければならない。</p> <p>2試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設けなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1について</p> <p>外部電源が喪失した場合に、第1.3.3表に示す構築物、系統及び機器に必要な電力を供給する非常用電源を設ける。非常用電源は、非常用発電機2台及び蓄電池、充電器等から構成する2系統の直流電源設備並びに3系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系（停止系）、安全保護系（工学的安全施設）、補助冷却設備及び炉容器冷却設備に対し、必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>2について</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合、安全保護系（停止系）からの作動指令により、反射体領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が速やかに炉心内に落下挿入される。次いで、40分経過後に燃料領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が炉心内に落下挿入され、全制御棒の落下挿入が完了する。原子炉の安全な停止を確認するため全制御棒の落下挿入が完了するまでの間（40分間）、炉内の中性子束を監視する。また、炉心からの崩壊熱の除去の</p>	<p>【第6編 全交流動力電源喪失時の対応機器】</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。原子炉停止後の状態監視については、直流電源設備の蓄電池からの電源供給時間60分以内に可搬型計器、可搬型発電機等の準備を行い、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力の監視を開始し、継続的に行う。使用済燃料冷却の状態監視については、蓄電池を内蔵する可搬型計器により使用済燃料貯蔵プール水位を適宜監視する。</p> <p>なお、可搬型計器、可搬型発電機等は、多重性を確保するため2式を分散して保管するものとする。</p>	<p>設計条件は、設置変更許可申請書の基本方針、適合のための設計方針を具体化しており整合している。</p>

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
	<p>状態を確認するため、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらに必要な電源を一定時間（60分）確保する事を目的に、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系（停止系）、事故時監視計器の一部（中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力）に給電できる設計とする。</p> <p>蓄電池の枯渇後（60分以降）は、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、可搬型の計器等を用いて原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらの可搬型の計器等に必要な電源は、蓄電池枯渇前に準備する可搬型発電機から給電する設計とする。</p> <p>使用済燃料からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、蓄電池を内蔵する可搬型の計器により使用済燃料貯蔵プール水位を適宜監視する。</p> <p>また、原子炉施設及び原子炉施設の周辺監視区域の周辺の放射線量は、サーベイメータにより測定及び監視する設計とする。</p> <p>原子炉施設から関係官庁等への通信連絡については、携帯電話及び衛星携帯電話により相互に連絡できる設計とする。</p>		

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性															
	<p>10. 電気施設</p> <p>10.1 概要 (中略)</p> <p>全交流動力電源の喪失時においては、安全保護系（停止系）からの作動指令により、反射体領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が速やかに炉心内に落下挿入される。次いで、40分経過後に燃料領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が炉心内に落下挿入され、全制御棒の落下挿入が完了する。原子炉の安全な停止を確認するため全制御棒の落下挿入が完了するまでの間、炉内の中性子束を監視する。また、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらに必要な電源を一定時間確保する事を目的に、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系（停止系）、事故時監視計器の一部（中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力）に給電する。</p> <p>蓄電池の枯渇後は、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、可搬型の計器等を用いて原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらの可搬型の計器等に必要な電源は、蓄電池枯渇前に準備する可搬型発電機から給電する。</p> <p>10.2 設計方針 電気施設は、次の方針により設計する。 (12)全交流動力電源の喪失により直流電源設備の蓄電池からの電源の供給が喪失した場合においても、炉心からの崩壊熱の除去の状態を可搬型の計器等によって監視するために必要な電源として、可搬型発電機を設ける。</p> <p>10.3.6 可搬型発電機 可搬型発電機は、全交流動力電源が喪失し、さらに直流電源設備の蓄電池が枯渇して電源の供給が喪失した場合、炉心からの崩壊熱の除去の状態を監視するために必要な可搬型の計器等（記録計、信号変換器）へ必要な容量0.5kVAを供給する。可搬型発電機は無給油で10時間以上運転可能とし、その燃料は7日分の監視に必要な量を原子炉施設敷地内の油脂倉庫に備蓄する。</p> <p>可搬型発電機は、多重性を考慮して1台1組をそれぞれ原子炉建家以外の独立した場所に保管する。</p> <p>可搬型発電機は、原子炉建家内及び屋外それぞれ2箇所に設置ができる設計とするとともに、使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請に係る可搬型計器、可搬型発電機等の設計仕様を下表に示す。可搬型計器、可搬型発電機等については、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> <p>また、保管場所を第 1.1 図から第 1.4 図、可搬型計器、可搬型発電機の接続図を第 1.5 図に示す。可搬型計器は原子炉建家内の 2 箇所に各 1 式を分散して保管し、可搬型発電機は原子炉建家以外の 2 箇所に 1 式を分散して保管するものとする。</p> <p style="text-align: center;">第 1 表 可搬型計器、可搬型発電機等の仕様</p> <table border="1" data-bbox="1584 814 2451 1724"> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>数量</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディストリビュータ（信号ケーブルを含む）</td> <td>2台 (1台2組)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 入力電圧 AC 100V DC 24V の伝送器に対応 出力DC 1~5V 信号ケーブル DC 4~20mA 用×1本 </td> </tr> <tr> <td>記録計（信号ケーブルを含む）</td> <td>2台 (1台2組)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 入力電圧 AC100V 入力点数が2点以上 Kタイプ熱電対入力に対応 DC 1~5V 入力に対応 信号ケーブル 熱電対用×1本、DC 1~5V 用×1本 </td> </tr> <tr> <td>キャリブレータ</td> <td>2台 (1台2組)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ループ電源機能付で DC 24V の伝送器に対応 電源供給をしながら DC 4~20mA を測定が可能 </td> </tr> <tr> <td>温度、圧力監視用可搬型発電機（電源ケーブルを含む）</td> <td>2基 (1基2組)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ディーゼルエンジン発電機（可搬型） 定格出力 3.1 kVA 定格電圧 100V 定格周波数 50Hz 定格力率 1.0 相数 単相 燃料 軽油 燃料タンク容量 15L 10.8時間（定格負荷時）、25.4時間（1/4 負荷時） 使用場所 原子炉建家屋付近の屋外又は屋内 電源ケーブル（65m 以上）×1本 排気ダクト（5m 以上）×1本 </td> </tr> </tbody> </table>	種類	数量	仕様	ディストリビュータ（信号ケーブルを含む）	2台 (1台2組)	<ul style="list-style-type: none"> 入力電圧 AC 100V DC 24V の伝送器に対応 出力DC 1~5V 信号ケーブル DC 4~20mA 用×1本 	記録計（信号ケーブルを含む）	2台 (1台2組)	<ul style="list-style-type: none"> 入力電圧 AC100V 入力点数が2点以上 Kタイプ熱電対入力に対応 DC 1~5V 入力に対応 信号ケーブル 熱電対用×1本、DC 1~5V 用×1本 	キャリブレータ	2台 (1台2組)	<ul style="list-style-type: none"> ループ電源機能付で DC 24V の伝送器に対応 電源供給をしながら DC 4~20mA を測定が可能 	温度、圧力監視用可搬型発電機（電源ケーブルを含む）	2基 (1基2組)	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼルエンジン発電機（可搬型） 定格出力 3.1 kVA 定格電圧 100V 定格周波数 50Hz 定格力率 1.0 相数 単相 燃料 軽油 燃料タンク容量 15L 10.8時間（定格負荷時）、25.4時間（1/4 負荷時） 使用場所 原子炉建家屋付近の屋外又は屋内 電源ケーブル（65m 以上）×1本 排気ダクト（5m 以上）×1本 	<p>可搬型計器、可搬型発電機等の設計仕様は、設置変更許可書の記載内容と整合している。</p>
種類	数量	仕様																
ディストリビュータ（信号ケーブルを含む）	2台 (1台2組)	<ul style="list-style-type: none"> 入力電圧 AC 100V DC 24V の伝送器に対応 出力DC 1~5V 信号ケーブル DC 4~20mA 用×1本 																
記録計（信号ケーブルを含む）	2台 (1台2組)	<ul style="list-style-type: none"> 入力電圧 AC100V 入力点数が2点以上 Kタイプ熱電対入力に対応 DC 1~5V 入力に対応 信号ケーブル 熱電対用×1本、DC 1~5V 用×1本 																
キャリブレータ	2台 (1台2組)	<ul style="list-style-type: none"> ループ電源機能付で DC 24V の伝送器に対応 電源供給をしながら DC 4~20mA を測定が可能 																
温度、圧力監視用可搬型発電機（電源ケーブルを含む）	2基 (1基2組)	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼルエンジン発電機（可搬型） 定格出力 3.1 kVA 定格電圧 100V 定格周波数 50Hz 定格力率 1.0 相数 単相 燃料 軽油 燃料タンク容量 15L 10.8時間（定格負荷時）、25.4時間（1/4 負荷時） 使用場所 原子炉建家屋付近の屋外又は屋内 電源ケーブル（65m 以上）×1本 排気ダクト（5m 以上）×1本 																

設置変更許可申請書（本文）

設置変更許可申請書（添付書類八）

設計及び工事の計画 該当事項

整合性

なお、可搬型発電機を原子炉建家内に設置する場合は、可搬型発電機の給気量を考慮し、十分に容積のある区画に設置し外気取入れの対策を行うとともに、排気は排気ダクト等により屋外に排出する設計とする。

可搬型発電機を使用する事象発生時には、常駐運転員により可搬型発電機を設置場所まで運搬し、設置場所から監視対象の温度、圧力の計装盤付近までケーブルを敷設し、計器等（記録計及び信号変換器）に接続し、電力を給電できる設計とする。

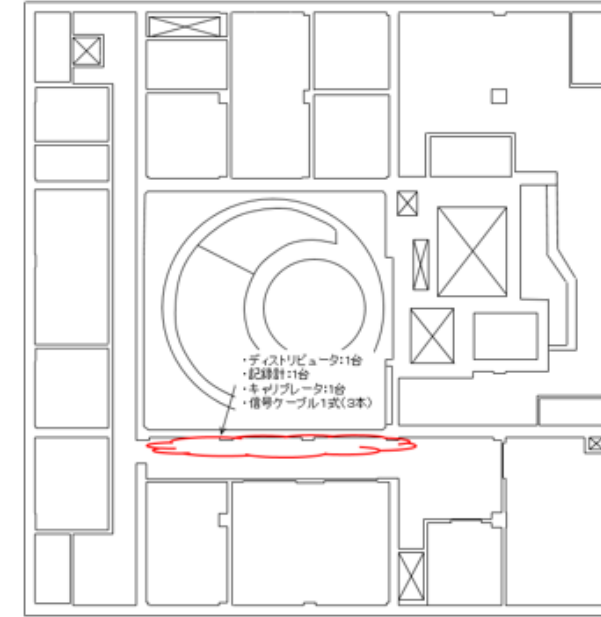
可搬型発電機の仕様を第10.3.6表に示す。なお、本可搬型発電機は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための資機材等の温度、圧力及び中性子束監視用の可搬型発電機と共用する。

10.5 評価

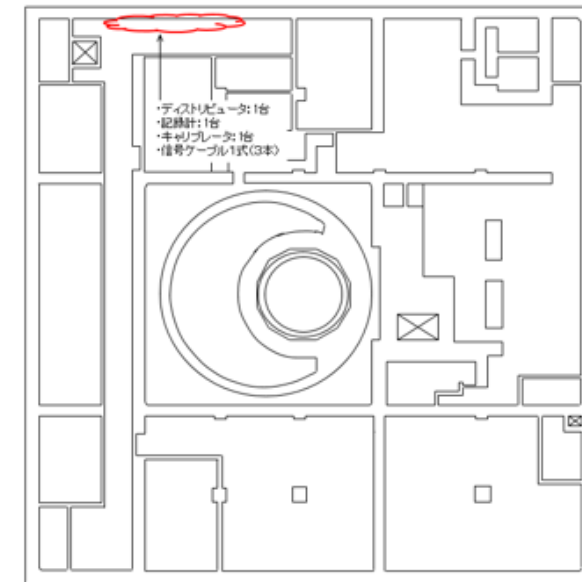
(13)全交流動力電源の喪失により直流電源設備の蓄電池等からの電源の供給が喪失した場合、炉心からの崩壊熱の除去の状態を監視するために必要な電源は、可搬型発電機により供給できる設計となっている。

第10.3.6表可搬型発電機の仕様

発電機	
形式	単相交流発電機
容量	2kVA以上/基
電圧	100 V
基数	2基（1台2組）
燃料	軽油



第 1.1 図 ディストリビュータ、記録計、キャリブレーションの保管場所（原子炉建家 地下1階）



第 1.2 図 ディストリビュータ、記録計、キャリブレーションの保管場所（原子炉建家 地下2階）

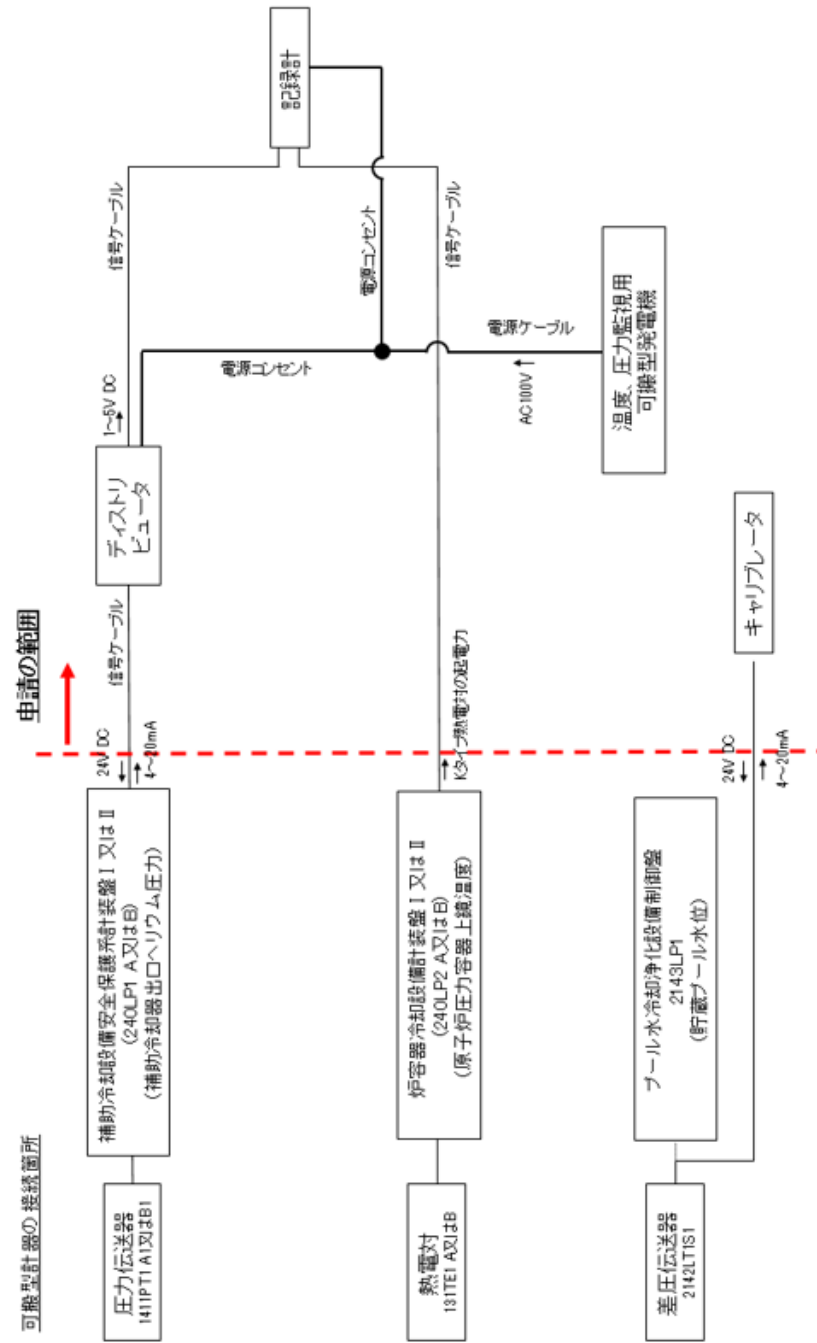
設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）	設計及び工事の計画 該当事項	整合性
		<div data-bbox="1745 373 2237 842" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="1813 856 2169 919">第1.3図 電源ケーブル、排気ダクトの保管場所（原子炉建家 1階）</p> <div data-bbox="1596 1045 2427 1528" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="1650 1583 2332 1612">第1.4図 可搬型発電機の保管場所（機庫棟及びHTTR 建設管理棟 西側倉庫）</p>	

設置変更許可申請書 (本文)

設置変更許可申請書 (添付書類八)

設計及び工事の計画 該当事項

整合性



新 1.5 図 可搬型計器、可搬型発電機の接続図

8-2. 大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画
書に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開
発機構大洗研究所(北地区)原子炉設置変更許可
申請書」との整合性に関する説明書

大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(北地区)原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>九 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ことを目的とする。</p> <p>2. 適用範囲 本品質管理計画の第 4 章から第 8 章までは、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;">大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書(QS-P12)</p> <p>1. 目的 本品質マネジメント計画書は、大洗研究所（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）及び原子炉施設等の保安規定に基づき、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（令第四十一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、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈」並びに JIS Q 9000：2015 品質マネジメントシステム－基本及び用語に従うものとする。</p> <p>(1) 「保安活動」とは、原子力施設の保安のための業務として行われる一切の活動をいう。 (2) 「不適合」とは、要求事項に適合していないことをいう。 (3) 「プロセス」とは、意図した結果を生み出すための相互に関連し、又は作用する一連の活動及び手順をいう。 (4) 「品質マネジメントシステム」とは、保安活動の計画、実施、評価及び改善に関し、原子力事業者等が自らの組織の管理監督を行うための仕組みをいう。 (5) 「原子力の安全のためのリーダーシップ」とは、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、組織の品質方針及び品質目標を定めて要員がこれらを達成すること並びに組織の安全文化のあるべき姿を定めて要員が健全な安全文化を育成し、及び維持することに主体的に取り組むことができ</p>	<p>原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）に記載した品質管理計画を受け、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に適合するように策定した「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書(QS-P12)」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>

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
	<p>るよう先導的な役割を果たす能力をいう。</p> <p>(6) 「是正処置」とは、不適合その他の事象の原因を除去し、その再発を防止するために講ずる措置をいう。</p> <p>(7) 「未然防止処置」とは、他の原子力施設で発生した不適合事象等から得られた知見を踏まえて、自らの組織で起こりうる不適合の発生を防止するために講ずる措置をいう。</p> <p>(8) 「一般産業用工業品」とは、原子力施設の安全機能に係る機器及びその部品、構造物並びにシステム（以下「機器等」という。）であって、専ら原子力施設において用いるために設計開発されたもの以外のものをいう。</p> <p>(9) 「妥当性確認」とは、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に関して、機器等又は保安活動を構成する業務（以下「個別業務」という。）及びプロセスが実際の使用環境又は活動において要求事項に適合していることを確認することをいう。</p> <p>(10) 原子力施設 原子炉施設及び使用施設等の総称をいう。</p> <p>(11) 原子炉施設等 原子炉施設及び使用施設等を構成する構築物、系統、機器等の総称及び核燃料物質使用施設等を構成する構築物、系統、機器等の総称をいう。</p> <p>(12) 本部 機構の本部組織（以下「本部」という。）は、理事長、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>(13) 担当理事 大洗研究所担当理事をいう。</p> <p>(14) 原子炉主任技術者 高速実験炉「常陽」、材料試験炉及び高温工学試験研究炉の原子炉主任技術者をいう。</p> <p>(15) 所長 大洗研究所長をいう。</p> <p>(16) 品質担当副所長 研究所の品質マネジメントを担当する副所長をいう。</p> <p>(17) 核燃料取扱主務者 研究所における北地区核燃料取扱主務者及び南地区核燃料取扱主務者をいう。</p> <p>(18) 廃止措置施設保安主務者 研究所における廃止措置施設保安主務者をいう。</p> <p>(19) センター長 研究所に属するセンター長をいう。</p> <p>(20) 部長 研究所に属する大洗研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等に関わる部長をいう。</p> <p>(21) 課長 研究所に属する原子炉施設等に関わる室長及び課長をいう。</p> <p>(22) 従業員等</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	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、次の事項を考慮し、品質マネジメントシステムの要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。</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の運用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。）並びに当該指標に係る判断基準を明確にする。</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>職員等（役員、職員、嘱託（非常勤を除く。）、常勤職員、常用用員、臨時用員等の日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）と雇用関係にある者並びに外来研究員、協力研究員及び客員研究員）及び機構との契約に基づき、研究所内に常駐して業務を行っている者をいう。</p> <p>(23) 業務</p> <p>保安活動を構成する個々のプロセスの実施をいう。</p> <p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 保安に係る各組織は、本品質マネジメント計画書に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性を評価し、継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮し、品質マネジメントシステムの要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。</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、業務・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。</p> <p>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の運用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。</p> <p>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（以下「保安活動指標」という。）、並びに判断基準を明確にする。（「5.4.1 品質目標」、「7.1 業務の計画」、「8.2.3 プロセスの監視及び測定」、「8.2.4 検査及び試験」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 プロセスの監視及び測定」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、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>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p> <p>(i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、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>(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 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー」、 「7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認」参照。）</p> <p>(i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。</p> <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。（「6. 資源の運用管理」参照。）</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。</p> <p>また、表 4.2.1 に原子炉施設等に係る品質マネジメントシステム文書体系に示す。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 一次文書 本品質マネジメント計画書</p> <p>(3) 二次文書 この計画書が要求する手順及び組織が必要と判断した規則等の文書及び記録</p> <p>(4) 三次文書 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、二次文書以外に組織が必要と判断した手順書、手引等の文書</p> <div data-bbox="1715 1402 2166 1738" style="text-align: center;"> </div> <p>品質マネジメントシステム文書体系図</p>	<p>整合性</p>

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	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> <p>(1) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、適切な品質マネジメント文書が利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順を作成する。これには、文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。</p> <p>(a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。</p> <p>(b) 文書は定期的に改訂の必要性についてレビューする。また、改訂する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。</p> <p>(c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。</p> <p>(d) 文書の変更内容の識別及び最新の改訂版の識別を確実にする。</p> <p>(e) 該当する文書の最新の改訂版又は適切な版が、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>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> <p>(a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）</p> <p>(b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項</p> <p>(c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報</p> <p>(d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。</p> <p>ただし、記録となる文書は、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は大洗研究所の「大洗研究所文書及び記録の管理要領」を定め、研究所の部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定める。これらの管理要領には、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。</p> <p>(a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。</p> <p>(b) 文書は定期的に改訂の必要性についてレビューする。また、必要に応じて改訂する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。</p> <p>(c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。</p> <p>(d) 文書の変更内容の識別及び最新の改訂版の識別を確実にする。</p> <p>(e) 該当する文書の最新の改訂版又は適切な版が、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) 文書の改訂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、大洗研究所の「大洗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>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を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>(1) 品質方針を設定する。</p> <p>(2) 品質目標が設定されていることを確実にする。</p> <p>(3) 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>(4) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(5) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>(6) 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>(7) 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>(8) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するものを含む。</p> <p>(1) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>(2) 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>(3) 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>(4) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>(5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、保安に係る組織において、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）が設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画が作成されることを確実にする。</p>	<p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p> <p>(1) 品質方針を設定する。（「5.3 品質方針」参照。）</p> <p>(2) 品質目標が設定されていることを確実にする。（「5.4.1 品質目標」参照。）</p> <p>(3) 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>(4) マネジメントレビューを実施する。（「5.6 マネジメントレビュー」参照。）</p> <p>(5) 資源が使用できることを確実にする。（「6. 資源の運用管理」参照。）</p> <p>(6) 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>(7) 保安活動に関して、担当する業務について理解して遂行し、当該業務に責任を持つことを要員に認識させる。</p> <p>(8) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項（「7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化」及び「8.2.1 原子力安全の達成」参照。）に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事項によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの及び施設管理に関する方針を含む。</p> <p>(1) 機構の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>(2) 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>(3) 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>(4) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>(5) 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 業務の計画」(4) b) 参照。）を含む。）が設定されていることを確実にする。</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>(a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>(c) 資源の利用可能性</p> <p>(d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、保安に係る組織の責任及び権限を明確にする。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>また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画（「7.1 業務の計画」(4) 参照。）を作成するとき、次の事項を考慮させる。</p> <p>(a) 実施事項</p> <p>(b) 必要な資源</p> <p>(c) 責任者の明確化</p> <p>(d) 実施事項の完了時期</p> <p>(e) 結果の評価方法</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、「4.1 一般要求事項」に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>(a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>(c) 資源の利用可能性</p> <p>(d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図 5.5.1 保安管理組織図 (1) から (4) に、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて組織全体に周知し、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 一般」参照。）を定めさせ、保安に係る各組織の要員が自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を持って業務を遂行するようにする。</p> <p>(1) 理事長</p> <p>理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。</p> <p>(2) 統括監査の職</p> <p>統括監査の職は、原子炉施設等の品質保証活動に関する内部監査に係る業務を行う。</p> <p>(3) 管理責任者</p> <p>管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては大洗研究所担当理事（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</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
	<p>すること等を確実にする責任と権限を有する（「5.5.2 管理責任者」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保証活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。</p> <p>(5) 契約部長 契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。</p> <p>(6) 研究所担当理事 研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。</p> <p>(7) 原子炉主任技術者 原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。</p> <p>(8) 所長 所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。</p> <p>(9) 品質担当副所長 品質担当副所長は、原子炉施設等品質マネジメント計画に基づく活動を推進する。</p> <p>(10) 核燃料取扱主務者 核燃料取扱主務者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。</p> <p>(11) 廃止措置施設保安主務者 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ものをいう。</p> <p>(12) センター長 高速炉サイクル研究開発センター長、高温ガス炉研究開発センター長及び環境技術開発センター長を言い、それぞれ次の職務を実施する。</p> <p>(a) 高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設及び使用施設等に関する保安活動の統括に係る業務を補佐する。また、高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設の年間運転計画及び使用施設等の年間使用計画に係る業務を統括する。</p> <p>(b) 高温ガス炉研究開発センター長は、所長が行う高温ガス炉研究開発センターにおける原子炉施設及び使用施設等に関する保安活動の統括に係る業務を補佐する。また高温ガス炉研究開発センターにおける原子炉施設の年間運転計画及び使用施設等の年間使用計画に係る業務を統括する。</p> <p>(c) 環境技術開発センター長（以下「環境センター長」という。）は、所長が行う環境技術開発センターにおける原子炉施設及び使用施設等に関する保安活動の統括に係る業務を補佐する。また、原子炉施設の年間運転計画及びDCAの年間管理計画に係る業務を統括する。</p> <p>(13) 部長 所掌する部署における品質マネジメント活動を統括するとともに、推進する。</p> <p>(14) 課長 所掌する課及び室における品質マネジメント活動を行う。</p> <p>(15) 中央安全審査・品質保証委員会 次の活動に必要な管理を規定するために安全・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	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、また本部（監査プロセスを除く。）は管理者の中から管理責任者を任命する。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>(a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。</p> <p>(c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>(d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。</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>質保証委員会の運営について」を定める。</p> <p>(a) 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>(16) 原子炉施設等安全審査委員会</p> <p>次の活動に必要な管理を規定するために所長は、「原子炉施設等安全審査委員会規則」を定める。</p> <p>(a) 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>(17) 使用施設等安全審査委員会</p> <p>次の活動に必要な管理を規定するために所長は、「使用施設等安全審査委員会規則」を定める。</p> <p>(a) 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>(18) 品質保証推進委員会</p> <p>次の活動に必要な管理を規定するために所長は、「品質保証推進委員会規則」を定める。</p> <p>(a) 品質保証推進委員会は、研究所における品質保証活動の推進、安全文化の育成及び法令等の遵守活動並びに所長からの諮問事項について審議する。</p> <p>(19) 品質保証技術検討会等</p> <p>保安管理部、放射線管理部、燃料材料開発部、材料試験炉部及び環境保全部に品質保証技術検討会、高速実験炉部に安全技術検討会、高温工学試験研究炉部に品質保証委員会及び管理部に品質保証推進委員会（以下、これらの会議体を「品質保証技術検討会等」という。）を置く。品質保証技術検討会等は、それぞれの運営要領又は規約に従い審議・検討等を行う。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>(a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について理事長に報告する。</p> <p>(c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>(d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、「5.5.1 責任及び権限」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 品質目標」及び「8.2.3 プロセスの監</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p> <p>(e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>(a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>(b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>(c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>(d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>(e) 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>理事長は、保安に係る組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にする。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p>	<p>視及び測定」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、前項に規定する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 品質目標」参照。）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>(b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>(c) 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に対する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、担当理事、所長、センター長、部長及び課長に必要な会議、連絡書等を利用して保安に係る情報交換を行わせる。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設等の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」を定め、所長及びセンター長は、所内のコミュニケーションについては、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、運営会議要領及び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>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<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> <ol style="list-style-type: none"> (1) 内部監査の結果 (2) 組織の外部の者からの意見 (3) 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。） (4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（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 (5) 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。） (6) 関係法令の遵守状況 (7) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況 (8) 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 (9) 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 (10) 改善のための提案 (11) 資源の妥当性 (12) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性 <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <ol style="list-style-type: none"> (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。 <ol style="list-style-type: none"> (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。 <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</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> <ol style="list-style-type: none"> (a) 内部監査の結果 (b) 組織の外部の者からの意見 (c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。） (d) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（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、維持するための活動の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。） (f) 関係法令の遵守状況 (g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況 (h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ (i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 (j) 改善のための提案 (k) 資源の妥当性 <p>(1) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性</p> <p>(2) 所長は、センター長及び各部長に指示して、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> <ol style="list-style-type: none"> (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。 <ol style="list-style-type: none"> (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 記録の管理」参照。）。 (3) 管理責任者は、第一項で改善の指示を受けた事項について必要な措置を行う。 (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。 <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を着実に実施する。</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>理事長、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、研究所担当理事、所長及び部長は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする（「7.1 業務の計画」、「7.4.2 調達要求事項」及び「7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認」参照。）。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 所長及び部長は、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、次の事項を着実に実施する。</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) 要員の教育・訓練及び力量についての記録を作成し、管理すること（「4.2.4 記録の管理」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安全の達成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>所長、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>所長、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、</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、個別業務の計画と、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p> <p>(a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>(b) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>(c) 業務・原子炉施設に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>(d) 業務・原子炉施設のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>(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>(1) 業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項</p> <p>(2) 明示されてはいないが、業務・原子炉施設に必要な要求事項</p> <p>(3) 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>運営管理する。</p> <p>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安全・品質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、センター長及び部長は、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に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。</p> <p>(3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(4) 所長、センター長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p> <p>(a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>(b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項</p> <p>(c) 業務・原子炉施設等に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>(d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <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 記録の管理」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>(1) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項</p> <p>(2) 明示されてはいないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項</p> <p>(3) 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) 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ついてレビューする。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>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>(a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>(b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>(c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改訂する。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>(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>(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、以前に確認し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 記録の管理」参照）。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改訂する。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、センター長、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方自治体との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>所長又は部長は、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・開発に関する管理の手順を定め、次の事項を管理する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。</p> <p>(2) 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) 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) 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 記録の管理」参照）。インプットには次の事項を含める。</p> <p>(a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>(b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報</p>	<p>整合性</p>

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(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</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。 (b) 調達、業務の実施及び原子炉施設の使用に対して適切な情報を提供する。 (c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。 (d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。</p> <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。 (b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施する。</p> <p>(2) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設又は個別業務が、規定された性</p>	<p>(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</p> <p>(2) 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) 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。 (b) 調達、業務の実施（原子炉施設等の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。 (c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。 (d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。</p> <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 設計・開発の計画」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。 (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 記録の管理」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 設計・開発の計画」参照。）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) 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 記録の管理」参照。）。</p> <p>(4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与えている要求事項を満たしていることを確実にするために、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果（受注者から提出される承認図書類）とを対比して検証を実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>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>(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>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 設計・開発の計画」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 記録の管理」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 記録の管理」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 記録の管理」参照。）。</p> <p>7.4 調達</p> <p>所長は、物品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を着実にするため、調達に関する管理要領「大洗研究所調達管理要領」を定め、次の事項を管理する。</p> <p>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、調達製品が適合することを確実にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、技術的能力や品質保証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、研究所の調達に関する管理要領「大洗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 記録の管理」参照。）。</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(6) 保安に係る組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な処置に関する方法を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>(a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>(b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>(c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>(d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>(e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>(f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>(g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて検証を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>保安に係る組織は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態に</p>	<p>(6) 所長又は部長は、調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者及び使用者と共有する場合に必要な処置に関する方法を調達に関する管理要領「大洗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引合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、供給者の工場等で使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 部長及び課長は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を引合仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。</p> <p>(a) 受入検査（記録確認を含む。）</p> <p>(b) 立会検査（供給者先、現地）</p> <p>(c) その他（書類審査、受注者監査）</p> <p>(2) 部長及び課長は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項（「7.4.2 調達要求事項」参照。）の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>所長、部長及び課長は、業務の計画（「7.1 業務の計画」参照。）に従って、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>所長、センター長、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</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>は、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>(1) 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>(2) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>(3) 適切な設備を使用している。</p> <p>(4) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>(5) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>(6) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を明確にする。</p> <p>(a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>(b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>(c) 妥当性確認の方法</p> <p>(d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>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>の保安活動について、「7.1 業務の計画」で定めた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。</p> <p>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>(1) 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>(2) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>(3) 適切な設備を使用している。</p> <p>(4) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>(5) 監視及び測定が実施されている（「8.2.3 プロセスの監視及び測定」参照。）。</p> <p>(6) 業務のリリース（次工程への引き渡し）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 記録の管理参照。）。</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、必要な場合には、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、監視及び測定の要求事項に関連して、業務・原子炉施設等の状態を識別し、管理する。</p> <p>(3) 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 記録の管理」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 記録の管理」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、原子力安全に影響</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<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。</p> <p>なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。</p> <p>(a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>(c) 校正の状態が明確にできる識別をする。</p> <p>(d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>(e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。</p> <p>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</p>	<p>を及ぼさないように適切に取り扱う。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>部長及び課長は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。</p> <p>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) 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 記録の管理」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 記録の管理」参照。）。その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（「4.2.4 記録の管理」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、センター長、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。</p> <p>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</p>	

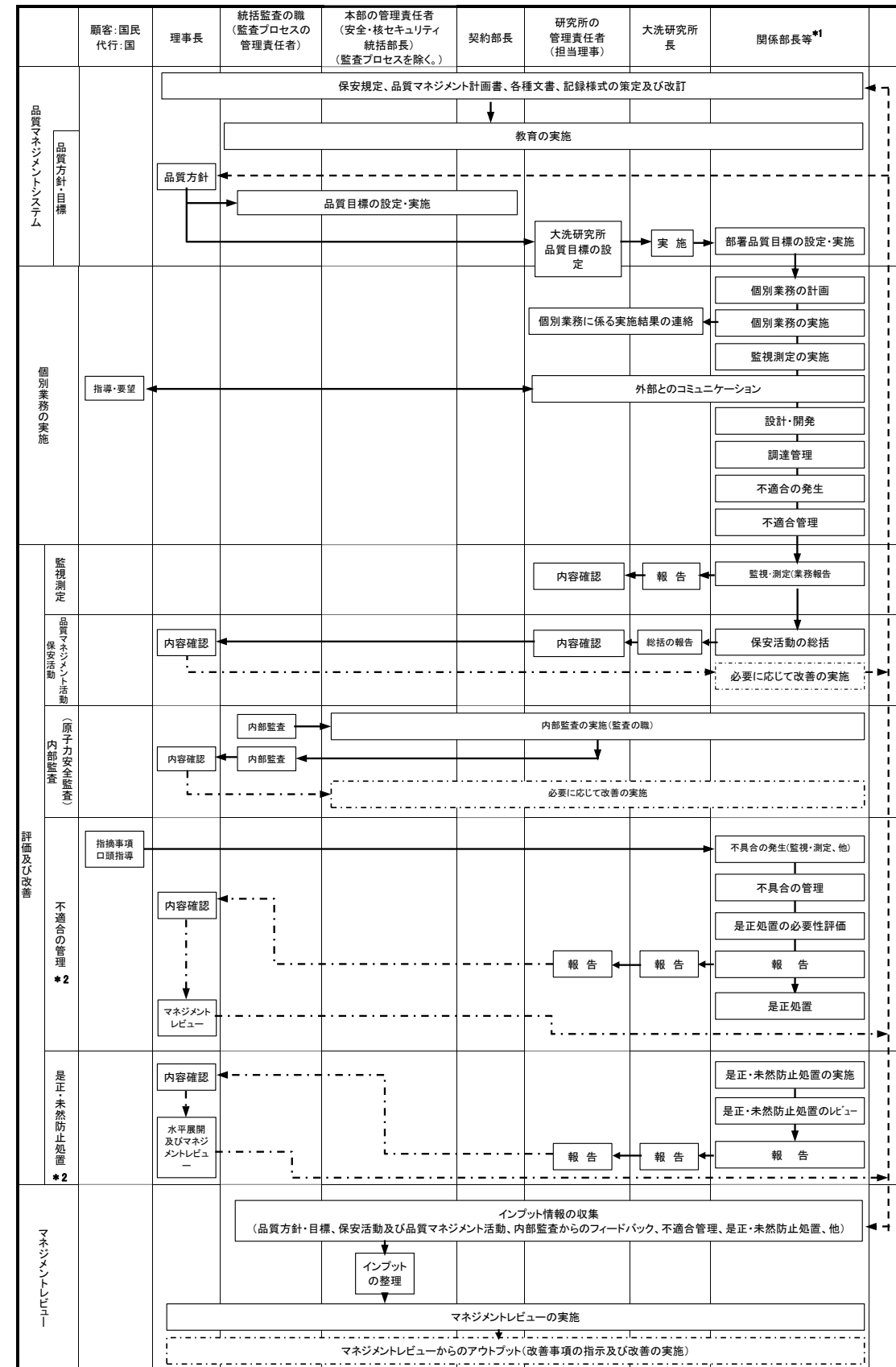
設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>討するプロセスを含む。</p> <p>(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を達成しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーションにより入手し、監視する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項で得られた情報を分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、監査プロセスの長に内部監査を実施させる。</p> <p>(a) 本品質管理計画の要求事項</p> <p>(b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、監査プロセスの長は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 監査プロセスの長は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 監査プロセスの長は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する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ずるとともに、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>討するプロセスを含む。</p> <p>(a) 業務に対する要求事項の適合性を実証する。</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、センター長、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（「7.2.3 外部とのコミュニケーション」参照。）により入手し、監視する。</p> <p>(2) この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。</p> <p>(a) 本品質マネジメント計画書の要求事項</p> <p>(b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(7) 統括監査の職は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を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>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<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。</p> <p>この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>(a) 監視及び測定の時期</p> <p>(b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の方法により、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために必要な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人が特定できるよう記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査等の検査及び試験要員の独立性については、これを準用する。</p> <p>8.3 不適合管理</p>	<p>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、センター長、部長及び課長は、表 8.2.3 プロセスの監視及び測定を基本として、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。</p> <p>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、保安活動の状況を示す指標を用いる。</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、センター長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために必要な処置を行う。</p> <p>(5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できなの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>自主検査及び試験を行う部長は、検査・試験の管理要領を定め、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、原子炉施設等を検査及び試験する。検査及び試験は、当該検査対象の個別業務の計画（「7.1 業務の計画」参照。）を作成し、これに従って、適切な段階で実施する。</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 記録の管理」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（「7.1 業務の計画」参照。）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。</p> <p>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) 原子力施設検査準備室長は、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。</p> <p>また、部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。</p> <p>8.3 不適合管理</p> <p>安全・核セキュリティ統括部長、所長、センター長又は部長は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「大洗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</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<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に修正を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。</p> <p>(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>る。</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、所長、センター長、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、センター長、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) 検出された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(次工程への引き渡し)又は合格と判定すること(以下「特別採用」という。)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録を作成し、管理する(「4.2.4 記録の管理」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、不適合管理並びに是正処置及び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、前項の報告を受け、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、センター長、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 品質マネジメントシステムの分析データ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 監視及び測定」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 不適合管理」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(「8.2.1 原子力の安全の達成」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 プロセスの監視及び測定」及び「8.2.4 検査及び試験」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 プロセスの監視及び測定」及び「8.2.4 検査及び試験」参照。)</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(d) 供給者の能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>保安に係る組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を向上させるために継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 保安に係る組織は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>(a) 不適合等のレビュー及び分析</p> <p>(b) 不適合等の原因の特定</p> <p>(c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>(d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>(e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p> <p>(a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関しては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>(d) 供給者の能力（「7.4 調達」参照。）</p> <p>(3) 部長及び課長は、分析結果及び情報を整理し、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 マネジメントレビューへのインプット」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、センター長、部長及び課長は、品質方針（「5.3 品質方針」参照。）、品質目標（「5.4.1 品質目標」参照。）、監査結果（「8.2.2 内部監査」参照。）、データの分析（「8.4 データの分析」参照。）、是正処置（「8.5.2 是正処置」参照。）、未然防止処置（「8.5.3 未然防止処置」参照。）及びマネジメントレビュー（「5.6 マネジメントレビュー」参照。）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、センター長及び部長は、不適合及びその他の事象の是正処置の手順（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「大洗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、契約部長、統括監査の職、所長、センター長、部長及び課長は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>(a) 不適合等のレビュー及び分析</p> <p>(b) 不適合等の原因（関連する要因を含む。）の特定</p> <p>(c) 類似の不適合の有無又は当該不適合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講じた処置の変更</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) 全ての是正処置の結果に係る記録を作成し、管理する（「4.2.4 記録の管理」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</p>	

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、次に掲げる手順により適切な未然防止処置を行う。</p> <p>(a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査 (b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 (c) 必要な処置の決定及び実施 (d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、前項までの未然防止処置の手順を定め、これを管理する。</p>	<p>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、センター長及び部長は、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、大洗研究所は「大洗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、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。</p> <p>この活用には、得られた知見や技術情報を他の原子炉設置者及び使用者と共有することも含む。</p> <p>(a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査 (b) 不適合や問題の発生を予防するための処置の必要性の評価 (c) 必要な処置の決定及び実施 (d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4「記録の管理」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>保安に係る組織を図9.1に示す。</p> <p>(a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。 (b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 所長、部長及び課長は、前項の実施あたり、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>	



*1: 原子力施設検査準備室長、高速炉サイクル研究開発センター長、高温ガス炉研究開発センター長、環境技術開発センター長、保安管理部長、放射線管理部長、管理部長、高速実験炉部長、燃料材料開発部長、高温工学試験研究炉部長、材料試験炉部長、環境保全部長
 *2: 本項においては、関係部長等に統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長及び契約部長を含む。ただし、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長及び契約部長の報告先は理事長とする。

図4.1 品質マネジメントシステム体系図

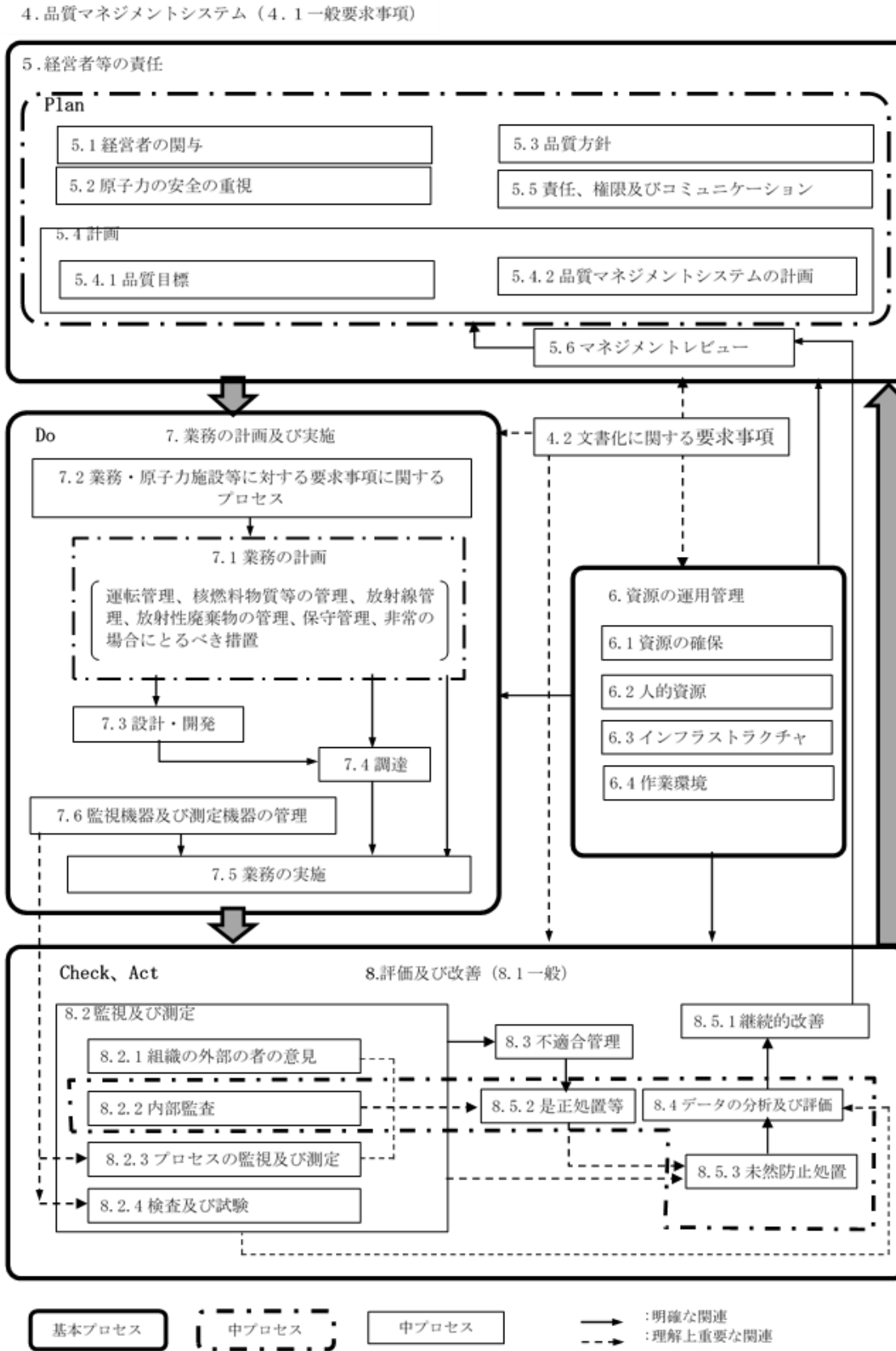


図 4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

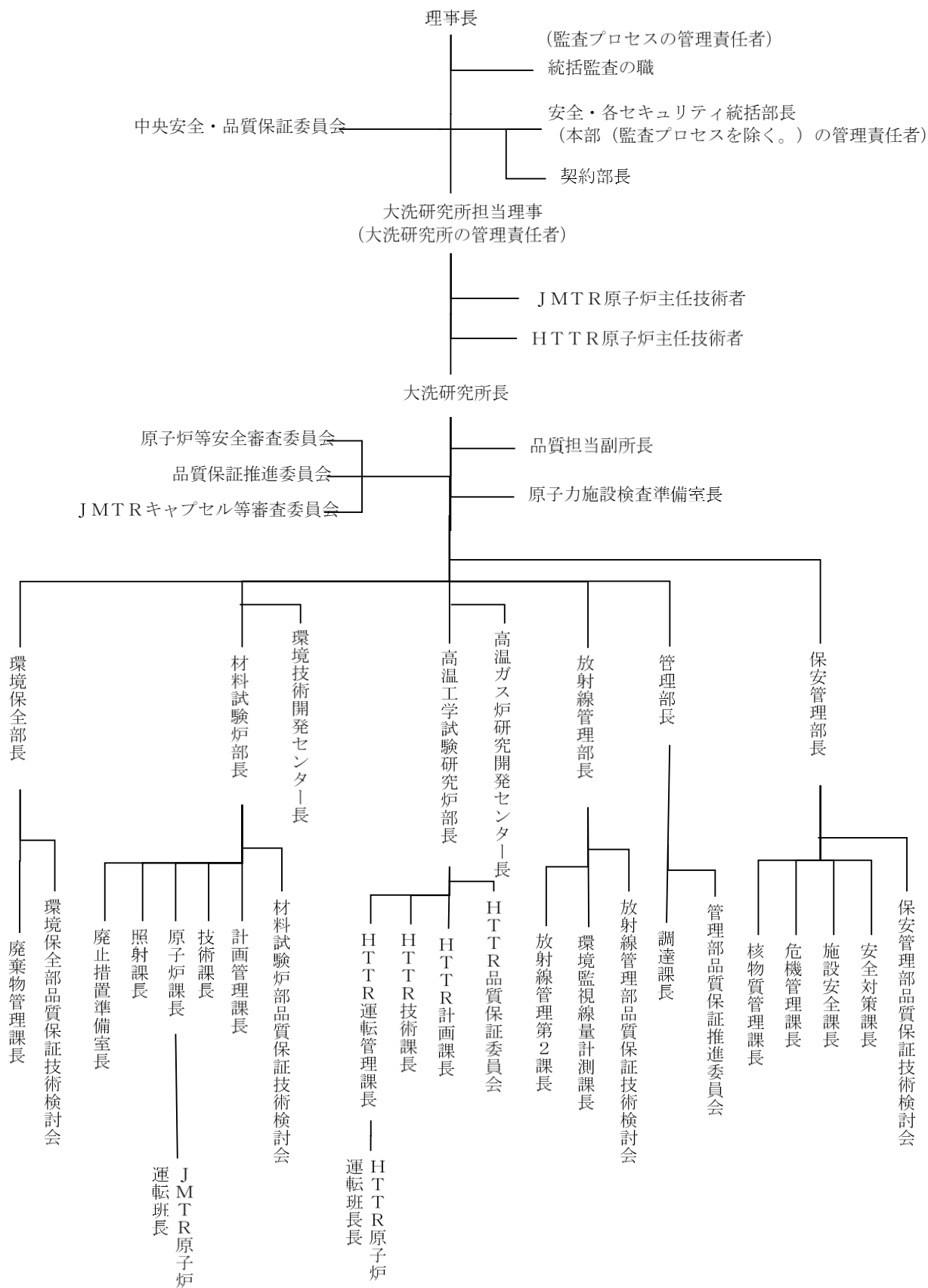


図 5.5.1 (1) 保安管理組織（北地区原子炉施設）

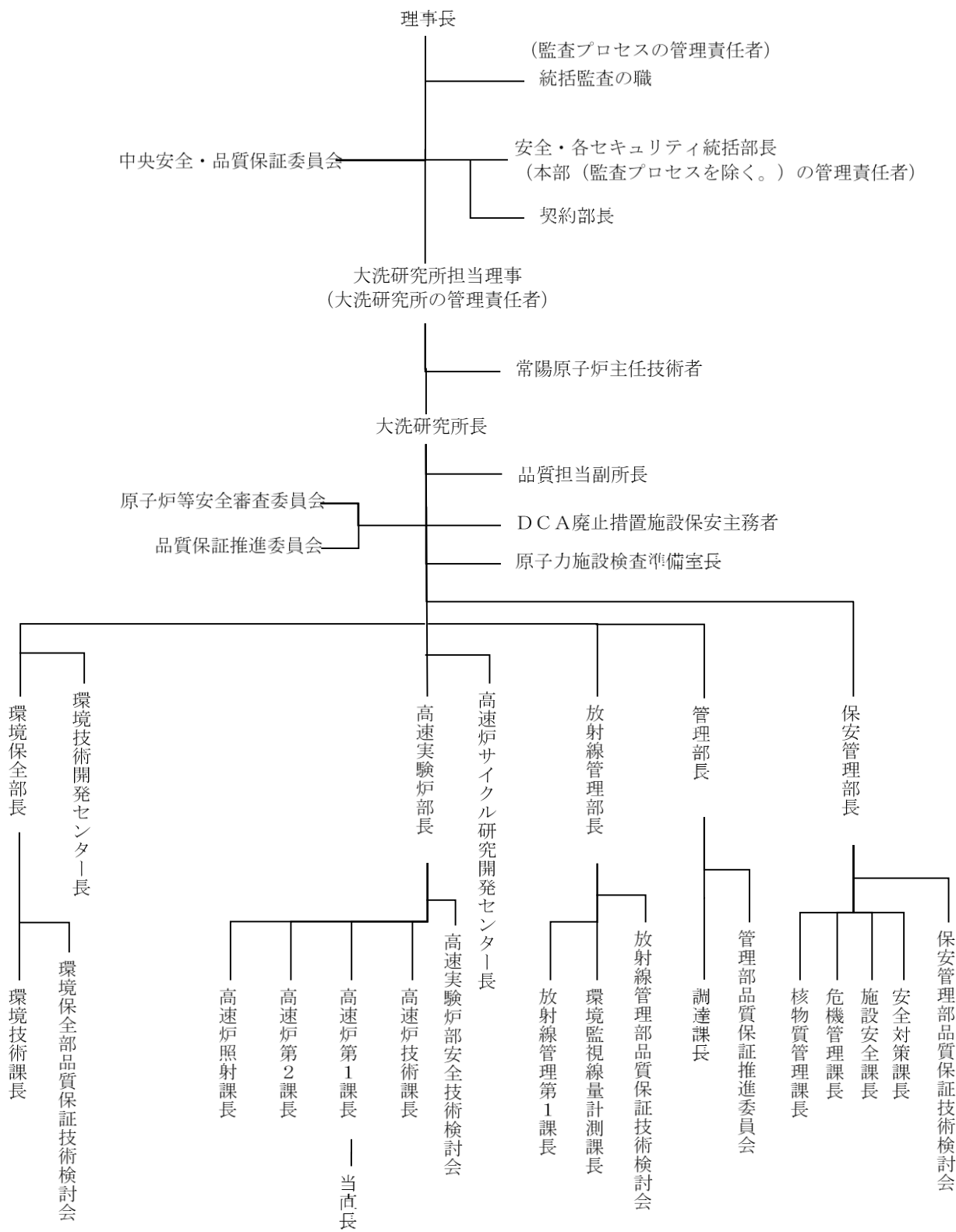


図5.5.1 (2) 保安管理組織（南地区原子炉施設）

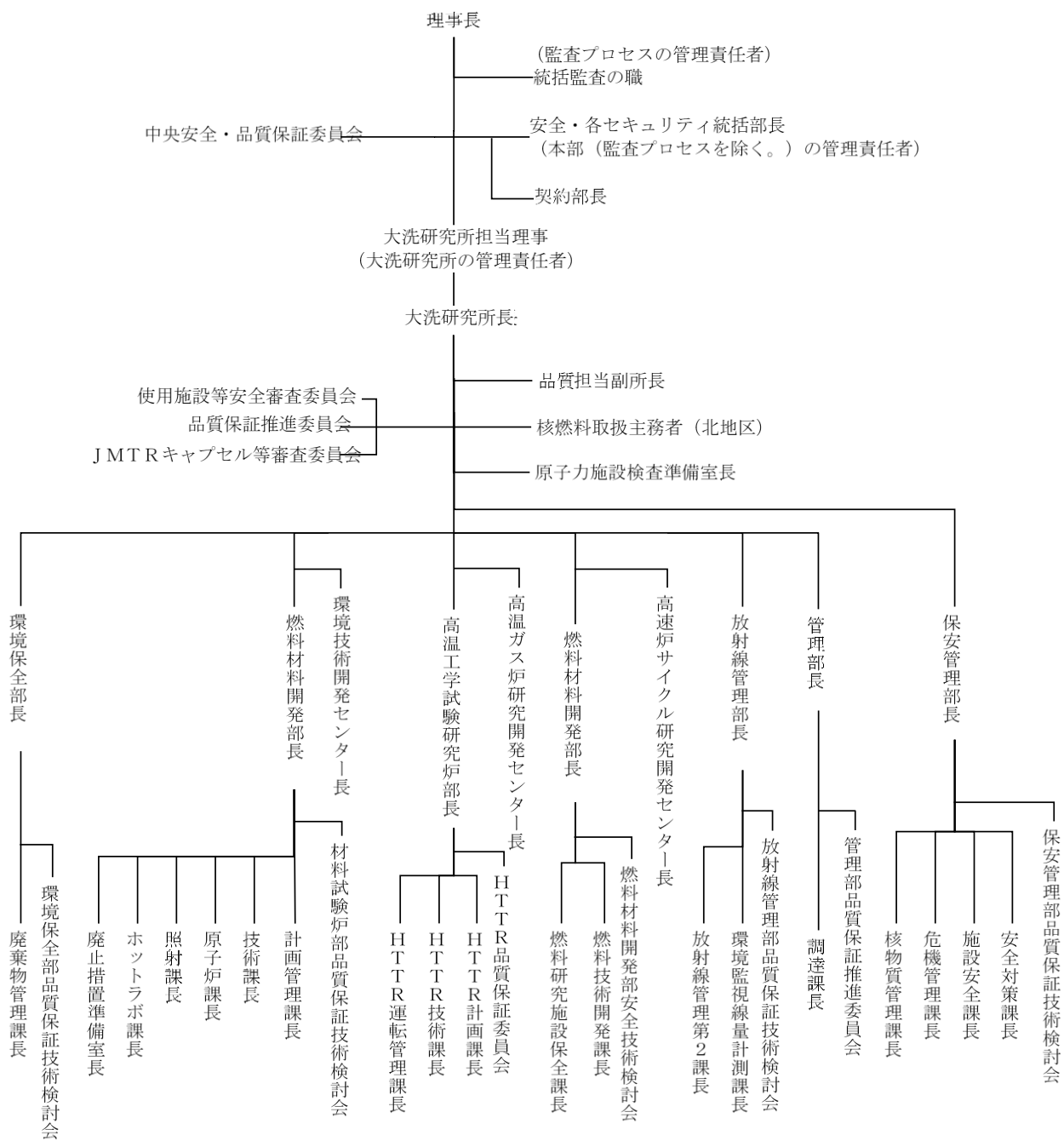


図 5.5.1 (3) 保安管理組織（北地区核燃料物質使用施設等）

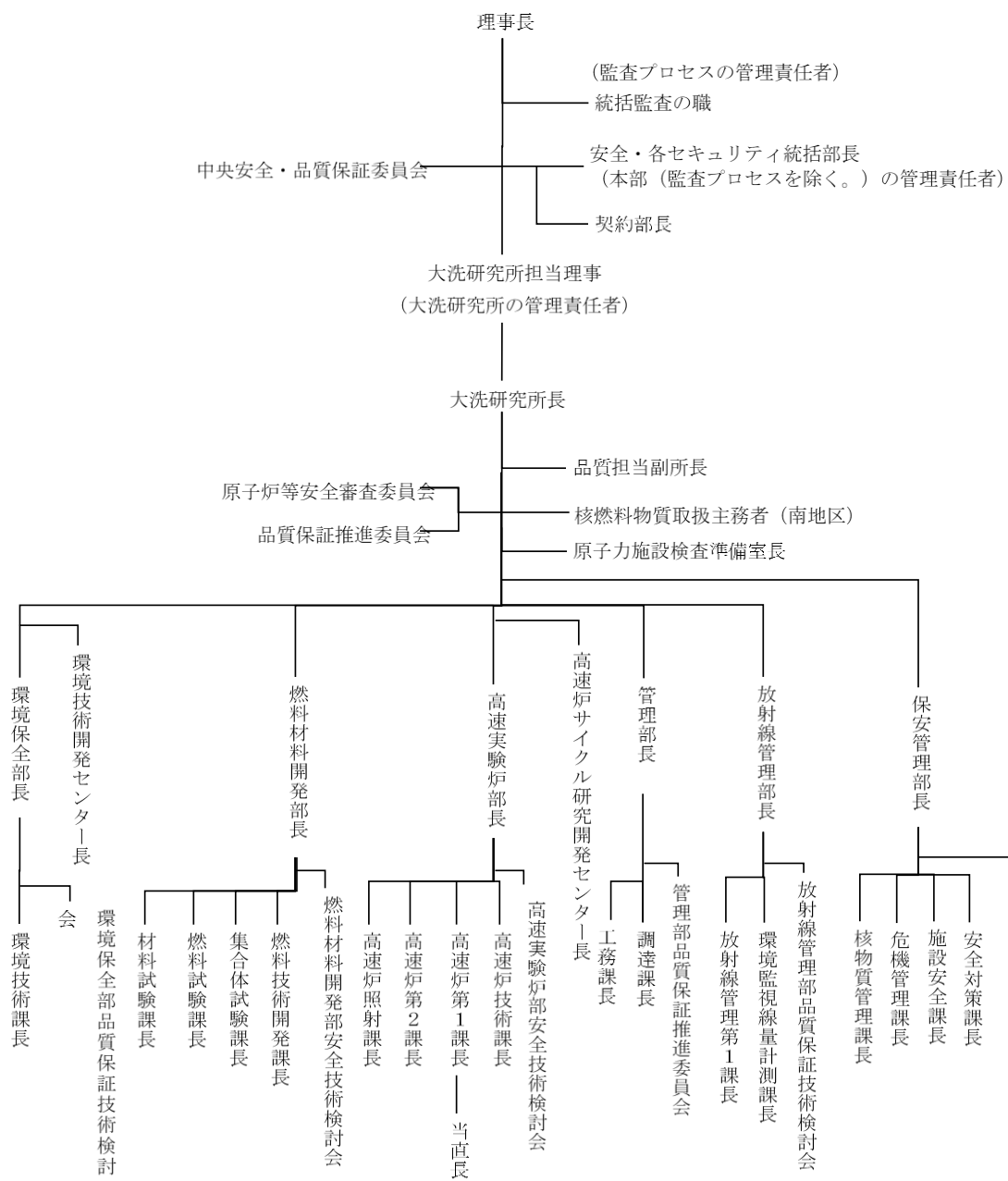


図 5. 5. 1 (4) 保安管理組織（南地区核燃料物質使用施設等）

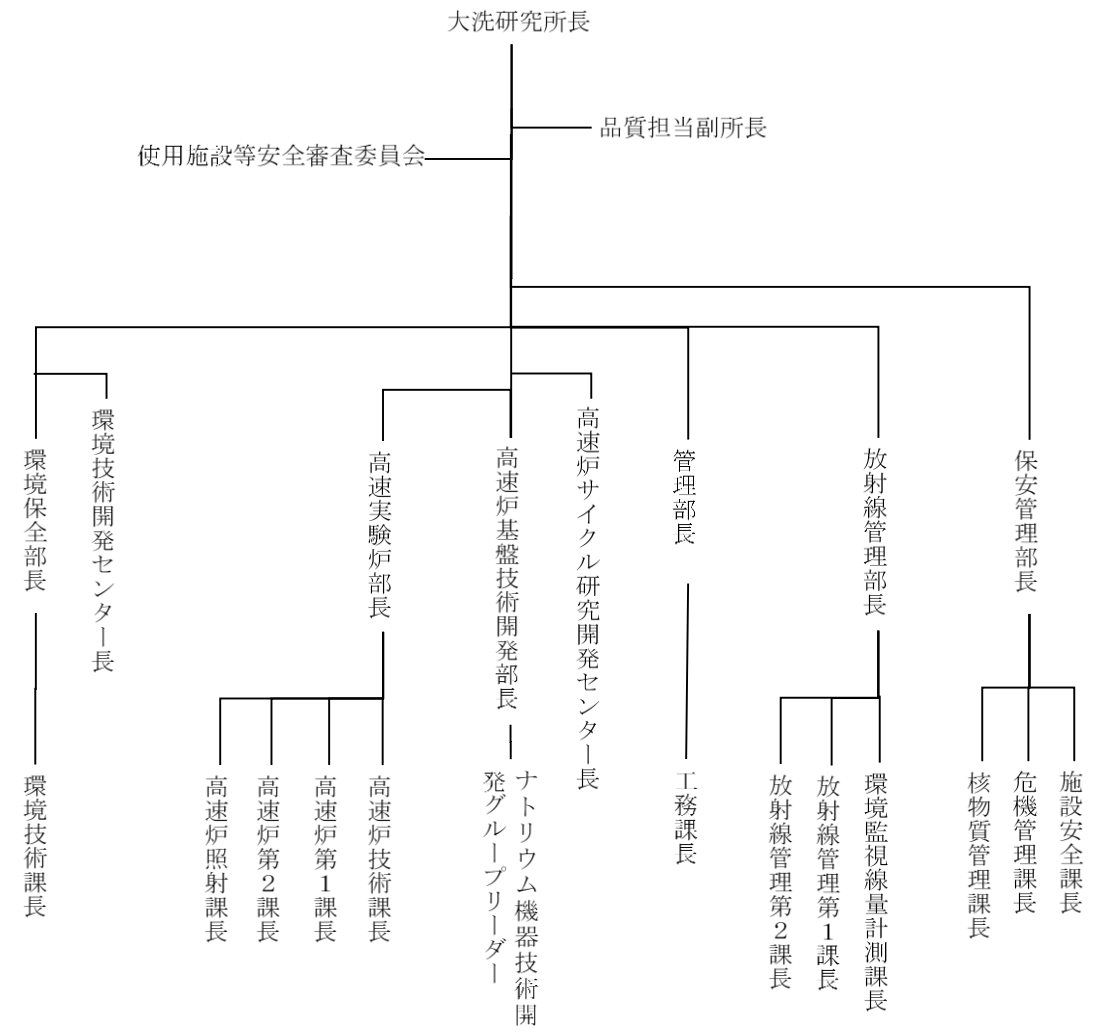


図9.1 令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る保安管理組織

表 8.2.3(1) 品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定〔（北地区）原子炉施設〕

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の結果	監視項目	確認方法と頻度
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会議 年度末及び必要に応じて
	所長	品質目標の設定及び実施状況		所長承認 四半期ごと
	部長			部長承認 四半期ごと
	課長			部長報告 四半期ごと
業務の計画及び実施のプロセス	運転管理 (HTTR) ・HTTR 計画課長 ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・技術課長 ・原子炉課長 ・照射課長	運転計画の設定及び実施	運転計画の実施状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと
		核燃料物質等の管理 (HTTR) ・HTTR 運転管理課長 ・HTTR 技術課長 (JMTR) ・原子炉課長	汚染された物及び原子炉施設内で発生した放射性廃棄物及び受け入れた放射性廃棄物の運搬の実施	汚染された物及び原子炉施設内で発生した放射性廃棄物及び受け入れた放射性廃棄物の運搬の実施状況
	放射性廃棄物の管理 (HTTR) ・HTTR 運転管理課長 ・HTTR 技術課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長		放射性廃棄物受入の、一時貯留又は保管、処理及び廃棄体の保管並びに貯留等の実施	放射性廃棄物受入の、一時貯留又は保管、処理及び廃棄体の保管並びに貯留等の実施状況
		放射線管理 (HTTR、JMTR) ・環境監視線量計測課長 ・放射線管理第2課長 (HTTR、JMTR) ・放射線管理第2課長 (HTTR、JMTR) ・環境監視線量計測課長 (HTTR) ・HTTR 運転管理課長 ・HTTR 技術課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・技術課長	放射性液体廃棄物の年間の放出管理目標値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況
	放射性気体廃棄物の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	課長通知 四半期ごと
	年間の管理目標値		従業員等の被ばく状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと

設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画申請書

整合性

	保守管理	(HTTR,JMTR) ・放射線管理第2課長 (HTTR) ・HTTR 運転管理課長 ・照射課長 (JMTR) ・原子炉課長	事業者検査	検査の実施状況	所長報告 年度ごと
	異常時の通報及び非常事態の措置	・環境監視線量計測課長 ・放射線管理第2課長 (HTTR) ・HTTR 計画課長 ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・技術課長 ・計画管理課長 ・廃止措置準備室長	非常事態訓練計画の設定及び実施	非常事態訓練の実施状況	所長報告 年度ごと
	安全文化育成活動	・放射線管理第2課長 (HTTR) ・HTTR 計画課長 ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・技術課長 ・計画管理課長 ・廃止措置準備室長	安全文化育成活動計画の設定及び実施	安全文化育成活動の実施状況	所長報告 半期ごと
	改善のプロセス	理事長	品質マネジメント計画の適合性の確保、有効性の改善	品質保証活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上又は必要に応じて
				不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて
		全ての管理者	品質マネジメントシステムの有効性評価	自己評価	年1回以上（年度末及び必要に応じて）

表 8.2.3(2) 品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定〔（南地区）原子炉施設〕

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の結果	監視項目	確認方法と頻度
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会議 年度末及び必要に応じて
	所長			所長承認 四半期ごと
	部長			部長承認 四半期ごと
	課長			部長報告 四半期ごと
運転管理	(「常陽」) ・高速炉技術課長 ・高速炉第1課長 ・高速炉第2課長 ・高速炉照射課長	運転計画の設定及び実施	運転計画の実施状況	部長通知 年度ごと
	(重水臨界実験装置) ・環境技術課長			所長報告 年度ごと 四半期ごと
核燃料物質等の管理	(南地区放射線管理設備) ・放射線管理第1課長	放射性液体廃棄物の年間の放出管理目標値に係る放出管理の実施 放射性気体廃棄物の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 放射性気体廃棄物の放出状況	部長報告 課長報告 運搬の都度
	(重水臨界実験装置) ・環境技術課長			部長通知 年度ごと
放射性廃棄物の管理	(南地区放射線管理設備) ・放射線管理第1課長 ・環境監視線量計測課長	放射性液体廃棄物の年間の放出管理目標値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと
	(重水臨界実験装置) ・環境技術課長			部長通知 年度ごと
放射線管理	(南地区放射線管理設備) ・放射線管理第1課長	放射性液体廃棄物の年間の放出管理目標値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	課長通知 四半期ごと
	(重水臨界実験装置) ・環境技術課長			部長通知 年度ごと
放射線管理	(「常陽」) ・高速炉技術課長 ・高速炉第1課長 ・高速炉第2課長 ・高速炉照射課長	放射性気体廃棄物の放出管理基準値に係る放出管理の	放射性気体廃棄物の放出状況	課長通知 四半期ごと
	(南地区放射線管理設備) ・放射線管理第1課長			

業務の計画及び実施のプロセス

設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画申請書

整合性

		(重水臨界実験装置) ・環境技術課長	実施		
		(放射線管理) ・環境監視線量計測課長	年間の管理目標値	従業員等の被ばく状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと
	保守管理	・放射線管理第1課長 (重水臨界実験装置) ・環境技術課長	定期事業者検査	検査の実施状況	所長報告 年度ごと
		(「常陽」) ・高速炉技術課長 ・高速炉第1課長 ・高速炉第2課長 ・高速炉照射課長			
	異常時の通報及び非常事態の措置	・環境監視線量計測課長 ・放射線管理第1課長 (重水臨界実験装置) ・環境技術課長	非常事態訓練計画の設定及び実施	非常事態訓練の実施状況	所長報告 年度ごと
		(「常陽」) ・高速炉技術課長 ・高速炉第1課長 ・高速炉第2課長 ・高速炉照射課長			
	安全文化育成活動	(「常陽」) ・高速炉技術課長 ・高速炉第1課長 ・高速炉第2課長 ・高速炉照射課長 (重水臨界実験装置) ・環境技術課長	安全文化育成活動計画の設定及び実施	安全文化育成活動の実施状況	所長報告 半期ごと
	改善のプロセス	理事長	品質マネジメント計画の適合性の確保、有効性の改善	品質保証活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上 又は必要に応じて
				不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて
全ての管理者		品質マネジメントシステムの有効性評価	自己評価	年1回以上（年度末及び必要に応じて）	

表 8.2.3(3) 品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定〔（北地区）核燃料物質使用施設等〕

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の結果	監視項目	確認方法と頻度
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会議 年度末及び必要に応じて
	所長			所長承認 四半期ごと
	部長			部長承認 四半期ごと
	課長			部長報告 四半期ごと
業務の計画及び実施のプロセス	(HTTR) ・HTTR 計画課長 ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・ホットラボ課長 (燃料研究施設) ・燃料研究施設保全課長	運転計画の設定及び実施	運転計画の実施状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと
	(北地区放射線管理設備) ・放射線管理第2課長 (HTTR) ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・技術課長 ・ホットラボ課長 (燃料研究施設) ・燃料研究施設保全課長	汚染された物及び使用施設内で発生した放射性廃棄物及び受入れた放射性廃棄物の運搬の実施	汚染された物及び使用施設内で発生した放射性廃棄物の運搬の実施状況	部長報告 課長報告 運搬の都度
	(北地区放射線管理設備) ・放射線管理第2課長 ・環境監視線量計測課長 (HTTR) ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・ホットラボ課長 (燃料研究施設) ・燃料研究施設保全課長	放射性廃棄物の受入れ、一時貯留又は保管、処理、及び廃棄体の保管並びに貯蔵等の実施	放射性廃棄物の受入れ、一時貯留又は保管、処理、及び廃棄体の保管並びに貯蔵等の実施状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと

設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画申請書

整合性

	放射線管理	(HTTR、JMTR) ・環境監視線量計測課長 ・放射線管理第2課長	放射性液体廃棄物の年間の放出管理目標値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	課長通知 四半期ごと
		(HTTR、JMTR) ・放射線管理第2課長	放射性気体廃棄物の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	課長通知 四半期ごと
		(HTTR、JMTR) ・環境監視線量計測課長 ・放射線管理第2課長 (HTTR) ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・ホットラボ課長 (燃料研究施設) ・燃料研究施設保全課長	年間の管理目標値	従業員等の被ばく状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと
	保守管理	(北地区放射線管理設備) ・放射線管理第2課長 (HTTR) ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・ホットラボ課長 (燃料研究施設) ・燃料研究施設保全課長	定期事業者検査	検査の実施状況	所長報告 年度ごと
	異常時の通報及び非常事態の措置	(北地区放射線管理設備) ・環境監視線量計測課長 ・放射線管理第2課長 (HTTR) ・HTTR 計画課長 ・HTTR 技術課長 ・HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・原子炉課長 ・照射課長 ・技術課長 ・計画管理課長 ・廃止措置準備室長 ・ホットラボ課長 (燃料研究施設) ・燃料研究施設保全課長	非常事態訓練計画の設定及び実施	非常事態訓練の実施状況	所長報告 年度ごと
安全文化育成活動	(HTTR) ・HTTR 計画課長 ・HTTR 技術課長	安全文化育成活動計画の設定及び実施	安全文化育成活動の実施状況	所長報告 半期ごと	

設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画申請書

整合性

	<ul style="list-style-type: none"> ・ HTTR 運転管理課長 (JMTR) ・ 原子炉課長 ・ 照射課長 ・ 技術課長 ・ 計画管理課長 ・ 廃止措置準備室長 ・ ホットラボ課長 ・ 放射線管理第2課長 (燃料研究施設) ・ 燃料研究施設保全課長 				
改善のプロセス	理事長	品質マネジメント 計画の適合性の確保、有効性の改善	品質保証活動の 実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上 又は必要に応じて	
			不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	全ての管理者	品質マネジメント システムの有効性 評価	自己評価	年1回以上（年度 末及び必要に応じて）	

表 8.2.3(4) 品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定〔（南地区）核燃料物質使用施設等〕

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の結果	監視項目	確認方法と頻度
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会議 年度末及び必要に応じて
	所長			所長承認 四半期ごと
	部長			部長承認 四半期ごと
	課長			部長報告 四半期ごと
業務の計画及び実施のプロセス 運転管理	(AGF) ・燃料試験課長	運転計画の設定及び実施	運転計画の実施状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと
	(MMF、MMF-2) ・材料試験課長			
	(FMF) ・集合体試験課長			
	(WDF) ・環境技術課長			
(JWTF、IRAF) ・高速炉照射課長 ・高速炉第1課長	部長通知 年度ごと			
核燃料物質等の管理	(AGF) ・燃料試験課長	核燃料物質等の管理の実施	核燃料物質等の管理の実施状況	部長報告 課長報告 運搬の都度
	(MMF、MMF-2) ・材料試験課長			
	(FMF) ・集合体試験課長			
	(WDF) ・環境技術課長			
(JWTF、IRAF) ・高速炉技術課長 ・高速炉照射課長 ・高速炉第1課長	部長通知 年度ごと			
放射性廃棄物の管理	(南地区放射線管理設備) ・環境監視線量計測課長 ・放射線管理第1課長	放射性廃棄物の管理の実施	放射性廃棄物の管理の実施状況	所長報告 年度ごと 四半期ごと
	(AGF) ・燃料試験課長			
	(MMF、MMF-2) ・材料試験課長			
(FMF) ・集合体試験課長				

設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画申請書

整合性

		(WDF) ・環境技術課長								
		(JWTF、IRAF) ・高速炉照射課長 ・高速炉第1課長 ・高速炉第2課長					部長通知 年度ごと			
	放射線管理		・放射線管理第1課長 (AGF) ・燃料試験課長 (MMF、MMF-2) ・材料試験課長 (FMF) ・集合体試験課長 (WDF) ・環境技術課長	放射性液体廃棄物の年間の放出管理目標値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	課長通知 四半期ごと				
			(JWTF、IRAF) ・高速炉技術課長 ・高速炉照射課長 ・高速炉第1課長 ・高速炉第2課長					部長通知 年度ごと		
			・放射線管理第1課長 (AGF) ・燃料試験課長 (MMF、MMF-2) ・材料試験課長 (FMF) ・集合体試験課長					放射性気体廃棄物の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	課長通知 四半期ごと
			(WDF) ・環境技術課長 ・環境監視線量計測課長							

設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画申請書

整合性

	保守管理	(AGF) ・燃料試験課長	事業者検査	検査の実施状況	所長報告 年度ごと
		(MMF、MMF-2) ・材料試験課長			部長通知 年度ごと
	異常時の通報及び非常事態の措置	(FMF) ・集合体試験課長	非常事態訓練計画の設定及び実施	非常事態訓練の実施状況	所長報告 年度ごと
		(WDF) ・環境技術課長			部長通知 年度ごと
	安全文化育成活動	(WDF) ・環境技術課長	安全文化育成活動計画の設定及び実施	安全文化育成活動の実施状況	所長報告 半期ごと
		(JWTF、IRAF) ・高速炉技術課長 ・高速炉照射課長 ・高速炉第1課長 ・高速炉第2課長			
	改善のプロセス	理事長	品質マネジメント計画の適合性の確保、有効性の改善	品質保証活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上又は必要に応じて

設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画申請書

整合性

			不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて
	全ての管理者	品質マネジメントシステムの有効性 評価	自己評価	年1回以上（年度末及び必要に応じて）

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書		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 データの分析及び評価(2)との関連*
	施設設備等の運転状況	・大洗研究所不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗 QAM-03）	(b)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」、「8.2.4 検査及び試験」 (c)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」
	核燃料物質等の管理状況	・大洗研究所不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗 QAM-03）	(b)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」、「8.2.4 検査及び試験」 (c)「8.2.3」プロセスの監視及び測定
	放射性廃棄物（固体、気体、液体）の管理状況	・大洗研究所不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗 QAM-03）	(b)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」、「8.2.4 検査及び試験」 (c)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」
	放射線業務従事者の被ばく状況	・大洗研究所(北地区)放射線安全取扱手引 ・大洗研究所(南地区)放射線安全取扱要領 ・大洗研究所不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗 QAM-03）	(b)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」、「8.2.4 検査及び試験」 (c)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」
	保守管理の有効性評価	・大洗研究所不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（洗 QAM-03）	(b)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」、「8.2.4 検査及び試験」 (c)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」
	非常事態訓練の実施状況	・事故対策規則 ・大洗研究所不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗 QAM-03）	(a)「8.2.1 原子力安全の達成」 (b)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」 (c)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」
	保安検査の指摘事項等	・大洗研究所不適合管理並びに是	(a)「8.2.1 原子力安全の達

設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書			整合性
		正処置及び未然防止処置要領（大洗 QAM-03）	成 (c)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」	
	官庁検査、事業者検査での不適合	・大洗研究所不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗 QAM-03）	(a)「8.2.1 原子力安全の達成」 (c)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」	
	不適合	・大洗研究所不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗 QAM-03）	(c)「8.2.3 プロセスの監視及び測定」、「8.2.4 検査及び試験」	
	調達先の監査実施状況	・調達先の評価・選定管理要領 ・大洗研究所調達管理要領（大洗 QAM-02）	(d)供給者の能力「7.4 調達」	
	<p>* 8.4 データの分析及び評価に係る改善のための情報の評価は、8.4 データの分析及び評価(2)の(a),(b),(c)を参照。</p>			

改訂来歴

改訂 番号	改訂年月日	改訂の内容	承認	確認	作成	備考
1	2017年 12月1日	材料試験炉部及び高温工学試験研究炉部の組織改正に伴う組織図の見直し（保安規定との整合）	児玉	藤田 小嶋 神永	石川	
2	2018年 1月31日	<ul style="list-style-type: none"> ・「大洗研究開発センター原子炉施設の設計及び工事に係る品質保証計画書（QS-P15）」を統合 ・統合に伴い、構成を共通編、原子炉施設編、使用施設等編の三編に変更 ・原子炉施設について技術基準規則の要求事項との整合 ・使用施設等について、技術基準規則の要求を除いた原子炉施設編との整合 ・J E A Cを参考とした記載の見直し ・表記の適正化 	児玉	藤田 小嶋 神永	石川	
3	2018年 4月1日	<ul style="list-style-type: none"> ・組織改正に伴う見直し及び本文書名の見直し ・担当理事を研究所の管理責任者としたことに伴う見直し ・その他所要の見直し（記載の適正化等） 	児玉	藤田 小嶋 神永	石川	
4	2018年 6月20日	大洗研究所北地区及び南地区核燃料物質使用施設等保安規定改正に伴う予防処置の管理手順の追加	児玉	奥田 小嶋 青砥	石川	

設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画申請書

整合性

5	2018年 7月3日	<ul style="list-style-type: none"> ・大洗研究所北地区及び南地区核燃料物質使用施設等保安規定改正を受けた原子炉施設編予防処置の管理手順の追加 ・燃料研究棟の法令報告で示した再発防止対策に係る関連文書（核燃料物質の取扱いに関する管理基準）の使用施設等編への追加 ・その他所要の見直し（記載の適正化等） 	<p>児玉</p>	<p>奥田 小嶋 青砥</p>	<p>石川</p>	
6	2020年 4月1日	<ul style="list-style-type: none"> ・2020年4月1日施行の「原子炉等規制法」改正に伴い、新たな技術基準として施行される「品質管理基準規則」の要求事項との整合を図った。 				