

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の計画（その 13）の審査結果について

原規規発第 2101254 号
令和 3 年 1 月 2 5 日
原子力規制庁

原子力規制委員会原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「申請者」という。）原子力科学研究所の試験研究用等原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の計画の認可に関し、申請を受けた「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書（その 13）」（令和 2 年 5 月 28 日付け令 02 原機（科研）003 をもって申請、令和 2 年 12 月 18 日付け令 02 原機（科研）010 及び令和 3 年 1 月 12 日付け令 02 原機（科研）017 をもって一部補正。以下「本申請」という。）が、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 27 条第 3 項第 1 号に規定する試験研究用等原子炉の設置変更の許可を受けたところによるものであるかどうか、同項第 2 号に規定す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（令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号。以下「技術基準規則」という。）に適合するものであるかどうかについて審査した。

1. 法第 27 条第 1 項に基づく設計及び工事の計画の認可申請

1-1 申請の概要

本申請に係る設計及び工事の計画は、平成 30 年 11 月 7 日に許可された「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書〔JRR-3 原子炉施設等の変更〕」（平成 26 年 9 月 26 日付け申請、平成 27 年 8 月 31 日付け、平成 28 年 8 月 24 日付け、平成 29 年 10 月 27 日付け、平成 30 年 2 月 22 日付け、平成 30 年 5 月 25 日付け及び平成 30 年 8 月 2 日付けをもって一部補正。以下「設置変更許可申請書」という。）に従って、原子炉制御棟避雷針の設置、中央制御室外原子炉停止盤の設置、中央制御室におけるばい煙対策設備の設置、原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備の設置、外部消火設備の設置、溢水による損傷の防止に対する評価、内部火災に対する影響評価、外部からの損傷の防止に対する評価、原子炉容器等の耐震性に係る評価、並びに原子炉建家の負圧維持及び漏

えい率に係る機能の確認を行うものである。

また、申請者は、技術基準規則等への適合のため、設置変更許可申請書に基づき、既設の施設を含む試験研究用等原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）の変更に係る工事（既設の施設に係る評価を含む。以下「本件工事」という。）の設計及び工事の計画の認可申請（以下「設工認申請」という。）を行っているが、工事に要する期間等を考慮し、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（昭和 32 年総理府令第 83 号）第 3 条第 3 項の規定に基づき当該設工認申請を分割して申請している。

具体的には、本件工事については以下の項目で構成され、（その 1）から（その 13）の計 13 回に分割して申請しており、本申請は（その 13）の申請である。

なお、（その 1）から（その 12）については認可済みである。

施設区分				申請回	備考
設工認申請	設置許可申請				
イ 原子炉 本体	ハ 原子炉本 体の構造及び 設備	(1) 炉心 (i) 構造	炉心等の構造（耐震性）	その 11	既設
		(4) 原子炉容器 (i) 構造	原子炉プール等の構造（耐震性）	その 11	既設
			原子炉容器等の構造（耐震性）	本申請	既設
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	使用済燃料貯槽室の耐震改修（耐震性）	その 3	改造
			燃料管理施設の耐震改修（耐震性）	その 3	改造
			使用済燃料貯蔵施設の耐震設計（耐震性）	その 2	既設
		(3) その他の主要な構造	使用済燃料貯槽室の構造（外部事象影響）	本申請	既設
			燃料管理施設の構造（外部事象影響）	本申請	既設
			使用済燃料貯蔵施設の構造（外部事象影響）	本申請	既設
	ニ 核燃料物 質の取扱施設 及び貯蔵施設 の構造及び設	(2) 核燃料物質貯蔵設備 の構造	核燃料物質貯蔵設備の構造（耐震性）	本申請	既設
			ステンレス製密封容器の構造（密封性）	その 10	既設
			使用済燃料プール等の構造（耐震性）	その 11	既設

	備		使用済燃料プール水位警報設備の設置	本申請	既設
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	冷却塔の耐震改修（耐震性）	その6	改造
		ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	(1)1次冷却系設備 (ii)主要な機器の構造	1次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置	その7
	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)1次冷却系設備	1次冷却系設備の構造（耐震性）	本申請	既設
		(2)2次冷却系設備	2次冷却系設備の構造（耐震性）	本申請	既設
		(4)その他の主要な事項 (i)重水冷却系設備	重水冷却系設備の構造（耐震性）	本申請	既設
		(4)その他の主要な事項 (ii)冠水維持設備	サイフォンブレイク弁の構造（耐震性）	本申請	既設
			原子炉プールの構造（耐震性）	その11	既設
		(4)その他の主要な事項	原子炉プール溢流タンクの構造(耐震性)	本申請	既設
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	原子炉制御棟の耐震改修（耐震性）	その2	改造
		(3)その他の主要な構造	原子炉制御棟の構造（外部事象影響）	本申請	既設
			原子炉制御棟避雷針の設置	本申請	既設
			中央制御室におけるばい煙対策設備の設置	本申請	既設
	へ 計測制御系統施設の構造及び設備	(1)計装	原子炉プール水位警報設備の設置	本申請	既設
		(2)安全保護回路	ケーブルの分離設備の設置（建家貫通部）	その10	追加
			核計装案内管等の構造（耐震性）	本申請	既設
		(3)制御設備	制御棒等の構造（耐震性）	本申請	既設
			制御棒駆動装置の一部更新	その8	改造
		(4)非常用制御設備	重水ダンプ弁の構造（耐震性）	本申請	既設
(5)その他の主要な事項	中央制御室外原子炉停止盤の設置	本申請	既設		
ホ 放射性	ロ 試験研究	(1)耐震構造	排気筒の耐震改修（耐震性）	その3	改造

廃棄物の廃棄施設	用等原子炉施設の一般構造	(3) その他の主要な構造	排気筒の構造 (外部事象影響)	本申請	既設
	ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	(2) 液体廃棄物の廃棄設備	廃液貯槽の漏えい検知器の設置	その1	追加
		(3) 固体廃棄物の廃棄設備	保管廃棄施設の設置	その10	既設
へ 放射線管理施設	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	モニタリングポスト等の情報伝達設備の付加	その1	追加
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	原子炉建家屋根の耐震改修 (耐震性)	その4	改造
		(3) その他の主要な構造	原子炉建家の構造 (外部事象影響)	本申請	既設
	リ 原子炉格納施設の構造及び設備	(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率	原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計	本申請	既設
		(3) その他の主要な事項 (i) 原子炉建家換気空調設備	原子炉建家換気空調設備の構造 (耐震性)	本申請	既設
	(3) その他の主要な事項 (ii) 非常用排気設備	非常用排気設備の構造 (耐震性)	本申請	既設	
チ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1) 耐震構造	実験利用棟及びコンプレッサ棟の耐震改修 (耐震性)	その5	改造
		(3) その他の主要な構造	実験利用棟の構造 (外部事象影響)	本申請	既設
	ヌ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備	(1) 非常用電源設備の構造 (i) 無停電電源装置	静止型インバータ装置の更新	その9	改造
		(2) 主要な実験設備の構造 (ii) 照射利用設備	照射設備の構造 (耐震性)	本申請	既設
	(2) 主要な実験設備の構造 (iii) CNS	クライオスタットの構造 (耐震性)	本申請	既設	

	(2) 主要な実験設備の構造 (iv) その他の附属設備	炉室詰替セル等の構造 (耐震性)	本申請	既設
	(3) 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設備	冠水維持機能喪失時用給水設備の設置	その12	追加
	(4) その他主要な事項	安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置	その7	既設 追加
		JRR-3 内の通信連絡設備の設置	その1	既設
		JRR-3 外の通信連絡設備の設置	その1	既設
		消火設備の設置(ハロゲン化物消火設備を除く)	その7	既設
		消火設備の設置(ハロゲン化物消火設備)	その9	既設
外部消火設備の設置	本申請	既設		
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	内部溢水影響評価	本申請	既設
		内部火災影響評価	本申請	既設

1-2 本件工事の設工認申請の審査について

規制庁は、本申請が設置変更許可申請書に基づき申請される設工認申請の一部であることから、本申請及び別途申請された設工認申請について、設置変更許可申請書に対応した設計及び工事の計画として申請されるべき建物・構築物及び設備が申請されていること、及び設工認申請の認可に当たっては、先行申請され認可された設計及び工事の計画がある場合には、当該申請と設計上の不整合を生じていないことを確認することとした。

また、本申請が設置変更許可申請書に基づき申請される設工認申請の最後の申請であるため、以下を確認することとした。

- (1) 設置変更許可申請書に基づく設計及び工事の計画として、全体を通じて申請されるべき全ての建物・構築物及び設備が申請されていること。
- (2) 試験研究用等原子炉施設全体が設置変更許可申請書に記載された設計方針に従ったものであり、技術基準規則に適合するものであること。

規制庁は、本申請及び別途申請された設工認申請について、設置変更許可申請書に基づく設計及び工事の計画として申請されるべき建物・構築物及び設備が申請されているかどうかについては、本書 1. 1-1 の表のとおり全 13 回の分割申請により申請されており、本申請で申請されるべき建物・構築物及び設備が申請されていることを確認した。また、本申請の内容については、既設の建物・構築物及び設備の評価を行うものであり、工事を伴わないものを対象としていることから、分割申請における本申請の範囲が適当であり、本申請の範囲内で審査が可能であること、及び本申請に基づく設計及び工事の計画が、先行申請され認可された（その 1）から（その 12）の設工認申請と、設計上の不整合を生じていないことを確認した。

また、規制庁は、本申請が本件工事に係る設工認申請の分割申請の最後の申請であるため、以下を確認した。

- (1) 設置変更許可申請書に記載された新規制基準対応の工事や評価が必要な建物・構築物及び設備を抽出し、（その 1）から（その 13）の設工認申請において全て申請されていることを、申請者が作成した当該建物・構築物及び設備に係る対応表及び各分割申請への記載により確認した。
- (2) 設置変更許可申請書に記載された新規制基準対応の設計方針を抽出し、当該設計方針に対する技術基準規則への適合性について、（その 1）から（その 13）の設工認申請において全て説明されていることを、申請者が作成した当該設計方針に係る対応表及び各分割申請への記載により確認した。
- (3) 申請者による上記の対応表の作成及び各分割申請への記載の確認の体制及びプロセスの妥当性を確認した。

2. 法第 27 条第 3 項第 1 号（設置変更許可申請書）への適合性

規制庁は、本申請に係る建物・構築物及び設備の設計条件、建物・構築物及び設備の仕様、評価条件及び評価結果に関する事項、並びに設計及び工事に係る品質マネジメントシステムが、試験研究用等原子炉の設置変更の許可を受けたところによるものであるかの観点から確認した。

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムの確認に当たっては、「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）を参考とした。

規制庁は、申請書本文及び添付書類により、以下を確認した。

- (1) 設計及び工事の計画のうち建物・構築物及び設備の設計条件、評価条

件及び評価結果に関する事項は、設置変更許可申請書の設計方針と整合していること。

- (2) 設計及び工事の計画のうち建物・構築物及び設備の仕様に関する事項は、設置変更許可申請書に記載された建物・構築物及び設備の仕様と整合していること。
- (3) 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムが、設置変更許可申請書（令和2年4月22日付け令02原機（科保）010による届出を含む）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と整合していること。

規制庁は、上記のとおり、本申請の設計及び工事の計画が許可を受けたところによるものであることを確認したことから、法第27条第3項第1号に適合すると判断した。

3. 法第27条第3項第2号（技術基準規則）への適合性

規制庁は、本申請の技術基準規則各条文への適合性の確認に関して、以下の観点から確認した。

- (1) 新たに設計及び工事の計画の対象となった建物・構築物及び設備に関連する条文への適合性
- (2) 従前より設計及び工事の計画の対象である建物・構築物及び設備の規制要求内容の変更条文（平成25年12月に改正された試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則（昭和62年総理府令第11号）において従前から変更になった条文）への適合性
- (3) 従前より設計及び工事の計画の対象である建物・構築物及び設備であり、技術基準規則条文への適合性を確認した内容に対して、本申請が与える影響

なお、本節で用いる条番号は、断りのない限り技術基準規則のものである。

3-1 第6条（地震による損傷の防止）

技術基準規則第6条において、試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないものでなければならないこと、耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して、その安全性が損なわれるおそれがないものでなければならないこ

とを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付書類により、以下のとおり、原子炉本体のうちの原子炉容器（原子炉プールを除く）及び放射線遮蔽体、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設、原子炉格納施設、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設（使用済燃料プール及びカナルを除く）、並びにその他試験研究用等原子炉の附属施設に係る耐震性の評価を確認したことから、第6条の規定に適合すると判断した。

(1) 耐震重要度分類

申請者は、設置変更許可申請書に記載した基本的設計方針に基づき、以下のとおり、耐震クラスを分類していること。

① 耐震重要度分類 S クラスの施設

放射線遮蔽体のうち下部遮蔽体、原子炉冷却系統施設のうちサイフォンブレイク弁及び接続管、計測制御系統施設のうち制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管、核燃料物質の貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵ラック、及びその他試験研究用等原子炉の附属施設のうち前部水封用止板を耐震 S クラスに分類していること。

② 耐震重要度分類 B クラスの施設のうち波及的影響を考慮する施設

放射線遮蔽体のうち上部遮蔽体、原子炉冷却系統施設のうち 1 次冷却系設備主配管、及びその他試験研究用等原子炉の附属施設のうちクライオスタットを、耐震 B クラスの施設のうち波及的影響を考慮する施設に分類していること。

③ 耐震重要度分類 B クラスのうち共振のおそれのある施設

共振のおそれのある施設については、固有周期の評価を行い、1 次固有振動数 20Hz 未満の施設を共振のおそれのある施設とし、原子炉冷却系統施設のうち 1 次冷却材熱交換器、2 次冷却系設備主配管、重水溢流タンク、重水系設備主配管、ヘリウム圧縮機、ヘリウム系設備主配管及び原子炉プール溢流タンク、計測制御系統施設のうち対数出力炉周期系及び安全系の案内管、重水ダンプ弁及び接続管、原子炉格納施設のうち非常用排気設備ダクト及び給気系主ダクト、放射性廃棄物の廃棄施設のうち炉室排気系主ダクト及び実験利用設備排気系主ダクト、核燃料物質の取扱施設のうち燃料搬送装置、並びにその他試験研究用等原子炉の附属施設のうちビームチューブ接続管、水力照射設備

主配管、気送照射設備主配管及び放射化分析用照射設備主配管を分類していること。

④ 既認可施設の耐震重要度分類の変更

耐震重要度分類を A クラスから B クラスに変更した施設の耐震評価については、共振のおそれのある施設はなく、「発電用原子炉設計に関する耐震設計審査指針（昭和 53 年原子力委員会）」に基づき、静的地震力（地震層せん断力係数 C_i に 3.6 を乗じた水平震度）が作用する条件で行った既認可の設工認での耐震評価の結果に包含されることを確認していること。

(2) 耐震評価結果

① 耐震重要度分類 S クラスの施設

a. 地震力

耐震 S クラスの地震力については、基準地震動 S_s の地震力が作用する状態、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力（地震層せん断力係数 C_i に 3.6 を乗じた水平震度）が作用する状態とし、耐震性を確認していること。

b. 荷重の組合せと許容限界

荷重の組合せと許容限界については、以下のとおりとしていること。

- ア. 応力解析に際しては、それぞれの施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていること。
- イ. 許容応力状態は、基準地震動 S_s の地震力が作用する状態では $IV_A S$ とし、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力が作用する状態では $III_A S$ とし、許容限界は、それぞれの許容応力状態に対して原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）、発電所用原子力設備規格（JSME）等の安全上適切と認められる規格等により、妥当性が確認されている許容応力を用いていること。
- ウ. 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せについては、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管は、時刻歴波を 3 方向同時に入力する方法、その他の施設は、水平 2 方向を個別に解析し、SRSS 法（2 乗和平方根法）により水平 2 方向及び鉛直方向の地震力を重ね合わせて地震力の組合せによる応力を評価していること。

- c. 耐震評価結果
- ア. 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管は、多質点系モデルとして、時刻歴応答解析により部材に生じる応力を算出し、許容応力を超えないこと。
 - イ. サイフォンブレイク弁及び接続管は、多質点系モデルとして、スペクトルモーダル解析により部材に生じる応力を算出し、許容応力を超えないこと。
 - ウ. 下部遮蔽体、使用済燃料貯蔵ラック及び前部水封用止板は、1質点系モデルとして、評価式により部材に生じる応力を算出し、許容応力を超えないこと。

② 耐震重要度分類 B クラスの施設のうち波及的影響を考慮する施設

- a. 地震力
- 耐震重要度分類 B クラスの施設のうち波及的影響を考慮する施設の地震力については、基準地震動 S_s の地震力が作用する状態、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力（地震層せん断力係数 C_i に 3.6 を乗じた水平震度）が作用する状態とし、耐震性を確認していること。
- b. 地震力荷重の組合せと許容限界
- ア. 応力解析に際しては、それぞれの施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていること。
 - イ. 許容応力状態は、基準地震動 S_s の地震力が作用する状態では $IV_A S$ とし、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力が作用する状態では $B_A S$ とし、許容限界は、それぞれの許容応力状態に対して、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）、発電所用原子力設備規格（JSME）等の安全上適切と認められる規格等により、妥当性が確認されている許容応力を用いていること。
 - ウ. 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せについては、1 次冷却系設備主配管及びクライオスタットは、時刻歴波を 3 方向同時に入力する方法、その他の施設は、水平 2 方向を個別に解析し、SRSS 法により水平 2 方向及び鉛直方向の地震力を重ね合わせて地震力の組合せによる応力を評価していること。
- c. 耐震評価結果
- ア. 上部遮蔽体は、1 質点系モデルとして、機械工学便覧（日本機械学会）に示される評価式により部材に生じる応力を算出し、

許容応力を超えないこと、また、FEMによる静的解析によりボルトに生じる応力を算出し、許容応力を超えないこと。

- イ. 1次冷却系設備主配管及びクライオスタットは、多質点系モデルとして、スペクトルモーダル解析により部材に生じる応力を算出し、許容応力を超えないこと。

③ 耐震重要度分類Bクラスのうち共振のおそれのある施設

a. 地震力

耐震重要度分類Bクラスのうち共振のおそれのある施設の静的地震力（地震層せん断力係数 C_i に 1.8 を乗じた水平震度）及び動的地震力（弾性設計用地震動 S_d に 0.5 を乗じた地震動）について、耐震性を確認していること。

b. 荷重の組合せと許容限界

- ア. 応力解析に際しては、それぞれの施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていること。
- イ. 許容応力状態は、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力が作用する状態では B_{AS} とし、許容限界は、それぞれの許容応力状態に対して、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）、発電所用原子力設備規格（JSME）等の安全上適切と認められる規格等により、妥当性が確認されている許容応力を用いていること。
- ウ. 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せは、水平2方向を個別に解析し、SRSS法により水平2方向及び鉛直方向の地震力を重ね合わせて地震力の組合せによる応力を評価していること。

c. 耐震評価結果

- ア. 1次冷却材熱交換器、重水溢流タンク、ヘリウム圧縮機、原子炉プール溢流タンク及び燃料搬送装置は、1質点系モデルとして評価式により部材に生じる応力を算出し、許容応力を超えないこと。
- イ. 2次冷却系設備主配管、重水系設備主配管、ヘリウム系設備主配管、対数出力炉周期系及び安全系の案内管、重水ダンプ弁及び接続管、非常用排気設備ダクト、炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクト、ビームチューブ接続管、水力照射設備主配管、気送照射設備主配管、放射化分析用照射設備主配管、並びに給気系主ダクトは、多質点系モデルとして、スペクトル

モーダル解析により部材に生じる応力を算出し、許容応力を超えないこと。

(3) 制御棒の挿入性

JRR-3 の制御棒は、中性子吸収体、フォロー型燃料要素及び制御棒駆動機構管内駆動部から構成されている。本申請では、制御棒の挿入性については、制御棒駆動機構管内駆動部の制御棒駆動機構案内管に対する挿入性を以下のとおり確認している。

なお、中性子吸収体及びフォロー型燃料要素の制御棒案内管に対する挿入性は、既認可の分割申請の設工認（その 11）において確認済である。

- ① 制御棒のスクラム時の駆動方式は、重力による落下方式であり、平成 2 年に実施された制御棒及び制御棒駆動装置の実規模の供試体を用いた静的スクラム試験及び加振試験の結果から、制御棒駆動装置の最大変位が 2mm 以内であれば、スクラム時間は設置変更許可申請書に記載した 1 秒以下を満足するとしていること。
- ② 制御棒駆動機構案内管の基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析の結果、スクラム検知（水平方向 80gal）時刻から、水平方向変位が 2mm 以上となる時刻は 5.16 秒以上となり、①のスクラム時間 1 秒と比べ十分な時間があることから、制御棒駆動機構管内駆動部の制御棒駆動機構案内管に対する挿入性は確保されていること。

3-2 第 8 条（外部からの衝撃による損傷の防止）

技術基準規則第 8 条において、試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならないこと、試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならないことを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付書類により、以下のとおり、設置変更許可申請書に記載した基本的設計方針に基づき、竜巻、落雷、森林火災、爆発

及び近隣工場等の火災、航空機落下による火災等による損傷の防止について確認したことから、第8条の規定に適合すると判断した。

(1) 竜巻に対する設計

① 防護対象施設の選定

竜巻に対する防護対象施設は、設置変更許可申請書に記載した基本的設計方針に基づき、安全機能を有する施設を内包する建物である原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟、使用済燃料貯蔵施設及び原子炉制御棟、並びに安全施設である排気筒を選定していること。

② 竜巻に対する影響評価結果

- a. 竜巻による影響評価については、設置変更許可申請書に記載したとおり、想定する竜巻の最大風速を49m/sに設定し、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（平成25年6月19日原子力規制委員会。以下「竜巻ガイド」という。）を参考に評価していること。
- b. 設計飛来物は、原子力科学研究所内における現地調査結果に基づき、浮上する物のうち最も運動エネルギーが大きく、かつ衝突時の衝撃荷重が大きい、屋外に設置された配電盤を設定していること。
- c. 竜巻による荷重に対する評価結果は、以下のとおりとしていること。
 - ア. 設計飛来物による衝撃荷重に対する評価については、防護対象施設の外壁の壁厚は、貫通限界厚さ及び裏面剥離限界厚さを上回ることから外壁に貫通及び裏面剥離が生じないこと。また、設計飛来物の飛散高さは、原子炉建家の屋根の高さを下回ることから、設計飛来物が屋根に到達することはないこと。さらに、実験利用棟に設置されているシャッターについては、当該シャッター付近には安全施設はないことから、シャッターが損傷しても施設の安全性に影響はないこと。
 - イ. 風圧力及び気圧差による荷重、並びに設計飛来物による衝撃荷重の複合荷重に対する評価については、以下のとおり、防護対象施設の構造健全性は維持されるとしていること。
 - i) 原子炉建家屋根については、風圧力及び気圧差による複合荷重に対して、屋根の形状を考慮した3次元FEMによる応

力解析の結果、屋根に発生する応力が許容応力を下回ること。

ii) 排気筒については、風圧力及び気圧差による荷重、並びに設計飛来物による衝撃荷重の複合荷重に対して、発生する曲げモーメントが終局曲げモーメントを下回ること。

iii) 原子炉建家屋根及び排気筒以外の防護対象施設については、風圧力及び気圧差による荷重、並びに設計飛来物による衝撃荷重の複合荷重が保有水平耐力を下回ること。

d. 竜巻に伴う火災については、JRR-3 原子炉施設周辺の危険物タンクが損傷し、火災又は爆発が発生した場合の影響は、(2) の外部火災に対する影響評価結果に包含されるとしていること。

(2) 森林火災、近隣工場等の火災・爆発及び航空機落下による火災に対する設計

① 防護対象施設の選定

森林火災、近隣工場等の火災・爆発及び航空機落下による火災（以下「外部火災」という。）に対する防護対象施設は、設置変更許可申請書に記載した基本的設計方針に基づき、安全機能を有する施設を内包する建物である原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟、使用済燃料貯蔵施設及び原子炉制御棟、並びに安全施設である排気筒を選定していること。

② 外部火災に対する影響評価

a. 防護対象施設に対して想定される外部火災としては、設置変更許可申請書に記載した基本的設計方針に基づき、森林火災、近隣の工場等の火災・爆発、航空機落下による火災、及び森林火災と航空機落下による火災の重畳とし、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会）を参考に影響評価を行っていること。

b. 外部火災に対する影響評価結果

ア. 森林火災については、防護対象施設への熱的影響が最大となる火災を想定した評価の結果、防護対象施設の外壁コンクリートの表面温度は最高で 101℃であり、コンクリートの許容温度（200℃）を下回る設計としていること。

イ. 近隣の工場等の火災については、防護対象施設への熱的影響が最大となる火災を想定した評価の結果、防護対象施設の外

壁コンクリートの表面温度は最高で 54℃であり、コンクリートの許容温度（200℃）を下回る設計としていること。

- リ. 近隣の工場等の爆発については、原子力科学研究所敷地内の中央変電所重油タンクを対象に、高圧ガス保安法及び関係法令に基づき算出した保安距離を上回る離隔距離を確保する設計としていること。また、敷地外については、近隣原子力施設等の重油タンク等を対象に、ガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離を上回る離隔距離を確保する設計としていること。
- エ. 航空機落下による火災については、防護対象施設への熱的影響が最大となる火災を想定した評価の結果、防護対象施設の外壁コンクリートの表面温度は最高で 94℃であり、コンクリートの許容温度（200℃）を下回る設計としていること。
- オ. 森林火災と航空機落下による火災の重畳については、防護対象施設への熱的影響が最大となる火災を想定した評価の結果、防護対象施設の外壁コンクリートの表面温度は最高で 138℃であり、コンクリートの許容温度（200℃）を下回る設計としていること。

③ ばい煙対策及び外部消火設備

- a. 中央制御室へのばい煙対策については、外部火災時によるばい煙が発生した場合には、原子炉制御棟の換気空調設備を停止し、ダンパを閉止することにより、ばい煙の侵入を防止できる設計としていること。
- b. 外部消火設備については、消防法に基づき、外部消火栓を設けるとしていること。

(3) 落雷に対する設計

原子炉制御棟への落雷については、設置変更許可申請書に記載した基本的設計方針に基づき、落雷により安全機能が損なわれないよう、日本産業規格（JIS）A4201（建築物等の避雷設備（避雷針）-1992）に適合した避雷針を設ける設計としていること。

なお、原子炉建家の避雷針については、既認可の分割申請の設工認（その 4）において確認済みである。

3-3 第 19 条（溢水による損傷の防止）

技術基準規則第 19 条において、試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならないこと、試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置が講じられたものでなければならないことを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付書類により、以下のとおり溢水による損傷の防止について確認したことから、第 19 条の規定に適合すると判断した。

（1）内部溢水に対する設計

① 防護対象設備の選定

内部溢水に対する防護対象設備は、設置変更許可申請書に記載した基本的設計方針に基づき、原子炉の停止、炉心の冠水維持及び原子炉停止後 30 秒間の強制循環冷却を行うための設備である制御棒駆動装置、冠水維持設備、1 次冷却材補助ポンプ、安全保護回路（停止系及び工学的安全施設）、非常用電源系、中性子計装設備及びプロセス計装設備を選定していること。

② 内部溢水の想定

溢水源については、「原子力発電所の内部溢水評価ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会）を参考に、炉心、燃料及び重水タンクの冷却のために水を使用する原子炉建家内の原子炉プール、原子炉プール溢流系、カナル、使用済燃料プール、使用済燃料プール水浄化冷却系、1 次冷却系設備及び重水冷却系設備、並びに原子炉建家内及び原子炉制御棟内の屋内消火設備、上水配管及び工業用水配管を想定していること。

なお、火災時の消火水系統からの放水の影響については、消火活動を行う必要がある場合には、あらかじめ原子炉を停止させることから、原子炉停止機能を損なわないものであることを確認している。

③ 内部溢水に対する影響評価結果

内部溢水の影響を評価した結果は、以下のとおりであり、防護対

象設備の安全機能が損なわれることはないこと。

a. 原子炉停止のための設備への影響

制御棒駆動機構は、内部溢水で駆動モータ等の端子部への水の浸入による短絡が発生した場合、過電流保護装置により電源が遮断され、原子炉の停止機能は維持されるとしていること。また、安全保護回路（停止系及び工学的安全施設）の制御盤が設置されている中央制御室には溢水源はないことから、原子炉の停止機能は維持されるとしていること。なお、他の区画から中央制御室に内部溢水が流入するような場合は、手動にて原子炉を停止することができる設計としていること。

b. 冠水維持設備への影響

冠水維持設備のうち、サイフォンブレイク弁は、内部溢水により没水しない高さに設置されていること。また、原子炉プール又は使用済燃料プールのスロッシングにより、電磁弁の端子部への水の浸入による短絡が発生した場合、ヒューズにより電源が遮断され、必要な安全機能は達成される設計としていること。

c. 強制循環冷却を行うための設備への影響

ア. 原子炉停止後 30 秒間の強制循環冷却を行うための設備である安全保護回路の安全保護系検出器のうち内部溢水により影響を及ぼすおそれのある検出器（1 次冷却材炉心出口温度）については、没水による影響を受けない高さに設置する設計としていること。また、当該検出器は、被水した場合でも端子部に浸水しないよう密封構造としていること。

イ. 原子炉の状態の監視に必要な中性子計装設備及びプロセス計装設備の制御盤が設置されている中央制御室については、溢水源はないことから、必要な安全機能は維持されるとしていること。なお、他の区画から中央制御室に内部溢水が流入するような場合は、手動にて原子炉を停止することができる設計としていること。

(2) 原子炉プール及び使用済燃料プールのスロッシング並びに地震による設備の破損に起因する水位低下の影響評価結果

① 炉心の冷却及び放射性物質の貯蔵の機能への影響

原子炉プール及び使用済燃料プールについて、スロッシング、地震による設備の破損、及びこれらが重畳した場合について、以下のとおり、基準水位からの水位の低下量を評価した結果、燃料露出に

至らないことから、炉心の冷却及び放射性物質の貯蔵の機能は損なわれないとしていること。

a. 原子炉プールの水位低下の影響

原子炉プールのスロッシング、地震による1冷却系配管の破損及びこれらの重畳による基準水位(0m)からの水位低下量は、最大で-4.1mであり、燃料が露出する水位-5.35mに至らないこと。

b. 使用済燃料プールの水位低下の影響

使用済燃料プールのスロッシング、地震による使用済燃料プール水浄化冷却系配管の破損及びこれらの重畳による基準水位(0m)からの水位低下量は、最大で-2.88mであり、燃料が露出する水位-5.72mに至らないこと。

② 原子炉プール又は使用済燃料プールの水位低下による放射線遮蔽の影響

原子炉プール又は使用済燃料プールの水位低下による放射線遮蔽の影響については、原子炉プール又は使用済燃料プールの水位低下に伴い、プールの上方の線量が上昇するが、プールの上方に人が常時立ち入るエリアはないため、線量上昇に伴う従事者への影響はないこと。また、従事者が立ち入る原子炉建家1階及び地階については、原子炉プール及び使用済燃料プールのコンクリート遮蔽壁を隔てた横方向又は下方に位置するため、水位低下による遮蔽性能の影響を受けないことから、想定される最大の水位低下が発生しても、原子炉建家内にいる従事者への被ばくのおそれはないとしていること。

(3) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

JRR-3 原子炉施設に設置された放射性物質を含む液体を内包する設備の破損により生じる漏えいについて評価した結果、以下のとおり、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいしない設計としていること。

- ① 原子炉建家1階における漏えいについては、当該建家1階における原子炉プール、カナル及び使用済燃料プール接続管の破損による漏えいについて、原子炉建家の管理区域出入口には、気密扉が設けてあることから、出入口から管理区域外へ流出することはなく、階段等を通じて地階へ流入するとしていること。また、原子炉建家地階の床及び壁については、漏えい防止措置を施す設計としていること。

- ② 原子炉建家地階における漏えいについては、原子炉プール溢流タンクの破損に伴い原子炉プール水位が低下 (-4.0m) することを想定した漏えい量は 90.1m³、使用済燃料プール水浄化冷却系の破損に伴い、使用済燃料プール水位及びカナル水位が低下 (-1.2m) することを想定した漏えい量は 28.1m³ であり、原子炉建家地階(容積 3,000m³ 以上)に流入して留まるとしていること。なお、当該建屋1階からの漏えい量については、当該建屋地階の漏えい量に比べ少ないことから、原子炉建家地階(容積 3,000m³ 以上)に流入して留まるとしていること。
- ③ 使用済燃料貯槽室の使用済燃料貯槽 No.1 及び燃料管理施設の使用済燃料貯槽 No.2 については、通常時の水位が床面より低く設計されているため、設備機器の破損による漏えいは、床及び壁に漏えい防止措置が施された建家地階に留まるとしていること。
- ④ 実験利用棟に設置している廃樹脂貯留タンクの破損による漏えいについては、当該設備の周囲に堰を設ける設計としていること。

3-4 第21条 (安全設備)

技術基準規則第21条において、安全設備は、火災による損傷を受けるおそれがある場合においては、火災の発生を防止するために可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用すること、火災の影響を軽減するため、必要に応じて、防火壁の設置その他の適切な防火措置を講ずることを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付書類により、以下のとおり、安全設備の火災対策について確認したことから、第21条の規定に適合すると判断した。

(1) 防護対象設備の選定

火災に対する防護対象設備は、設置変更許可申請書に記載した基本的設計方針に基づき、原子炉の停止、炉心の冠水維持及び原子炉停止後30秒間の強制循環冷却を行うための設備である制御棒駆動装置、制御棒、炉心構造物、燃料要素、冠水維持設備、1次冷却材補助ポンプ、安全保護回路(停止系)、非常用電源系、中性子計装設備及びプロセス計装設備を選定していること。

(2) 火災の発生防止

防護対象設備に係る火災の発生防止の措置について、以下のとおりとしていること。

① 原子炉停止のための設備

制御棒、炉心構造物及び燃料要素は、不燃材料により構成されていること。また、安全保護回路（停止系）の盤は、金属製の筐体を用いており、当該回路のケーブルについては、難燃ケーブルを用いていること。

② 冠水維持設備

冠水維持設備の原子炉プールコンクリート躯体及び1次冷却材設備の1次冷却材補助ポンプは、不燃材料から構成されていること。

③ 強制循環冷却を行うための設備

1次冷却材補助ポンプ（ポンプ本体及びポンプ電動機）、炉心状態の監視に必要な中性子計装設備及びプロセス計装設備を構成する機器は、不燃材料により構成されていること、非常用電源系については、金属製の筐体を用いていること、1次冷却材補助ポンプの電源ケーブル、並びに1次冷却材流量の監視用の中性子計装設備及びプロセス計装設備のケーブルは、難燃ケーブルのものを使用していること。また、電気系統の地絡及び短絡による加熱に起因する火災の発生を防止するため、過電流保護装置を備えた設計とするとともに、発火性または引火性を内包する設備にはパッキンを挿入する設計としていること。

(3) 火災の影響軽減

① 原子炉停止のための設備

- a. 安全保護回路（停止系）は、2系統それぞれを独立した盤に設け、それらを金属製の筐体に収納することにより、内部火災により1系統が損傷した場合でも、他の1系統により機能を維持できるよう多重化する設計としていること。
- b. 制御棒駆動装置は、火災に起因する駆動モータ等の焼損に伴う短絡等が発生した場合、過電流保護装置により電源が遮断され、原子炉の停止機能は維持される設計としていること。

② 強制循環冷却を行うための設備

- a. 原子炉停止後の30秒の崩壊熱除去については、1次冷却材主ポンプ2基及び1次冷却材補助ポンプ2基の合計4基のうちいずれか1基が損傷していなければ、当該機能の維持が可能である。

このため、ポンプ 1 基から火災が発生した場合の他方への熱的影響について、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会）」を参考に評価した結果、火災発生後 30 秒後に最も短いポンプの隔離距離(0.3m)において、ポンプ軸受の温度上昇は 4.2℃以下であるため、ポンプ軸受の温度上昇は判断基準である軸受許容温度上昇値 45℃以下となること、また、原子炉運転時の軸受温度は 50℃であり、当該軸受の上昇温度(4.2℃)を考慮しても軸受許容最高温度 80℃以下であることから、他方の補助ポンプの運転継続に影響を与えないとしていること。

- b. 非常用電源系は、2 系統それぞれを建築基準法に基づき 2 時間耐火を有する厚さ 10cm 以上の鉄筋コンクリート壁により分離し、独立した区画に設置されており、内部火災により 1 系統が損傷した場合でも、他の 1 系統により機能を維持できる設計としていること。
- c. 1 次冷却材補助ポンプの電源ケーブル、並びに 1 次冷却材流量を監視するための中性子計装設備及びプロセス計装設備のケーブルはケーブルトレイに収納し、当該ケーブルトレイは、IEEE384 を準用し、物理的分離が図られていること。また、ケーブルトレイの火災の影響評価を行った結果、ケーブルトレイの最高温度は 102℃であり、トレイ内部のケーブルの損傷温度である 205℃を下回るとしていること。
- d. ケーブルトレイに収納できない箇所（建屋貫通部を除く）は、電線管に収納するとともに、両端にシール材を処置することにより外部と分離していること。

なお、ケーブルトレイに収納できない建家貫通部からケーブルトレイまでのケーブルの内部火災に対する防護措置については、分割申請の設工認（その 10）において確認済みである。

3-5 第 26 条（核燃料物質貯蔵設備）

技術基準規則第 26 条において、核燃料物質貯蔵設備に使用済燃料その他高放射性の燃料体を液体中で貯蔵する場合は、液位を測定でき、かつ、液体の漏えいを適切に検知し得るものであることを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付資料により、使用済燃料プール水位警報設備により、使用済燃料プールの水位を計測し、水位の低下を検知する設計と

していることを確認したことから、第 26 条の規定に適合すると判断した。

3-6 第 30 条（計測設備）

技術基準規則第 30 条において、試験研究用等原子炉施設には、原子炉容器内における液位を計測する設備が設けられていなければならないことを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付資料により、原子炉停止中においても原子炉プール水位を計測するため、既設の設備である通常運転時用の原子炉プール水位警報設備により、原子炉プール水位を計測し、水位低下を検知する設計としていることを確認したことから、第 30 条の規定に適合すると判断した。

3-7 第 34 条（原子炉制御室等）

技術基準規則第 34 条において、試験研究用等原子炉施設には、火災その他の要因により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室外の場所から試験研究用等原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる設備が設けられていなければならないことを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付資料により、中央制御室が使用できない場合に備え、中央制御室とは別の区画された部屋に設置する中央制御室外原子炉停止盤により、中央制御室外から原子炉を手動で停止できる設備を設けるとともに、炉心の冠水状態の維持を確認するため、原子炉プール水位を監視できる設計としていることを確認したことから、第 34 条の規定に適合すると判断した。

3-8 第 37 条（原子炉格納施設）

技術基準規則第 37 条において、試験研究用等原子炉施設には、通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないもの、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減する原子炉格納施設が設けられていなければならないことを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付資料により、以下のとおり確認したことから、第 37 条の規定に適合すると判断した。

(1) 負圧状態の維持

原子炉格納施設を構成する原子炉建家、原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備又は非常用排気設備により、通常運転時及び設計基準事故時に原子炉建家内を負圧状態に維持する設計としていること。

(2) 漏えい率

原子炉格納施設の漏えい率については、原子炉格納施設を構成する原子炉建家、原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備により、通常運転時に漏えい率を所定の値（10%/日）以下とする設計としていること。

3-9 第41条（警報装置）

技術基準規則第41条において、試験研究用等原子炉施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により試験研究用等原子炉の安全を著しく損なうおそれが生じたときに確実に検知して速やかに警報する装置が設けられていなければならないことを要求している。

規制庁は、申請書本文及び添付資料により、原子炉停止中の原子炉プール水位及び使用済燃料プール水位の低下を検知し、原子炉建家の漏えい監視盤、原子炉制御棟の常設警報盤、事務管理棟の副警報盤及び原子力科学研究所中央警備室の主警報盤に警報を発するため、水位警報設備を設ける設計としていることを確認したことから、第41条の規定に適合すると判断した。

3-10 工事の方法

規制庁は、申請書本文及び添付書類により、工事の方法について、上記各条に規定される建物・構築物及び設備ごとの要求事項等を踏まえ、当該建物・構築物及び設備が期待される機能を確実に発揮できるように、使用前事業者検査の項目及び方法が適切に定められていることを確認したことから、各建物・構築物及び設備の工事の方法が妥当であると判断した。

規制庁は、上記3-1から3-10により、本申請は、技術基準規則に適合するものであることを確認したことから、法第27条第3項第2号に適合すると判断した。

技術基準規則各条文への適合性を審査した事項※1※2

施設区分	技術基準規則の規定		第5条	第6条	第7条	第8条	第9条	第10条	第11条	第12条	第13条	第14条	第15条	第16条	第17条	第19条	第20条	第21条	第22条	第23条	第24条			
			試験研究用原子炉施設の盤	地震による損傷の防止	津波による損傷の防止	外部からの衝撃による損傷の防止	試験研究用原子炉施設への不法侵入等の防止	試験研究用原子炉施設機能の確認等	材料及び構造	安全弁等	逆止め弁	放射性物質による汚染の防止	遮蔽等	換気設備	溢水による損傷の防止	安全避難通路等	安全設備	炉心等	熱遮蔽材	一次冷却材				
設備	試験研究用等原子炉施設一般構造	耐震構造	原子炉建家				○									○								
			使用済燃料貯槽室				○										○							
			燃料管理施設				○										○							
			実験利用棟				○										○							
			原子炉制御棟				○										○							
			排気筒				○										○							
			使用済燃料貯蔵施設（北地区）				○										○							
イ. 原子炉本体	原子炉本体の構造及び設備	試験研究用等原子炉の炉心	制御棒、制御棒案内管、重水タンク													○								
			炉心構造物														○							
		燃料体	燃料要素														○							
			減速材及び反射材の種類	ベリリウム反射体														○						
		原子炉容器	原子炉プール															○						
			下部遮蔽体			○												○						
			上部遮蔽体			○												○						
冠水維持設備、前部水封用止板				○												○								
			プールゲート（No.2ゲート）																					
			サブプール																					
ロ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	核燃料物質取扱設備	燃料搬送装置		○																			
			使用済燃料キャスク																					
		核燃料物質貯蔵設備	使用済燃料プール														○							
使用済燃料プール水位警報設備																								
			使用済燃料貯蔵ラック		○											○								
ハ. 原子炉冷却系統施設	原子炉冷却系統施設の構造及び設備	1次冷却系設備	1次冷却材主ポンプ、 ¹⁶ N減衰タンク													○								
			1次冷却材補助ポンプ														○		○					
			1次冷却材熱交換器、1次冷却系設備主配管、1次冷却材ストレーナ、弁類		○												○							

施設区分	技術基準規則の規定		第25条	第26条	第27条	第28条	第29条	第30条	第31条	第32条	第33条	第34条	第35条	第36条	第37条	第38条	第39条	第40条	第41条	第42条					
	設備		核燃料物質取扱設備	核燃料物質貯蔵設備	一次冷却材処理装置	冷却設備	液位の保持等	計測設備	放射線管理施設	安全保護回路	反応度制御及び炉系統原停止	原子炉室等	廃棄物処理設備	保管廃棄設備	原子炉施設	実験設備等	多量放射性等出事故の拡大防止	保安電源設備	警報装置	通信連絡設備					
	試験研究用等原子炉施設一般構造	耐震構造	原子炉建家												○										
			使用済燃料貯槽室																						
			燃料管理施設																						
			実験利用棟																						
			原子炉制御棟																						
			使用済燃料貯蔵施設（北地区）																						
イ. 原子炉本体	原子炉本体の構造及び設備	試験研究用等原子炉の炉心	制御棒、制御棒案内管、重水タンク																						
			炉心構造物																						
			燃料体	燃料要素																					
				減速材及び反射材の種類	ベリリウム反射体																				
			原子炉容器	原子炉プール、下部遮蔽体																					
上部遮蔽体																									
前部水封用止板、冠水維持設備（制御棒駆動機構案内管）																									
プールゲート（No.2ゲート）																									
			サブプール																						
ロ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	核燃料物質取扱設備の構造	燃料搬送装置																						
			使用済燃料キャスク																						
		核燃料物質貯蔵設備の構造	使用済燃料プール																						
			使用済燃料プール水位警報設備		○																		○		
			使用済燃料貯蔵ラック																						
ハ. 原子炉冷却系統施設	原子炉冷却系統施設の構造及び設備	1次冷却設備	1次冷却材主ポンプ、 ¹⁶ N減衰タンク																						
			1次冷却材補助ポンプ																						
			1次冷却材熱交換器、1次冷却系設備主配管、1次冷却材ストレーナ、弁類																						
		2次冷却設備	2次冷却系設備主配管																						
	その他	重水冷却系設備（重水冷却系）																							

※1：第1条は適用範囲のため、第2条は定義規定のため、第3条は特殊設計認可設計のため、第4条は廃止措置中の維持規定のため、第18条及び第53条は適用規定のため、第59条は準用規定のため、第71条は手続規定のため表中には含めない。第43条から第52条までは研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項のため、第53条から第59条はガス冷却型原子炉に関する条項のため、第60条から第70条はナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項のため、適用しない。

※2：「○」は本申請において技術基準規則各条文への適合性を審査した事項を表す。