

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〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について

原規規発第2006035号
令和2年6月3日
原子力規制委員会

平成26年11月26日付け26原機（安）099（平成28年10月27日付け28原機（安）019、平成29年6月29日付け29原機（安）009、平成29年12月21日付け29原機（安）022、平成30年2月23日付け29原機（安）029、平成30年7月11日付け30原機（安）008、平成30年10月17日付け30原機（安）012、令和元年9月26日付け令01原機（安）004、令和2年1月27日付け令01原機（安）010及び令和2年3月23日付け令01原機（安）012をもって一部補正）をもって、独立行政法人日本原子力研究開発機構 理事長 松浦 祥次郎（平成27年4月15日付け27原機（大安）016をもって国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 理事長 児玉 敏雄へ名称及び代表者の氏名が変更された。）から、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26条第1項の規定に基づき提出された大洗研究所（北地区）の原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕に対する法第26条第4項において準用する法第24条第1項各号に規定する許可の基準への適合については以下のとおりである。

1. 法第24条第1項第1号

本件申請については、

- ・試験研究用等原子炉の使用の目的を変更するものではないこと
- ・使用済燃料については、我が国と原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の組織に再処理を委託又は引取りを依頼して引き渡すこととし、引渡しまでの間は当該原子炉施設において貯蔵する方針としていること

から、試験研究用等原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められる。

2. 法第24条第1項第2号（経理的基礎に係る部分に限る。）

申請者は、本件申請に係る内部火災対策工事等に伴う工事に要する資金については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構法に基づき政府から交付される財源により充当する計画であるとしていることから、工事に要する資金の調達が可能と判断した。このことから、申請者には試験研究用等原子炉施設を設置変更するために必要な経理的基礎があると認められる。

3. 法第24条第1項第2号（技術的能力に係る部分に限る。）

添付のとおり、申請者には、試験研究用等原子炉施設を設置変更するために必要な技術的能力があり、かつ、試験研究用等原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があると認められる。

4. 法第24条第1項第3号

添付のとおり、本件申請に係る試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は試験研究用等原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであると認められる。

5. 法第24条第1項第4号

本件申請については、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変更がないことから、法第23条第2項第9号の体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであると認められる。

添 付

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
〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉
施設の変更〕に関する審査書
（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第
24条第1項第2号（技術的能力に係るもの）、第3号関連）

令和2年6月3日

原子力規制委員会

目 次

I	はじめに	1
II	試験研究用等原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力	3
III	試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備	8
III-1	地震による損傷の防止（第4条関係）	9
III-1.1	基準地震動	9
III-1.2	耐震設計方針	26
III-2	試験研究用等原子炉施設の地盤（第3条関係）	41
III-3	津波による損傷の防止（第5条関係）	44
III-4	外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）	51
III-4.1	外部事象の抽出	52
III-4.2	外部事象に対する設計方針	53
III-4.2.1	竜巻に対する設計方針	54
III-4.2.2	火山の影響に対する設計方針	59
III-4.2.3	外部火災に対する設計方針	65
III-4.2.4	その他自然現象に対する設計方針	71
III-4.2.5	その他人為事象に対する設計方針	72
III-4.3	自然現象の組合せ	73
III-4.4	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対する重要安全施設への考慮	74
III-5	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係） ..	74
III-6	火災による損傷の防止（第8条関係）	75
III-7	溢水による損傷の防止等（第9条関係）	85
III-8	誤操作の防止（第10条関係）	91
III-9	安全避難通路等（第11条関係）	92
III-10	安全施設（第12条関係）	93
III-11	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第13条関係）	101
III-12	安全保護回路（第18条関係）	104

Ⅲ－１３	放射性廃棄物の廃棄施設（第２２条関係）	104
Ⅲ－１４	保管廃棄施設（第２３条関係）	105
Ⅲ－１５	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護（第２４条関係）	106
Ⅲ－１６	保安電源設備（第２８条関係）	107
Ⅲ－１７	通信連絡設備等（第３０条関係）	109
Ⅲ－１８	外部電源が喪失した場合の対策設備等（第４２条関係）	110
Ⅲ－１９	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第４４条関係）	112
Ⅲ－２０	監視設備（第５１条関係）	114
Ⅲ－２１	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第５３条関係）	116
Ⅲ－２１．１	多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定	117
Ⅲ－２１．２	原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の 想定、評価及び対策	120
Ⅲ－２１．３	使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれ のある事故の想定、評価及び対策	127
Ⅲ－２１．４	原子炉及び使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出 するおそれのある事故の重畳を想定した対策	132
Ⅳ	審査結果	134

I はじめに

1. 本審査書の位置付け

本審査書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第26条第1項に基づいて、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。）が原子力規制委員会（以下「規制委員会」という。）に提出した「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〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕」（平成26年11月26日付け申請、平成28年10月27日付け、平成29年6月29日付け、平成29年12月21日付け、平成30年2月23日付け、平成30年7月11日付け、平成30年10月17日付け、令和元年9月26日付け、令和2年1月27日付け及び令和2年3月23日付けをもって一部補正。以下「本申請」という。）の内容が、以下の規定に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

- (1) 原子炉等規制法第26条第4項で準用する第24条第1項第2号の規定（試験研究用等原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があり、かつ、試験研究用等原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があること。）のうち、技術的能力に係る規定。
- (2) 同条同項第3号の規定（試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質もしくは核燃料物質によつて汚染された物による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。）。

なお、原子炉等規制法第24条第1項第1号の規定（試験研究用等原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。）及び第2号の規定のうち経理的基礎に係るものに関する審査結果は、別途取りまとめる。

2. 判断基準及び審査方針

本審査書では、以下の基準等に適合しているかどうかを確認した。

- (1) 原子炉等規制法第24条第1項第2号の規定のうち、技術的能力に係るものに関する審査においては、原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（平成16年5月27日原子力安全委員会決定。以下「技術的能力指針」という。）。
- (2) 同条同項第3号の規定に関する審査においては、試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年12月6日原子力規制委員会規則第21号。以下「許可基準規則」という。）及び試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規

研発第 1311271 号（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定）。以下「許可基準規則解釈」という。）

また、同条同項第 3 号の規定に関する審査においては、許可基準規則解釈において規定される、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「実用炉設置許可基準解釈」という。）第 3 条、第 4 条及び第 5 条を準用する。

また、本審査においては、規制委員会が定めた以下のガイド等を参照するとともに、その他法令で定める基準、学協会規格等も参照した。

- (1) 「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定。以下「研究炉安全設計審査指針」という。）
- (2) 「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定。以下「研究炉安全評価指針」という。）
- (3) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発第 1306191 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地質ガイド」という。）
- (4) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306192 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地震ガイド」という。）
- (5) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第 1306194 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地盤ガイド」という。）
- (6) 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第 13061910 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「火山ガイド」という。）
- (7) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第 13061911 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「竜巻ガイド」という。）
- (8) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第 13061912 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「外部火災ガイド」という。）
- (9) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（原規技発第 13061913 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「溢水ガイド」という。）
- (10) 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（原規技発第 1306195 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「火災防護基準」という。）
- (11) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第 13061914 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））

なお、本審査は、大洗研究所材料試験炉（JMTR）の原子炉容器には燃料を装荷しないこと、高速実験炉常陽は運転を行わないことを前提としている。このうち、JMTRについては、廃止措置計画認可申請書が提出されている。

3. 本審査書の構成

「Ⅱ 試験研究用等原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力」には、技術的能力指針への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅲ 試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備」には、許可基準規則への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅳ 審査結果」には、規制委員会としての結論を示した。

本審査書においては、本申請において変更の対象とする試験研究用等原子炉施設（HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設。以下「本試験研究用等原子炉施設」という。）に関して審査した内容を示している。

本審査書においては、法令の規定等や申請書の内容について、必要に応じ、文章の要約や言い換え等を行っている。また、本審査書で用いる条番号は、断りのない限り許可基準規則のものである。

Ⅱ 試験研究用等原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力

原子炉等規制法第24条第1項第2号（技術的能力に係るものに限る。）の規定は、試験研究用等原子炉設置者に試験研究用等原子炉を設置するために必要な技術的能力及び試験研究用等原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることを要求している。

規制委員会は、申請者の技術的能力に関し、技術的能力指針を以下の項目に整理し、本申請が既に運転実績を有する試験研究用等原子炉施設に関するものであることを踏まえて審査を行った。

1. 組織
2. 技術者の確保
3. 経験
4. 品質保証活動
5. 技術者に対する教育・訓練
6. 有資格者等の選任・配置

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した

結果、技術的能力指針に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 組織

技術的能力指針は、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が構築されていること又は構築される方針が適切に示されていることを要求している。

申請者は、大洗研究所（北地区）原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、保安のための組織を以下のとおり構築するとしている。

- (1) 理事長は、保安規定に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。
- (2) 大洗研究所担当理事は、管理責任者として大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。
- (3) 大洗研究所長（以下「所長」という。）は、大洗研究所における原子炉施設の保安活動を統括する。
- (4) 高温工学試験研究炉部長は、本試験研究用等原子炉施設（放射線管理設備を除く）の設計及び工事並びに運転及び保守を的確に遂行するため、保安規定に基づき、施設管理統括者として保安活動の統括を行うとともに、本試験研究用等原子炉施設の品質保証等を統括する部長として、各業務責任を明確にするものとし、HTTR品質保証委員会を設置し、本試験研究用等原子炉施設（放射線管理設備を除く）の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動の推進並びに評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項を適宜業務に反映する。
- (5) 放射線管理部長は、本申請に係る原子炉施設等の放射線管理設備の設計及び工事並びに運転及び保守の業務を的確に遂行するため、保安規定に基づき、統括する部長として各業務責任を明確にするとともに、放射線管理部品質保証技術検討会を設置し、放射線管理設備の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項等を審議させ、これらの審議事項を適宜業務に反映する。
- (6) 各原子炉施設の保安に関する基本的事項等並びに設計及び工事に対する安全性等の技術的な審議は、所長の諮問に基づき、大洗研究所の原子炉施設等安全審査委員会において実施する。また、原子炉の設置（変更）及び関連する重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事項、品質保証活動の基本的事項等の審議は、理事長の諮問に基づき、中央安全審査・品質保証委員会において実施する。
- (7) 保安管理部長は、保安規定に基づき、大洗研究所における品質保証活動の

庶務、原子炉施設等安全審査委員会の庶務、非常の場合に採るべき措置に関する整備及び支援並びに総合的な訓練等の保安活動の統括を行うとともに、必要に応じ各部長に対して品質保証活動に関する指示又は助言を行う。

規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守の業務を実施する各担当部及び原子炉施設等安全審査委員会等について、保安規定等に基づき役割分担が明確化された組織が構築されていることを確認した。

2. 技術者の確保

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていること又は確保する方針が適切に示されていることを要求している。

申請者は、令和2年3月1日現在の高温工学試験研究炉部における技術者数は、原子炉施設の技術者60名、このうち20年以上の経験を有する管理職者が12名、10年以上の原子炉等の運転経験年数を有する技術者が38名であるとしている。高温工学試験研究炉部における有資格者数は、原子炉主任技術者が2名、放射線取扱主任者（第1種）が10名及び核燃料取扱主任者が2名であり、設計及び工事並びに運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者を今後も確保していくために、各種資格取得を奨励している。

規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る技術者の確保について、技術者の在籍状況等から適切に確保されていること及び今後も確保していく方針が示されていることを確認した。

3. 経験

技術的能力指針は、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事並びに運転及び保守の経験が十分に具備されていること又は経験を獲得する方針が適切に示されていることを要求している。

申請者は、大洗研究所（北地区）が、JMTR原子炉施設、JMTRC原子炉施設及び本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事の経験並びに45年以上の運転経験を有しているとしている。高温工学試験研究炉部では、平成2年から、本試験研究用等原子炉施設の設計、製作及び工事を行ってきたこと、また、平成8年には機器据付を完了し、平成13年12月に定格出力（原子炉出口温度850℃）を達成し、平成14年5月から供用運転を開始して以降、高温ガス炉技術の高度化を目的とした安全性実証試験及び高温試験運転（原子炉出口温度950℃）の実施により高温ガス炉基盤技術の高度化のために必要な試験データ及び運転技術

の蓄積を図っていることから、申請者は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事に係る経験並びに運転及び保守に係る経験を十分有しているとしている。

規制委員会は、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守の経験について、これまでの本試験研究用等原子炉施設に係る経験等から十分に具備されていることを確認した。

4. 品質保証活動

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること又は構築される方針が適切に示されていることを要求している。

申請者は、品質保証活動について、以下のとおりとしている。

(1) 品質保証活動の確立と実施

大洗研究所は、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置付け、原子力安全を達成し、これを維持及び向上するための品質マネジメントシステム(「品質管理監督システム」に相当)を確立し、文書化し、実施し、かつ維持するとともに、継続的に改善する。安全文化の醸成活動を含む原子力安全のための品質保証計画(「品質管理監督システム基準書」に相当)を定め、原子炉施設の安全を確保する上で重要な施設、系統、機器等の設計、製作及び工事等に係る品質保証活動に関しては「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」(平成 25 年原子力規制委員会規則第 22 号)に適合するように品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行う。

(2) 品質保証体制及び役割分担

理事長をトップマネジメントとした品質保証組織を定め、品質保証活動に係る責任と権限を明確にして、以下のとおり体系的な活動を実施する。

理事長は、原子炉施設に係る品質保証活動のトップマネジメントとして、品質マネジメントシステムを確立し、文書化した品質保証計画書に基づき、その業務責任を明確にして、以下のように実施する。

- ① 理事長は、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動が適切で、妥当かつ有効であることを評価するため、マネジメントレビューを実施し、品質保証活動を継続的に改善する。また、中央安全審査・品質保証委員会を設置し、諮問事項について審議させる。
- ② 大洗研究所担当理事は、理事長を補佐して大洗研究所における品質保証活動を統理するとともに、大洗研究所の管理責任者として、大洗研究所

において原子炉施設の品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持に係る業務、理事長への品質保証活動の実施状況及び改善の必要性に係る報告並びに原子炉施設の安全確保に対する認識の高揚に係る業務を行う。

- ③ 所長は、大洗研究所において、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動を統括する。また、原子炉施設等安全審査委員会を設置し、原子炉施設の設置変更許可並びに原子炉施設に関する設計及び工事の方法の認可等に係る事項について、また、品質保証推進委員会を設置して品質保証活動に関する基本的事項等について審議させる。
- ④ 高温ガス炉研究開発センター長は、所長が行う大洗研究所における品質保証活動を補佐する。
- ⑤ 大洗研究所の試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る各部長は、品質保証活動の実施及びそれを継続的に改善するための責任と権限を有するとともに、品質保証活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持を行う。さらに、供給者における品質保証活動が適切に遂行されるよう、品質保証活動に関する要求事項を明確に提示し、監査等で評価し、品質保証活動の実施状況を確認の上、改善を図る。
- ⑥ 各部長はそれぞれの部署において品質保証に関する委員会を設置し、品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。
- ⑦ 理事長が定めるプロセス責任者（理事長、管理責任者、所長、部長及び課長）は、所掌する業務に関して、プロセスを確立して実施するとともに、有効性を継続的に改善する。また、プロセス責任者は、業務に従事する要員の業務に対する要求事項についての認識を高め、成果を含む実施状況について評価し、安全文化を醸成するための活動を促進する。

規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動について、当該活動を行う体制が品質保証計画書等に基づき適切に構築されていることを確認した。

5. 技術者に対する教育・訓練

技術的能力指針は、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていることを要求している。

申請者は、原子炉施設における災害の発生を未然に防止し、周辺公衆の線量を合理的に達成可能な限り低い水準に保つため、原子炉施設に係る設計及び工事並

びに運転及び保守を行う者に対し、保安規定に基づき、関係法令及び保安規定の遵守に関する教育、原子炉施設の構造、性能及び運転に関する教育、放射線管理に関する教育、核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する教育、非常の場合に採るべき措置に関する教育、他の原子力施設における事故トラブル事例の周知など安全意識の向上に関する教育、技術者として素養を高めるために必要な教育並びに原子炉関連施設等における防災訓練等を、新たに業務に従事する者には従事前、既に従事している者には毎年実施するとしている。加えて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター等においても教育訓練を行うとしている。これらの試験研究用等原子炉施設に係る設計及び工事並びに運転及び保守に必要な教育・訓練を今後も継続して行い、さらに、保安活動や意識向上のための啓発活動等を通じて、安全文化の醸成を図っていくとしている。

規制委員会は、技術者に対する教育・訓練について、確保した技術者に対する専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていることを確認した。

6. 有資格者等の選任・配置

技術的能力指針は、法又は法に基づく規則により有資格者等の選任が必要となる場合、その職務が適切に遂行できるよう配置されていること又は配置される方針が適切に示されていることを要求している。

申請者は、法令等に基づき、本試験研究用等原子炉施設に原子炉主任技術者を配置するとしている。また、原子炉主任技術者の不在時においても職務に支障がないように、原子炉主任技術者の免状を有する技術者から代行者を1名配置するとしている。

規制委員会は、申請者の有資格者等の選任・配置について、法令等に基づき本試験研究用等原子炉施設として原子炉主任技術者を配置するとともに、有資格者の中から代行者を1名配置するとしていることから、申請者の有資格者等の選任及び配置の方針については適切なものであることを確認した。

III 試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備

本章においては、本試験研究用等原子炉施設に係る本申請に関して、平成24年3月31日付け23受文科科第5940号により受けた設置変更許可（以下「既許可」という。）から許可基準規則の要求事項に変更があった内容及び申請者が既許可から基本設計を変更した内容について審査した結果を、許可基準規則の条項ごとに示

した。

また、本章において、実用発電用原子炉に対するガイド等実用発電用原子炉に係る規制の考え方については、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴（「Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）」にて記載する。）を考慮して準用又は参照した。

Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）

第４条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、地震の発生により生じるおそれのある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて算定した地震力に十分に耐えることができる設計とすることを要求している。また、耐震重要施設については、基準地震動による地震力及び基準地震動によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対してその安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

Ⅲ－１．１ 基準地震動

- １． 地下構造モデル
- ２． 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動
- ３． 震源を特定せず策定する地震動
- ４． 基準地震動の策定

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針

- １． 耐震重要度分類の方針
- ２． 弾性設計用地震動の設定方針
- ３． 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針
- ４． 荷重の組合せと許容限界の設定方針
- ５． 波及的影響に係る設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面については、本申請の内容を確認した結果、本試験研究用等原子炉施設を設置する敷地内に耐震重要施設の安全機能に影響を与える斜面は存在しないことを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－１．１ 基準地震動

許可基準規則解釈において準用する「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））（以下「実用炉解釈」という。）別記 2 は、基準地震動について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、実用炉解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

1. 地下構造モデル

(1) 解放基盤表面の設定

実用炉解釈別記 2 は、解放基盤表面について、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度（以下「S 波速度」という。）がおおむね 700m/s 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていない位置に設定することを要求している。

申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。

- ・敷地内で実施した地表地質調査結果及びボーリング調査結果より、新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層及び新第三紀中新世の多賀層群がほぼ水平で相当な広がりを持って、久米層は敷地の地盤高（以下「G.L.」という。）G.L. 約-90m 以深から G.L. 約-170m まで、多賀層群は G.L. 約-170m 以深からボーリング調査下端の G.L. 約-230m まで分布していることを確認した。また、P S 検層結果によると、G.L. -172.5m 以深で概ね S 波速度が 700m/s 以上となり、著しい風化がみられない。以上のことから、原子炉建家設置位置付近の G.L. -172.5m の位置に解放基盤表面を設定した。

規制委員会は、本申請における解放基盤表面は、必要な特性を有し、要求

されるS波速度を持つ硬質地盤の表面に設定されていることから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(2) 敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価

実用炉解釈別記2は、適用する評価手法に必要となる特性データに留意の上、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性に係る以下の項目を考慮することを要求している。

- ① 敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順との組合せで実施すること。
- ② 敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。

申請者は、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価について、敷地及び敷地周辺における地質調査及び地震観測記録の分析等に基づき以下のとおりとしている。

- ① ボーリングの深度が最大約230mである原子炉施設設置位置付近のボーリング調査結果、地表地質調査結果等から、敷地及び敷地近傍は下位より新第三紀中新世の多賀層群、新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層、第四紀更新世の段丘堆積物等、第四紀完新世の砂丘砂層等で構成されている。
- ② 敷地内で得られた地震観測記録を、地震波の到来方向ごとに応答スペクトル比を比較した結果、到来方向による大きな違いは見られず、ばらつきも小さいことを確認した。また、敷地及び敷地周辺で実施した単点微動観測記録の分析により、敷地地盤には特異な速度構造等がないことを確認した。以上のことから、敷地地盤は水平な成層構造とみなすことができることを確認し、一次元の速度構造でモデル化した。
- ③ 応答スペクトルに基づく地震動評価に用いる補正係数の評価等のために、地震観測記録から表層地盤の影響を取り除くはざとり解析に用いる地下構造モデルとして、解放基盤表面付近以浅をモデル化した浅部の地盤構造モデルを設定した。当該モデルの速度構造及び減衰定数は、敷地内で実施したPS検層等の地質構造調査結果を踏まえ、敷地に設置した地中地震計から得られた地震観測記録を用いて最適化したも

のを設定した。さらに、当該モデルについて、東北地方太平洋沖地震の最大余震（2011年3月11日15時15分に発生した余震）等の地震観測記録を用いたシミュレーション解析による検証を行い、各地震観測記録と整合していることを確認した。

- ④ 地震動評価に用いる地下構造モデルとして、解放基盤表面付近以深をモデル化した深部の地盤構造モデルを設定した。当該モデルは、敷地及び敷地周辺で実施した微動アレイ探査や地震波速度トモグラフィ解析等の地質構造調査結果を踏まえて最適化して設定した。また、減衰定数は、解放基盤表面から地震基盤面までは100（Q値）とし、地震基盤面以深は佐藤ほか（1994）に基づき設定した。さらに、当該モデルについて、単点微動観測調査結果による検証を行い、当該調査結果と整合していることを確認した。
- ⑤ 重力異常分布等によると、敷地の北側には重力の高まりが見られるが、敷地においてはほぼ平坦な構造となっている。当該一次元地下構造モデルの整合性及びこの不整形地盤が敷地の地震動に与える影響について、敷地及び敷地周辺で実施した屈折法地震探査及び微動アレイ探査結果等に基づき作成した二次元地盤モデルを用いて、敷地の解放基盤表面における地震動について検討した。その結果、一次元地盤モデルと二次元地盤モデルとの地震波は概ね対応することを確認した。なお、入射角が大きい長周期成分の地震波において一部乖離が見られ、不整形地盤に起因すると考えられるが、地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比においては、到来方向の違いによって長周期成分が増幅する様子は見られず、また、本試験研究用等原子炉施設には長い固有周期を有する耐震重要施設はないことから、敷地における地震動評価において大きな影響はないことを確認した。

当初、申請者は、敷地の北側に確認される不整形地盤については、敷地においてほぼ平坦な構造となっていることから、地震動に与える影響について確認していなかった。

規制委員会は、審査の過程において、この不整形地盤が、敷地の地震動に与える影響について検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、地震動シミュレーション等により、敷地の北側に確認される不整形地盤が地震波伝播に与える影響について評価し、本試験研究用等原子炉施設の地震動評価上、影響がないことを確認した。

規制委員会は、申請者が実施した敷地及び敷地周辺の敷地地盤の地下構

造及び地震波の伝播特性の評価については、以下のことから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

- ・調査の手法が地質ガイドを踏まえた適切なものであること
- ・調査結果に基づき、敷地及び敷地周辺における到来方向別の複数の地震観測記録を分析し、地震波の到来方向の違いによる特異な伝播特性は認められないとしていること、及び敷地内のP S 検層結果をもとに敷地地盤の速度構造は概ね水平な成層構造をなすことから一次元構造でモデル化できるとしていること
- ・地下構造のモデル化に当たって、P S 検層、地震観測記録を用いた解析、文献における知見等から地震波速度、減衰定数等を適切に設定するとともに、観測記録との整合を確認していること

2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

実用炉解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が実施した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価については、適切に選定された複数の検討用地震ごとに、各種の不確かさを十分に考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を適切な手法で行っていることから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(1) 震源として考慮する活断層

実用炉解釈別記2は、内陸地殻内地震に関し、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形及び地質条件に応じ、文献調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求している。

申請者は、調査内容、調査結果及びその評価について、以下のとおりとしている。

- ① 敷地周辺及び敷地近傍の地質及び地質構造を把握するため、陸域については、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的

調査等を実施した。海域については、文献調査のほか、音波探査及び他機関によって実施された音波探査記録の再解析を行い、地質・地質構造の検討を実施した。

- ② 敷地周辺及び敷地近傍では、産業技術総合研究所が発行している地質図、地質調査所編（1992）、地震調査研究推進本部（2015）、今泉ほか編（2018）等の文献調査を含む調査結果に基づき、震源として考慮する活断層として次の断層を抽出し、活断層の位置、形状等を評価した。

a. 敷地から 30km 以遠

(陸域) 関谷断層、深谷断層帯・綾瀬川断層、関口ー米平リニアメント、
たつわれさん 堅破山リニアメント、みやたちょう 宮田町リニアメント、たなくら 棚倉破碎帯
せいえん 西縁断層～とうえん 同東縁付近の推定活断層、F 1 断層～ほっぽうりくいき 北方陸域の
しおのひら 断層～塩ノ平地震断層

(海域) F 8 断層、F 1 1 断層

b. 敷地から 30km 圏内の境界を横断する断層

(陸域) わがくにさん 吾国山断層

(海域) F 1 6 断層、A-1 背斜

c. 敷地近傍（敷地から 5 km 圏内）境界を横断する断層

(海域) F 3 断層～F 4 断層

- ③ 敷地においては、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、ボーリング調査等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。敷地には新しい時代の活動を示唆するリニアメント等は認められず、新第三紀中新世の多賀層群及び新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層、第四紀更新世の東茨城層群¹及びM 1 段丘堆積物並びに第四紀完新世の沖積層及び砂丘砂層が分布し、東茨城層群及びM 1 段丘堆積物の基底面はほぼ水平に分布していることから、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められず、敷地には、震源として考慮する活断層は認められないと評価した。

当初、申請者は、F 1 断層、北方陸域の断層及び塩ノ平地震断層の連動に関する評価については、2011 年福島県浜通りの地震に伴い出現した塩ノ平地震断層の範囲は応力解放がされていると評価して、F 1 断層及び北方陸域の断層（長さ約 44km）と塩ノ平地震断層（長さ約 14km）とは連動しないと評価していた。

¹ 敷地周辺及び敷地に分布する第四紀の地層で、八溝山地東縁の瓜連丘陵に認められる坂本・宇野沢（1976）による引田層等その他の地層を含む層群に対して申請者が用いている名称。

規制委員会は、審査の過程において、F 1 断層及び北方陸域の断層が、塩ノ平地震断層との同時活動性を応力が解放されていることのみで否定することはできず、断層の走向・傾斜の類似性等を調査し、改めて塩ノ平地震断層の取り扱いについて検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、断層の走向・傾斜の類似性等を勘案し、F 1 断層及び北方陸域の断層と塩ノ平地震断層との同時活動を考慮して、F 1 断層南端から塩ノ平地震断層北端までの約 58km を、震源として考慮する活断層であると評価を見直した。

規制委員会は、申請者が実施した震源として考慮する活断層の評価については、調査地域の地形・地質条件に応じて適切な手法、範囲及び密度で調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し、活断層の位置、形状、活動性等を明らかにしていることから、実用炉解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

(2) 検討用地震の選定

実用炉解釈別記 2 は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・微小地震の分布、応力場及び地震発生様式(プレートの形状・運動・相互作用を含む。)に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、検討用地震を複数選定することを要求している。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮することを、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことを要求している。

申請者は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

① 内陸地殻内地震

内陸地殻内地震については、気象庁震度階級関連解説表の記載によると、地震によって建物等に被害が発生するのは震度 5 弱 (1996 年以前は震度 V) 程度以上であると考えられることから、過去の地震及び活断層による地震から、敷地に影響を及ぼすものを抽出した。このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Noda et al. (2002) の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、敷地への影響が大きい F 1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震及

びF 3断層～F 4断層による地震を検討用地震として選定した。

② プレート間地震

プレート間地震については、過去の地震及び知見から敷地の震度が5弱（1996年以前は震度V）程度以上であったと推定される地震並びに中央防災会議（2013）及び地震調査研究推進本部（2012、2019）で想定されている地震を抽出した。

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震のうち、2011年東北地方太平洋沖地震の本震及び東北地方太平洋沖地震の最大余震（2011年3月11日15時15分に発生した余震）については敷地での地震観測記録より求めた解放基盤波による応答スペクトル、それら以外の地震についてはNoda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルについて比較を行った。その結果、2011年東北地方太平洋沖地震の本震（以下「2011年東北地方太平洋沖型地震」という。）を検討用地震として選定した。

③ 海洋プレート内地震

海洋プレート内地震については、過去の地震から敷地の震度が5弱（1996年以前は震度V）程度以上であったと推定される地震並びに中央防災会議（2004）、地震調査研究推進本部（2009、2019）及び中央防災会議（2013）で想定されている地震を抽出した。

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Noda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、中央防災会議（2004）及び同（2013）の知見を踏まえたモーメントマグニチュード（以下「Mw」という。）7.3（海洋プレート内地震で最大震度であったと考えられる1855年安政江戸地震を上回る地震規模）のフィリピン海プレート内地震である茨城県南部地震（以下「茨城県南部の地震」という。）を検討用地震として選定した。

規制委員会は、申請者が実施した検討用地震の選定に係る評価については、活断層の性質や地震発生状況を精査し、地震発生様式等に関する既往の研究成果等を総合的に検討することにより複数の検討用地震を適切に選定しているとともに、評価に当たっては複数の活断層の連動も考慮していることから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

（3）地震動評価

実用炉解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定することを要求している。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮することを要求している。また、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことを要求している。さらに、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えられ得る支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求している。

申請者は、検討用地震として選定したF1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震、F3断層～F4断層による地震、2011年東北地方太平洋沖型地震及び茨城県南部の地震について、震源モデル及び震源特性パラメータの設定並びに地震動評価の内容を以下のとおりとしている。なお、検討用地震のうち、2011年東北地方太平洋沖型地震の地震動評価に当たって、最新の知見である地震調査研究推進本部(2019)による影響はないことを確認している。

① F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震

- a. 基本震源モデルは、地質調査結果及び地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(2017)〔「レシピ」〕」(以下「レシピ」という。)に基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、福島県と茨城県の県境付近の断層に対する微小地震の発生状況や2011年福島県浜通りの地震に関する解析結果から、断層上端深さを3km、断層下端深さを18kmと設定した。また、調査結果に基づき、断層長さを58kmとし、北方陸域の断層から塩ノ平地震断層に対応する北部とF1断層に対応する南部に区分し、傾斜角を西傾斜60°、正断層と設定した。アスペリティは北部区間と南部区間それぞれに一つずつ敷地に近い断層上端で、断層端部との間に背景領域を挟んだ位置に配置した。破壊開始点はアスペリティ下端及び断層下端のうち、敷地への

影響の大きい位置に複数設定した。

- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの1.5倍としたケース、2011年福島県浜通りの地震における余震分布の形状を考慮し、傾斜角を 45° としたケース並びに北部及び南部それぞれのアスペリティを敷地により近くなるよう断層端部に配置したケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができるNoda et al. (2002)の方法を用いた。地震動評価に当たって使用するマグニチュード（以下「M」という。）は、断層長さから松田（1975）により求めた。また、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用せず、敷地での観測記録を基にした補正係数を適用した。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、経験的グリーン関数法により評価した。これに用いる要素地震については、地震発生様式、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を適切に反映していることを確認した上で、茨城県北部で発生した地震（2011年4月14日、M5.1）の敷地での観測記録を採用した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅（2001）により断層面積から設定し、平均応力降下量はFujii and Matsu'ura(2000)により3.1MPaとし、アスペリティの面積はSomerville et al. (1999)の知見を参考に断層面積の22%とし、アスペリティの応力降下量は、平均応力降下量及びアスペリティの断層全体面積に対する面積比（以下「アスペリティ面積比」という。）から設定した。

② F3断層～F4断層による地震

- a. 基本震源モデルは、地質調査結果及びレシピに基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、地震の断層面については、敷地により近いF3断層の地表面トレース形状を踏まえて設定した。断層面積については、入倉・三宅（2001）による内陸地殻内地震のスケーリング則の適用範囲を参考に、孤立した短い活断層として、地震モーメントが $7.5 \times 10^{18} \text{Nm}$ （Mw6.5に相当）となるよう設定した。地震のタイプ及び傾斜角については、音波探査等の結果を踏まえ、逆断層、西傾斜 60° とした。断層上端深さ及び断層下

端深さについては、福島県と茨城県の県境付近の断層に対する微小地震の発生状況から、断層上端深さを 5km、断層下端深さを 18km と設定した。断層長さについては、活断層調査結果による位置を基に、地震モーメントから入倉・三宅 (2001) により求めた断層面積を踏まえ、上端の長さ 21.4 km、下端の長さ 27.5 kmとした。アスペリティ位置については、調査の結果、F 3 断層部が F 4 断層部より評価区間が長く、その変位量が大きいことから、F 3 断層部の敷地に近い位置に配置した。破壊開始点については、アスペリティ下端及び断層下端のうち、敷地への影響の大きい位置に複数設定した。

- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース、レシビを踏まえ傾斜角を 45° としたケース及び F 4 断層部の敷地直下にアスペリティを配置したケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002) の方法を用いているが、その適用範囲を踏まえ、その他の距離減衰式も用いて評価した。地震動評価に当たって使用する M は、断層長さから武村 (1998) により求めた。地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数を適用せず、震源近傍における破壊伝播効果を考慮した評価を実施した。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、適切な要素地震となる地震が敷地において得られていないことから、統計的グリーン関数法により評価した。震源特性パラメータのうち、平均応力降下量は円形クラックの式により、アスペリティの面積は短周期レベルの式を介し、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティ面積比から求めた。

当初、申請者は、F 3 断層～F 4 断層による地震の評価において、その断層形状については、F 3 断層北端と F 4 断層南端を直線で結んだ長さで設定し、その断層面積から地震モーメントを $3.53 \times 10^{18} \text{Nm}$ としていた。

規制委員会は、審査の過程において、F 3 断層～F 4 断層による地震の評価については、断層形状を F 3 断層部の地表面トレースを踏まえて設定すること、及び孤立した短い活断層として扱うことを求めた。

これに対して、申請者は、以下のとおり対応した。

- ・断層面について、F 3 断層の地表面トレースを踏まえて設定した。

- 地震モーメントは、入倉・三宅（2001）のスケーリング則の適用範囲を参考に、 $7.5 \times 10^{18} \text{Nm}$ とした上で、断層面積についても、これに相当する値に見直した。

③ 2011 年東北地方太平洋沖型地震

- a. 諸井ほか（2013）によりレシピの適用性が確認されていることから、基本震源モデルは、レシピに基づき、諸井ほか（2013）を参考に震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。地震規模は、2011 年東北地方太平洋沖地震を踏まえ、 $M_w 9.0$ とした。断層面は、三陸沖中部から茨城県沖にかけて太平洋プレートの形状を考慮して設定した。断層面積は地震規模から佐藤（1989）により設定し、断層長さを 500 km、断層幅を 200 km とした。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、強震動生成域（以下「SMGA」という。）の位置及び数は、過去に発生した $M7 \sim 8$ の地震の震源域を考慮して、地震調査研究推進本部（2012）の領域区分に対応するよう 5 領域に各 1 個の計 5 個を設定した。なお、茨城県沖の SMGA 位置については、2011 年東北地方太平洋沖地震の本震の敷地での観測記録を再現できる位置に配置した。SMGA の応力降下量は、諸井ほか（2013）による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量 24.6 MPa を設定した。SMGA の断層全体面積に対する面積比（以下「SMGA 面積比」という。）は、諸井ほか（2013）に従い 0.125 とした。破壊開始点については、影響検討により最も敷地に影響が大きい傾向にあることを確認した破壊が敷地に向かう位置となる 2011 年東北地方太平洋沖地震の本震の破壊開始点とした。
- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、茨城県沖の SMGA 位置を敷地に最も近づけたケース、短周期レベルを基本震源モデルで設定した値の 1.5 倍にしたケースを設定した。

短周期レベルの不確かさケースでは、茨城県沖よりも地域性の観点で短周期レベルが大きい宮城県沖で発生する地震の短周期レベルを概ねカバーするレベルとして、SMGA の応力降下量を基本震源モデルの 1.5 倍である 37.0 MPa とした。

さらに、SMGA 位置は確定的に設定することが難しいことから、茨城県沖の SMGA 位置を敷地に最も近づけ、かつ、短周期レベルを基本震源モデルの 1.5 倍である 37MPa とした重畳ケースについても設定した。

- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、複雑な震源過程から生成される強震動を短周期から長周期にわたり精度良く評価できる距離減衰式はないと考えられるため、敷地での地震観測記録より求めた解放基盤波を包絡した応答スペクトルを用いた。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、経験的グリーン関数法により評価した。これに用いる要素地震については、地震発生様式、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を適切に反映していることを確認した上で、断層面の北半分に対して2011年3月28日の地震(M6.5)、断層面の南半分に対して2005年10月19日の地震(M6.3)の敷地における観測記録を用いた。震源特性パラメータについては、地震モーメントは地震規模からHanks & Kanamori (1979)により、次に地震モーメント及び断層面積から円形クラックの式より平均応力降下量を設定し、諸井ほか(2013)によるSMGA面積比0.125を用いて、各SMGAの応力降下量と短周期レベルを設定した。

当初、申請者は、2011年東北地方太平洋沖型地震の評価において、茨城県沖のSMGAの位置については、敷地での観測記録の再現性及び過去に地震が発生している位置を考慮して設定していた。

規制委員会は、審査の過程において、2011年東北地方太平洋沖型地震の評価については、確定的にSMGAの位置を決めることは難しいので、不確かさについてさらなる検討を求めた。

これに対して、申請者は、以下のとおり対応した。

- 2011年東北地方太平洋沖型地震については、SMGAの位置を確定的に設定することは難しいことから、茨城県沖のSMGAの位置を敷地に最も近づけ、かつ、短周期レベルを基本震源モデルにおける設定値の1.5倍にした重畳した場合を不確かさケースとして地震動評価を行った。

④ 茨城県南部の地震

- a. 基本震源モデルの断層面は中央防災会議(2013)による「フィリピン海プレート内地震を想定する領域」のうち敷地に近い位置に配置した。地震規模は中央防災会議(2013)に基づき、1855年安政江戸地震を海洋プレート内地震として想定した場合の過去の震度を再現できる震源モデルの地震規模に保守性を考慮したMw7.3と設定した。震源モデル及び震源特性パラメータは、中央防災会議(2013)や長谷川ほか(2013)等に基づき設定した。

- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、断層傾斜角やずれは、中央防災会議（2013）や長谷川ほか（2013）による知見を踏まえ、90°の右横ずれ断層として設定した。アスペリティの応力降下量は、中央防災会議（2013）に基づき62MPaとした。アスペリティ位置は、敷地に近くなるように海洋性マントルの最上部に設定し、破壊開始点は、アスペリティ下端に複数設定した。
- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、断層傾斜角を敷地に向けたケース、アスペリティ位置を敷地に近くなるように海洋性地殻内の上端に配置したケース、応力降下量を笹谷ほか（2006）のスケーリング則に基づきパラメータ設定したケース及び地震規模を南海トラフで発生したフィリピン海プレート内地震である2004年伊半島南東沖地震の規模を参考にMw7.4にしたケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができるNoda et al. (2002)の方法を用いた。また、敷地での観測記録を基にした補正係数を適用した。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、適切な要素地震となる地震が敷地において得られていないことから、統計的グリーン関数法により評価した。震源特性パラメータについては、地震モーメントはHanks and Kanamori (1979)によるMwの定義式から設定し、次に平均応力降下量とアスペリティ面積比からアスペリティの応力降下量を設定した。

規制委員会は、申請者が実施した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価は、検討用地震ごとに、各種の不確かさを十分に考慮して「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に基づき適切に行われており、以下のことから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

- ① 内陸地殻内地震の地震動評価においては、
 - ・文献調査、地質調査等を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地での地震動が大きくなるよう予め敷地に近い断層上端にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること
 - ・F3断層～F4断層による地震の地震動評価においては、孤立した

短い活断層として Mw6.5 に相当する地震モーメントとして $7.5 \times 10^{18} \text{Nm}$ を設定していること

- ・短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース、断層傾斜角の不確かさを考慮したケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること
- ② プレート間地震である 2011 年東北地方太平洋沖型地震の地震動評価においては、
- ・過去の地震発生状況及び敷地での既往観測記録を十分に検討するとともに、レシピの適用性が確認されている諸井ほか (2013) を参考に震源モデル及び震源特性パラメータを設定していること
 - ・応答スペクトルに基づく地震動評価では、2011 年東北地方太平洋沖地震の敷地での地震観測記録を包絡した応答スペクトルを設定していること
 - ・基本震源モデルにおいて、SMGA の位置及び数は、地震調査研究推進本部 (2012) での検討及び敷地での観測記録を踏まえ適切に設定していること
 - ・不確かさケースとして、短周期レベルを 1.5 倍としたケース、茨城県沖の SMGA の位置を敷地に最も近づけたケース、及びこれらの重畳ケースを設定し、不確かさを十分に考慮した評価を実施していること
- ③ 海洋プレート内地震である茨城県南部の地震の地震動評価においては、
- ・震源モデル及び断層パラメータについて、過去の地震を再現する断層モデルのパラメータの推定等の知見が取り入れられている中央防災会議 (2013) 等の最新の知見に基づき設定されていること
 - ・基本震源モデルにおいて、中央防災会議 (2013) に基づき、過去の海洋プレート内地震の震度を再現できる震源モデルの地震規模に保守性を考慮して Mw7.3 と設定していること、また、アスペリティ位置は、敷地に近くなるように海洋性マンツルの最上部に設定していること
 - ・不確かさケースとして、断層傾斜角を敷地に向けたケース、アスペリティ位置を敷地に近くなるよう海洋性地殻内に配置したケース、応力降下量や地震規模の不確かさを考慮したケースについて設定し、不確かさを十分に考慮した評価を実施していること

3. 震源を特定せず策定する地震動

実用炉解釈別記2は、「震源を特定せず策定する地震動」について、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを要求している。

申請者は、地震ガイドに例示された収集対象となる内陸地殻内地震の評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 地震規模が Mw6.5 以上の地震については、2008 年岩手・宮城内陸地震及び 2000 年鳥取県西部地震を検討対象とした。
- (2) 2008 年岩手・宮城内陸地震については、震源域近傍は、主に中新世から鮮新世の堆積岩・火山岩等、第四紀の火山岩類が分布し、顕著な摺曲又は撓曲構造が発達し、カルデラが密集する。また、震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。さらに、震源域は火山フロントに近接しひずみ集中帯と指摘され、東西圧縮型の逆断層が卓越する。

一方、敷地近傍は、地質が類似する点があるが、敷地近傍に広く分布する新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層及び久米層を不整合に覆う上部更新統はほぼ水平に分布しており、地質構造は異なり、敷地近傍にカルデラも分布しない。また、敷地近傍陸域は、変動地形等が認識しやすい地域である。さらに、施設は火山フロントの遠方に位置し、敷地周辺の茨城県北部では南西－北東引張の正断層が卓越する。

以上のことから、2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域は、敷地近傍とは地域の特徴が異なることから、観測記録収集対象外とした。

- (3) 2000 年鳥取県西部地震の震源域近傍は、主に古第三紀の花崗岩及び中新世の安山岩～玄武岩の岩脈が分布する。また、第四紀中期以降に新たに断層面を形成して、断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にあることから変動地形等の認識が難しい地域である。さらに、震源域は火山フロントに近接し、東西圧縮の横ずれ断層型が卓越する。

一方、敷地近傍は(2)に示すとおりであり、また、火山フロントとの位置関係及び地震地体構造の区分について、震源域近傍と敷地近傍には地域差が認められる。

以上のことから、2000 年鳥取県西部地震の震源域は、敷地近傍とは地域の特徴が異なることから、観測記録収集対象外とした。

- (4) また、Mw6.5 未満の地震については、収集した観測記録を、加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトルと対比させ、その結果、加藤ほか(2004)を一部周期帯で上回ることから敷地に及ぼす影響の大きい地震観測記録

として、5 地震（2004 年北海道留萌支庁南部地震、2011 年茨城県北部地震、2013 年栃木県北部地震、2011 年和歌山県北部地震、2011 年長野県北部地震）を抽出した。このうち、2004 年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍の K-NET 港町観測点における地震観測記録については、佐藤ほか（2013）でボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に基盤地震動が推定されていることから、K-NET 港町観測点の地盤モデルの不確かさ等を考慮した基盤地震動に保守性を考慮した地震動を「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。なお、地盤物性のうち地震波速度は、K-NET 港町観測点で基盤地震動を推定した位置では敷地の解放基盤表面の値と同等であることから、当該基盤層の地震波を本申請における解放基盤表面における地震動として評価した。また、加藤ほか（2004）に基づき設定した応答スペクトルについても「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。

規制委員会は、申請者が評価した「震源を特定せず策定する地震動」は、以下のことから、実用炉解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

- ・2008 年岩手・宮城内陸地震及び 2000 年鳥取県西部地震については、敷地近傍及び敷地周辺との地域性の違いを十分に評価したうえで、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外としていること
- ・Mw6.5 未満の地震については、震源近傍における観測記録を精査して抽出された、2004 年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍の観測点における記録に各種の不確かさを考慮した地震動を採用していること

4. 基準地震動の策定

実用炉解釈別記 2 は、基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

申請者は、施設の耐震設計に用いる基準地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として基準地震動 S_s-D 及び S_s-1 から S_s-5 を以下のとおり策定している。

（1）応答スペクトルに基づく手法による地震動

- ① 基準地震動 S_s-D（最大加速度は水平方向 700cm/s² 及び鉛直方向 500cm/s²）

基準地震動 S_s-D は、応答スペクトルに基づく地震動評価結果を包絡させて策定した地震動。なお、震源を特定せず策定する地震動は、全ての周期帯で S_s-D に包絡されている。

(2) 断層モデルを用いた手法による地震動

- ① 基準地震動 S_s-1 (最大加速度は水平方向 NS : 973cm/s²、EW : 711cm/s² 及び鉛直方向 474cm/s²)、S_s-2 (水平方向 NS : 835cm/s²、EW : 761cm/s² 及び鉛直方向 436cm/s²)、S_s-3 (水平方向 NS : 948cm/s²、EW : 850cm/s² 及び鉛直方向 543cm/s²) 及び S_s-4 (水平方向 NS : 740cm/s²、EW : 630cm/s² 及び鉛直方向 405cm/s²)

基準地震動 S_s-1 から S_s-4 は、F 3 断層～F 4 断層による地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のうち一部の周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを上回る 4 ケースの地震動

- ② 基準地震動 S_s-5 (最大加速度は水平方向 NS : 670cm/s²、EW : 513cm/s² 及び鉛直方向 402cm/s²)

基準地震動 S_s-5 は、2011 年東北地方太平洋沖型地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のうち一部の周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを上回る 1 ケースの地震動

規制委員会は、本申請における基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」に関し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として適切に策定されていることから、実用炉解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

Ⅲ-1. 2 耐震設計方針

1. 耐震重要度分類の方針

実用炉解釈別記 2 では、耐震重要度に応じて、S クラス、B クラス又は C クラスに試験研究用等原子炉施設を分類することを要求している。

また、許可基準規則解釈別記 1 (以下「解釈別記 1」という。)では、地震の発生によって生じるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれのある津波等による安全機能の喪失を含む。)及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、地震により各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、その機能喪失により周辺公衆に過度の放射線被ばく(周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えること。)を与えるおそれのある施設を S クラス(耐震重要施設)、S クラ

ス施設と比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さい施設をBクラス、Sクラス、Bクラス以外であって一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をCクラスとして分類すること（以下「耐震重要度分類」という。）を要求している。

申請者は、許可基準規則解釈に基づき、以下のとおり、耐震重要度分類を設定する方針としている。

(1) 施設の分類及び設備の区分

解釈別記1に規定する耐震重要度分類の考え方に従い、耐震重要度を設定し、施設を分類して耐震重要度に応じた設計とする。

本試験研究用等原子炉施設について、基準地震動による地震力に対して設備・機器が安全機能を損なわないよう設計しているものをSクラス、Sクラス施設と比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さい施設をBクラス、Sクラス及びBクラス以外であって一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をCクラスとする。

また、本試験研究用等原子炉施設を構成する設備については、その施設に要求される安全機能の役割に応じて、主要設備、補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設に区分する設計とする。間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設については、それぞれに関連する主要設備、補助設備及び直接支持構造物の耐震設計に適用する地震力を踏まえ、検討用地震動(当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び当該施設に波及的影響を及ぼさないことを確認する地震動)を設定する。

具体的な施設の耐震重要度分類を以下に示す。なお、表中下線で示した設備・機器は、既許可においては耐震重要度をSクラス(旧A_sクラス、Aクラス)に分類していたが、本申請においてBクラスに見直したものである。この見直しの妥当性については、次の(2)及び(3)に示す。

表Ⅲ－1 本試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類について

Sクラス

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器(中間熱交換器等)・配管(1次ヘリウム配管(二重管)等)・循環機(1次ヘリウム循環機等)・弁(1次冷却設備の主要弁等) ・隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備
--------------------------	---

	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器、中間熱交換器、1次ヘリウム循環機等の支持構造物 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物
使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック（上蓋を除く）
原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動装置（スクラム機能に関するもの） 制御棒案内管 炉心支持鋼構造物（拘束バンドは除く） 炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）） 電気計装設備 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物
その他	<ul style="list-style-type: none"> 1次ヘリウム純化設備（原子炉格納容器内のもの） 破損燃料検出系（原子炉格納容器内のもの） 1次ヘリウムサンプリング設備（原子炉格納容器内のもの） 原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁（1次冷却材を内蔵する1次ヘリウム純化設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁） 隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物

Bクラス

原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る施設	<ul style="list-style-type: none"> 1次ヘリウム純化設備（S、Cクラスに属する設備を除く） 破損燃料検出系（S、Cクラスに属する設備を除く） 1次ヘリウムサンプリング設備（S、Cクラスに属する設備を除く） 機器・配管等の支持構造物
原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> <u>補助冷却設備（原子炉冷却材圧力バウンダリ、Cクラスに属するものを除く）</u> <u>補機冷却水設備（当該主要設備に係るもの）</u> <u>炉心支持鋼構造物の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く）</u> <u>非常用発電機及びその計装設備</u>

	<ul style="list-style-type: none"> ・制御用圧縮空気設備 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物
原子炉冷却材圧力バウナダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設	<ul style="list-style-type: none"> ・炉容器冷却設備（Cクラスに属するものを除く） ・補機冷却水設備（当該主要設備に係るもの） ・中央制御室遮へい ・非常用発電機及びその計装設備 ・制御用圧縮空気設備 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物
原子炉冷却材圧力バウナダリ破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器バウナダリに属する配管・弁（1次冷却材を含まない補機冷却水設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁） ・隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物
放射性物質の放出を伴うような設計基準事故の際にその外部放散を抑制するための設備で前項以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用空気浄化設備 ・非常用発電機及びその計装設備 ・制御用圧縮空気設備 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物
使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック（上蓋を除く）
放射性廃棄物を内蔵している施設、ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式によりその破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の線量当量限度に比べ十分小さいものを除く	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物処理設備（Cクラスに属する設備を除く） ・機器・配管等の支持構造物
放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料交換機 ・原子炉建家天井クレーン ・放射線低減効果の大きい遮へい ・原子炉圧力容器リーク検出配管

線業務従事者等に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵建家天井クレーン ・機器・配管等の支持構造物
使用済燃料を冷却するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備（プール水冷却に関する部分） ・<u>補機冷却水設備（当該主要設備に係るもの）</u> ・電気計装設備 ・<u>制御用圧縮空気設備</u> ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物
放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設でSクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵建家換気空調設備の一部 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>炉内構造物（Sクラスに属するものを除く）</u> ・<u>後備停止系</u> ・<u>後備停止系案内管</u> ・非常用発電機及びその計装設備 ・<u>制御用圧縮空気設備</u> ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物

Cクラス

S, Bクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動装置（スクラム機能に関する部分を除く。） ・補助冷却設備（二重管内管） ・炉容器冷却設備（熱反射板） ・2次ヘリウムサンプリング設備 ・新燃料貯蔵設備 ・2次ヘリウム冷却設備 ・加圧水冷却設備、1次ヘリウム純化設備、1次ヘリウムサンプリング設備、破損燃料検出系等のうち高放射性物質に関連した部分を除いた部分 ・2次ヘリウム純化設備 ・1次ヘリウム貯蔵供給設備 ・2次ヘリウム貯蔵供給設備
----------------	--

	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物処理設備のうち高放射性物質に関連した部分を除いた部分 ・使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備（プール水補給に関する部分） ・消火設備 ・換気空調設備 ・電気計装設備（S、Bクラスに関するものは除く） ・補機冷却水設備 ・一般用圧縮空気設備 ・一般冷却水系 ・保管廃棄施設 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 ・その他
--	---

（２）運転中のBクラス設備の地震による機能喪失の影響

原子炉運転中の地震によりSクラス以外の設備・機器（（１）の表中下線で示した設備を含む。）が機能喪失する事象の発生を想定したとしても、原子炉は自動停止し、原子炉停止後の燃料最高温度の評価結果はその初期値を、原子炉圧力容器最高温度の評価結果は設計基準事故における制限値を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保できる設計とする。

また、非常用電源のうち非常用発電機については基準地震動による地震力によって機能を喪失するおそれがあるが、当該状態において電源供給を要する重要安全施設には、蓄電池から電源供給が可能な設計とし、電源枯渇後は、可搬型設備により対応する設計とする。これは「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」及び「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」にて記載する対策と同様である。

（３）放射性物質を内包する設備・機器の地震による損傷の影響

地震によりSクラス以外の設備・機器（（１）の表中下線で示した設備を含む。）のうち、設計上想定する燃料破損等により放出された放射性物質を内包する以下の設備・機器が地震によって損傷し、内包する放射性物質が瞬時に地上放出する事象の発生を想定したとしても、周辺公衆の実効線量の評価値が約3mSvとなり、解釈別記1の考え方における判断基準である5mSvを超えない設計とする。

- ① 1次冷却材を内包している耐震重要度Bクラスの機器・配管類
- ② 耐震重要度Bクラスである使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラック

なお、本影響評価は、基準地震動による地震力に対して損傷を想定する機器等の機能喪失により周辺公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれがないことを確認したものであり、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成3年7月18日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）を参考に、地震との重畳は考慮しないこととする。

設計基準事故において周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがないことについては、「Ⅲ－11 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第13条関係）」にて記載する。

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の適用について、本試験研究用等原子炉施設を耐震重要度に応じて、安全機能の喪失を想定したときの周辺公衆に対する放射線影響の程度を踏まえ、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類していること、分類した施設を安全機能の役割に応じた設備に区分する方針とし、安全機能に間接的な役割を担う設備については、それに関連する設備に適用する地震力を踏まえ検討用地震動を設定していることから、解釈別記1及び実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が、本申請において既許可から耐震重要度をSクラス（旧As、Aクラス）からBクラスに変更した設備・機器については、その機能喪失により、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は損なわれないこと並びに周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えないことを確認したことから、当該耐震重要度分類の変更は解釈別記1に適合していることを確認した。

2. 弾性設計用地震動の設定方針

実用炉解釈別記2は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて、弾性設計用地震動を設定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としている。

(1) 地震動設定の条件

弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率については、工学的判断として以下を考慮し0.5と設定する。

- ① 弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率は、本試験研究用等原子炉施設の弾性限界と安全機能限界のそれぞれに対する入力

荷重の比率に対応し、その値は0.5程度であること。

- ② 弾性設計用地震の応答スペクトルは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）における基準地震動 S_1 の応答スペクトルを下回らないこと。

（2）弾性設計用地震動

前項の条件で設定する弾性設計用地震動は、以下のとおりである。

最大加速度が Sd-D については水平方向 350cm/s^2 及び鉛直方向 250cm/s^2 、
Sd-1 については水平方向 NS : 486cm/s^2 、EW : 356cm/s^2 及び鉛直方向 237cm/s^2 、
Sd-2 については水平方向 NS : 417cm/s^2 、EW : 380cm/s^2 及び鉛直方向 218cm/s^2 、
Sd-3 については水平方向 NS : 474cm/s^2 、EW : 425cm/s^2 及び鉛直方向 272cm/s^2 、
Sd-4 については水平方向 NS : 370cm/s^2 、EW : 315cm/s^2 及び鉛直方向 202cm/s^2 、
Sd-5 については水平方向 NS : 335cm/s^2 、EW : 257cm/s^2 及び鉛直方向 201cm/s^2

規制委員会は、申請者が、弾性限界と安全機能限界に対する入力荷重の比率を考慮していること及び基準地震動 S_1 の応答スペクトルを下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を0.5として弾性設計用地震動を設定する方針としていることから、これらの方針が実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

（1）地震応答解析による地震力

実用炉解釈別記2は、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして、地震応答解析による地震力を算定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針としている。

① 耐震重要度Sクラスの施設の地震力の算定方針

基準地震動及び弾性設計用地震動から定まる入力地震動を用いて、動的解析により、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて地震力を算定する。

② 耐震重要度Bクラスの施設の地震力の算定方針

耐震重要度Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設について

は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じた地震動（以下「共振影響検討用の地震動」という。）を用いることとし、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせて地震力を算定する。

③ 入力地震動の設定方針

建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動及び弾性設計用地震動から地震波の伝播特性や地盤の非線形応答に関する動的変形特性等を考慮し、一次元波動論又は必要に応じて二次元有限要素法解析により定める。

④ 地震応答解析方法

建物・構築物の動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析に当たっては、建物・構築物の剛性は、それらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを基本とする。また、建物・構築物の動的解析は、建物・構築物と地盤の動的相互作用を考慮し、スウェーローキングモデルとする。

機器・配管系のうち金属構造物（機器）については、その形状を考慮したモデル化を行い、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析法、時刻歴応答解析法等により応答を求め、金属構造物（配管系）については、熱的条件及び構造を考慮して分類し、それぞれ適切なモデルを作成し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析により応答を求める。また、黒鉛構造物（炉心を構成する黒鉛ブロック）は、地震時に相互に衝突を繰り返す非線形挙動を示すため、黒鉛ブロック群の振動解析法としては、ブロック間の衝突現象を考慮する方法を用いる。各黒鉛ブロックに作用する衝突力、ブロックの変位等は、時刻歴応答解析により求める。

規制委員会は、申請者が、施設の構造特性、振動等の応答特性、施設と地盤との相互作用及び地盤の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせて地震応答解析による地震力を算定する方針としていることから、これらの方針が実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

（2）静的地震力

実用炉解釈別記2は、耐震重要度分類に応じて水平方向及び鉛直方向の静的

地震力を算定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

① **建物・構築物の水平地震力**

水平地震力については、地震層せん断力係数に、施設の耐震重要度分類に応じた係数（Sクラスは3.0、Bクラスは1.5及びCクラスは1.0）を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。

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

② **建物・構築物の保有水平耐力**

保有水平耐力については、必要保有水平耐力を上回るものとし、必要保有水平耐力の算定については、地震層せん断力係数に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数を1.0とし、標準せん断力係数を1.0として算定する。

③ **建物・構築物の鉛直地震力**

鉛直地震力については、震度0.3を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

④ **機器・配管系の地震力**

機器・配管系の地震力については、建物・構築物で算定した地震層せん断力係数に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、その水平震度と建物・構築物の鉛直震度をそれぞれ20%増しとして算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

⑤ **水平地震力と鉛直地震力の組合せ**

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は、同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。

規制委員会は、申請者が、施設の振動特性等を考慮し、耐震重要度分類に応じて算定に用いる係数等の割増しをして求めた水平震度及び鉛直震度より静的地震力を算定する方針としていることから、実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

(1) 建物・構築物

実用炉解釈別記2は、建物・構築物についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。
- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。

申請者は、以下のとおり、建物・構築物の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としている。

① 荷重の組合せ

Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせる荷重は、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常的气象条件による荷重）、運転時に作用する荷重（通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過度変化時に生じる荷重）、設計基準事故時に生じる荷重（設計基準事故が発生し長期間継続する事象による荷重）及び設計用自然条件（風荷重、積雪荷重）とする。Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせる荷重は、常時作用している荷重、運転時に作用する荷重及び設計用自然条件（風荷重、積雪荷重）とする。

なお、運転時及び設計基準事故時の荷重には、機器・配管から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

② 許容限界

Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力と他の荷重との組合せにおいては、構造物全体として変形能力が十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有することとする。なお、終局耐力

は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大の荷重に対する耐力とし、既往の実験式に基づき適切に定めるものとする。

Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、弾性設計用地震動若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と他の荷重との組合せにおいては、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、以下の方針としていることから、実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

- ① 耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重を地震力と適切に組み合わせる方針とする。
- ② 荷重の組合せに対する許容限界は、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体として十分な変形能力の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有する方針とする。
- ③ 荷重の組合せに対する許容限界は、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする方針とする。

(2) 機器・配管系

実用炉解釈別記2は、機器・配管系について、荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。組合せ荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって、破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。
- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。
- ③ 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重について

は、次の荷重を考慮すること。

- a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重
- b. 地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、事故が発生した場合、長時間継続する荷重

申請者は、以下のとおり、機器・配管系の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としている。

① 荷重の組合せ

Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に作用する荷重、設計基準事故時に作用する荷重とする。

Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時に作用する荷重とする。

なお、運転時の異常は過渡変化時及び設計基準事故時に作用する荷重は、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象によって作用する荷重でその作用が長時間続く荷重とする。

② 許容限界

Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力と他の荷重との組合せに対して、金属構造物は、構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じず、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度の応力を許容限界とする。弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と他の荷重との組合せに対しては、降伏応力又はこれと同等の応力を許容限界とする。地震時に動作を要求される動的機器については、解析又は実験等により確認されている機能維持加速度を許容限界とする。

また、金属構造物のうち高温に達するものは「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」（以下「高温構造設計指針」という。）、炉心支持黒鉛構造物（炉心支持機能を有するサポートポスト）は「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」（以下、「黒鉛構造設計指針」という。）による許容応力度を許容限界とする。

Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、弾性設計用地震動若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と

他の荷重との組合せに対しては、金属構造物は、降伏応力又はこれと同等の応力を許容限界とする。

炉心構成要素（燃料体、制御棒案内ブロック及び可動反射ブロック）について、地震時に作用する荷重に対して、崩壊熱除去が可能な形状が維持されること、及び過大な変形や破損が生じることにより、制御棒の挿入が阻害されないことを確認するため、黒鉛構造設計指針による許容応力を許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、以下の方針としていることから、実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

- ① 耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重等を地震力と適切に組み合わせる方針とする。
- ② 荷重の組合せに対する許容限界について、基準地震動による地震力との組合せの場合は、金属構造物は、構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する方針とし、金属構造物のうち高温に達するもの及び炉心支持黒鉛構造物は、それぞれ高温構造設計指針及び黒鉛構造設計指針に基づく許容限界とする方針とする。
- ③ 荷重の組合せに対する許容限界について、その他の地震力との組合せの場合は、金属構造物は降伏応力又はこれと同等の応力を許容限界とする方針とする。
- ④ 炉心構成要素は、地震時に作用する荷重に対して、崩壊熱除去が可能な形状が維持され、過大な変形や破損により制御棒の挿入が阻害されないよう、黒鉛構造設計指針に基づく許容限界とする方針とする。

5. 波及的影響に係る設計方針

実用炉解釈別記2は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、耐震重要施設の安全機能を損なわないように設計することを要求している。

申請者は、以下のとおり、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価を行う方針としている。

- (1) 敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、以下に示す4つの影響について、波及的影響の評価に係る事象選定を行う。
 - ① 設置地盤、地震応答性状の相違等に起因する相対変位及び不等沈下による影響
 - ② 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部及び支持部における相互影

響

- ③ 建家内における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響
 - ④ 建家外における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響
- (2) 各影響を考慮して選定した事象に対して波及的影響の評価を行い、波及的影響を考慮すべき施設を摘出する。
- (3) 間接支持構造物及び相互影響を考慮すべき設備に対しては、基準地震動を用いて以下に示す影響を確認し、耐震重要施設の安全機能を損なわないように設計する。
- ① (1) ①の影響について、耐震重要施設は原子炉建家内に設置し、相対変位及び不等沈下による影響を受けない設計とする。
 - ② (1) ②の影響について、耐震重要施設の隔離弁に下位クラスの配管が接続されている場合は、基準地震動による地震力に対して隔離弁の機能が損なわれない設計とする。
 - ③ (1) ③及び④の影響について、評価対象施設に対して、離隔位置確認、耐震解析又は衝突解析により、評価対象施設がSクラス施設の安全機能を損なわないことを確認する。その際、評価対象施設として抽出した確認すべき施設は、以下の6施設である。
 - a. 原子炉建家屋根トラス
 - b. 原子炉格納容器
 - c. 原子炉建家天井クレーン
 - d. 排気筒
 - e. 燃料交換機
 - f. 制御棒交換機

規制委員会は、申請者が、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としていることから、これらの方針が実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

- (1) 波及的影響の評価に係る事象選定については、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていること。
- (2) 耐震重要施設の隔離弁に下位クラスの配管が接続されている場合は、基準地震動による地震力に対して隔離弁の機能が損なわれない設計としていること。
- (3) 影響評価については、選定された事象による波及的影響を評価した上で影

響を考慮すべき評価対象施設を抽出する方針とし、原子炉建家屋根トラス、原子炉格納容器、原子炉建家天井クレーン、排気筒、燃料交換機及び制御棒交換機の6施設を評価対象施設として選定し、波及的影響を確認していること。

Ⅲ－２ 試験研究用等原子炉施設の地盤（第3条関係）

第3条の規定は、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を十分に支持することができる地盤に設けなければならないこと並びに耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 地盤の変位

許可基準規則解釈において準用する実用炉解釈別記1は、耐震重要施設を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

申請者は、耐震重要施設が内包される原子炉建家を設置する地盤における断層の活動性評価について、敷地における文献調査、変動地形学的調査及び地表地質調査の結果のほか、ボーリング調査、微化石分析等に基づく検討結果から、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) ボーリング調査の結果、原子炉建家及びその近傍の地盤である新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層、第四紀中期更新世の東茨城層群及び第四紀後期更新世のM1段丘堆積物中には、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められない。
- (2) 久米層中には断層の存在を示唆する鏡肌や条線及び挟材物等も認められない。
- (3) 敷地には、変動地形学的調査の結果から、地すべり地形、リニアメントは認められない。
- (4) 以上のことから、敷地には、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な

変位・変形は認められず、耐震重要施設を設置する地盤には、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないと評価した。

規制委員会は、耐震重要施設を設置する地盤の変位については、以下のことから、実用炉解釈別記1の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・ボーリング調査の結果、原子炉建家及びその近傍の地盤である久米層、東茨城層群及びM1段丘堆積物中には、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められず、久米層中には断層の存在を示唆する鏡肌や条線及び挟材物等も認められないとしていること
- ・変動地形学的調査の結果、敷地には、地すべり地形、リニアメントは認められないとしていること
- ・これらの調査・評価結果を踏まえ、敷地には、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められず、耐震重要施設を設置する地盤には、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないと評価していること

2. 地盤の支持

実用炉解釈別記1は、試験研究用等原子炉施設について、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力（耐震重要施設にあつては、基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けなければならないこと、さらに、耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することを要求している。

申請者は、試験研究用等原子炉施設に対する設計方針及び耐震重要施設に対する動的解析の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 試験研究用等原子炉施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定した地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 耐震重要施設は、十分な支持性能を有する地盤に直接支持されるよう設計する方針とする。
- (3) 耐震重要施設が内包される原子炉建家を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (4) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、評価の対象となる原子炉建家の地盤の地質構造及び配置を考慮し、原子炉建家の炉心で直交する2断面を対象に二次元有限要素法により行った。

- (5) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。また、地下水位は、すべり安全率の評価においては保守的に地表面に設定し、すべり安全率のすべり線及び地震動の抽出、基礎地盤の支持力及び傾斜の評価においては、地下水位観測結果を踏まえた地下水位を設定した。さらに、原子炉建家周辺の建設時に掘削された範囲については、すべて埋戻土とした場合の評価についても検討した。
- (6) 動的解析の結果から得られた原子炉建家基礎底面における最大接地圧は 1.14N/mm^2 であり、原子炉建家直下の基礎地盤（東茨城層群）における平板載荷試験の結果による評価基準値 (1.9N/mm^2) を下回る。
- (7) 動的解析の結果から得られた原子炉建家の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の 1.5 を上回る。
- (8) 動的解析の結果から得られた基準地震動による原子炉建家基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である $1/2,000$ を下回る。

規制委員会は、試験研究用等原子炉施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、実用炉解釈別記 1 の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・試験研究用等原子炉施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置すること
- ・耐震重要施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、評価基準値又は評価基準値の目安を満足していること

3. 地盤の変形

実用炉解釈別記 1 は、耐震重要施設について、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、耐震重要施設が内包される原子炉建家の支持地盤に係る設計方針及び地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。

- (1) 原子炉建家は十分な支持性能を有する地盤に支持されており、原子炉建家内の施設以外に耐震重要施設はないことから、不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の影響はなく、周辺地盤の変状により耐震重要施設の

安全機能が損なわれるおそれはない。

- (2) 原子炉建家の支持地盤の地殻変動による傾斜については、敷地には「将来活動する可能性のある断層等」は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変動による耐震重要施設への影響は小さいと考えられるが、敷地周辺に想定される断層のうち、すべり量が大きく、かつ、すべり域が敷地に近い 2011 年東北地方太平洋沖型地震の SMGA 位置の不確かさを考慮した震源モデルについて、Okada(1992)の手法により、原子炉建家の傾斜を評価した結果、評価基準値の目安である 1/2,000 を下回る。また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においても、1/2,000 を下回る。

規制委員会は、耐震重要施設を設置する地盤の変形については、以下のことから、実用炉解釈別記 1 の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・耐震重要施設は、十分な支持性能を有する地盤に支持されており、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないとしていること
- ・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること

Ⅲ-3 津波による損傷の防止（第 5 条関係）

第 5 条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、その供用中に当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

また、許可基準規則解釈では、当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波の策定については、実用炉解釈に基づく基準津波の策定によることとしており、実用炉解釈別記 3 では、基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求している。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設は標高 (T. P.) 36m に設置されており、敷地前面には標高 (T. P.) 30m 以上の段丘崖が分布していること、また、当該施設は取水設備を設置していないことを踏まえ、標高 (T. P.) 30m への津波の遡上の可能性について検討するという方針に基づき、評価を行っている。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 地震に伴う津波
2. 地震以外の要因による津波
3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ
4. 施設への津波の遡上評価

規制委員会は、申請者が実施した津波評価の内容について審査した結果、本申請における本試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによる津波を複数選定し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を実施し、適切に策定されていることから、実用炉解釈別記3に適合しており、当該施設への津波の遡上評価の結果、津波による遡上波は、当該施設が設置される位置を踏まえれば到達するおそれがなく、当該施設の安全機能が損なわれるおそれがないことを確認した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 地震に伴う津波

実用炉解釈別記3は、地震に伴う津波について、プレート間地震、海洋プレート内地震及び海域の活断層による地殻内地震に伴う津波を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に襲来した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びに解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。さらに、基準津波による遡上津波は、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること、また、行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方及び解析条件の相違点に着目した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映することを要求している。

申請者は、地震に伴う津波評価について、以下のとおりとしている。

(1) 検討波源の選定

- ① 敷地周辺の既往津波及び痕跡高等についての文献調査の結果、敷地

周辺に影響を与えたと考えられる津波には、1677年延宝房総沖地震津波及び2011年東北地方太平洋沖地震津波がある。また、茨城県日立市で津波堆積物が確認されており、文献記録と対比できるのは、1677年延宝房総沖地震津波のみである。さらに、行政機関による評価として「茨城県津波浸水想定／茨城県」（平成24年8月茨城沿岸津波対策検討委員会。以下「茨城県（2012）」という。）では、東北地方太平洋沖地震津波及びH23想定津波（平成19年に茨城県で想定した津波「延宝房総沖地震津波」の震源域等を参考にした地震）を波源として評価している。また、遠地津波（チリ地震等）並びに近地津波のうち千島海溝沿い及び伊豆・小笠原海溝沿いの領域については、既往津波の記録、波源の位置と伝播の指向性を考慮すると、敷地への影響は小さい。

- ② 文献調査の結果を踏まえ、敷地に影響を与える可能性がある津波の検討波源としては、プレート間地震に起因する津波として2011年東北地方太平洋沖型の津波波源（Mw9.1）及び1677年延宝房総沖地震を踏まえた茨城県沖に想定する津波波源（Mw8.5）に、さらに断層面積及びすべり量に関する保守性を考慮した茨城県沖から房総沖に想定する津波波源（Mw8.7）を、海洋プレート内地震に起因する津波として1933年昭和三陸地震を踏まえた津波波源（Mw8.6）を選定した。なお、内陸地殻内地震に伴う津波については、既往津波の記録はないが、後期更新世以降の活動性を考慮している断層を選定して評価を行った。推定津波高は、阿部（1989）の簡易予測式を用いて評価を行った結果、F3断層～F4断層の同時活動による津波が最大となったが、プレート間地震に起因する津波及び海洋プレート内地震に起因する津波を上回るものではないことを確認した。

（2）津波伝播の数値計算手法

- ① 津波に伴う水位変動の評価は、敷地前面海岸を評価範囲とし、範囲内の最大値を評価するものとして、非線形長波理論に基づき、差分法による平面二次元モデルによる津波シミュレーションプログラムを用いて実施した。なお、潮位条件としては、茨城港常陸那珂港区（ひたちなか）における潮位表による朔望平均満潮位を適用した検討を実施した。
- ② 津波シミュレーションに用いる数値計算モデルについては、北海道から千葉房総付近の太平洋の東西約800km、南北約1,300kmを計算領域とし、計算格子間隔は、最大4,320mから最小5mまで徐々に細かい

格子サイズを設定した。

- ③ 津波シミュレーションの再現性については、津波の規模が大きく、津波痕跡高の記録も多い2011年東北地方太平洋沖地震の津波波源を対象として評価を実施した。敷地評価の指標としては、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ（2012）及び敷地内で実施した痕跡高調査結果と、数値シミュレーションにより計算された津波高さとの比から、相田（1977）により求める幾何平均値 K 及びばらつきを表す指標 κ を用いて検証した。その結果、土木学会（2016）に基づく再現性の目安を満足することを確認した。

（3）地震に伴う津波評価

① 東北地方太平洋沖型の津波

東北地方太平洋沖型の津波波源については、三陸沖中部から福島県沖及びその沖合の海溝軸付近を領域とした特性化波源モデルを設定した。断層面積は杉野ほか（2014）を参考に設定した。平均応力降下量は内閣府（2012）等を参考に 3.0MPa とし、平均すべり量は、地震の規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。すべり量の不均一性については、杉野ほか（2014）を参考に、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の 3 倍、1.4 倍、0.33 倍に、面積をそれぞれ全体の面積の 15%、25%、60%となるように設定した。超大すべり域、大すべり域の位置については、三陸沖中部から福島県沖の海溝軸付近に配置し、南北に約 10 km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出した。また、破壊伝播を考慮せず同時破壊とし、立ち上がり時間は 30 秒とした。

② 茨城県沖から房総沖に想定する津波

茨城県沖から房総沖に想定する津波波源については、北限を福島県沖の一部まで拡張し、南限を北米プレートとフィリピン海プレートの境界を越えて房総沖まで拡張した Mw8.7 の特性化波源モデルを設定した。平均応力降下量は内閣府（2012）等を参考に 3.0MPa とし、平均すべり量は、地震の規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。すべり量の不均一性については、杉野ほか（2014）による考え方よりも保守的になるよう超大すべり域を設定するとともに、杉野ほか（2014）の設定を割り増して、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の 4 倍、2 倍、0.62

倍に、面積をそれぞれ全体の面積の5%、15%、80%となるように設定した。大すべり域の形状については、2パターンのモデルを設定するとともに、それぞれのパターンで、超大すべり域、大すべり域の位置について、茨城県沖から房総沖の海溝軸に配置し、南北に約10 km単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出した。また、破壊伝播速度、破壊開始点及び立ち上がり時間の不確かさについて検討を実施し、津波評価に影響しないことを確認した上で、破壊伝播を考慮せず同時破壊とし、立ち上がり時間は30秒とした。

③ 海洋プレート内地震に起因する津波

海洋プレート内地震に起因する津波については、文献調査の結果を踏まえて、1933年昭和三陸地震津波を基本とし、津波波源を設定した。波源モデルは土木学会(2016)に基づき、Mw8.6にスケールしたモデルとし、発生領域は三陸沖北部から房総沖までと設定した。不確かさを考慮したケースとして、土木学会(2016)を参考に、断層の位置及び走向について、三陸沖北部から房総沖までの範囲で変動させて、敷地への影響が最も大きくなる波源モデルを確認した。

④ 地震に伴う津波の波源の選定

以上の検討結果から、地震に起因する津波のうち、敷地への影響が大きい津波波源として、茨城県沖から房総沖に想定する津波波源を選定した。また、当該津波波源によるシミュレーション結果から、敷地に最も大きな影響を及ぼすおそれがある津波の波源モデルは、大すべり域の形状を深さ方向に20 km減、長さ方向に20 km増とし、波源モデルの基準位置(モデル北限)から南10 kmに配置したケースである。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波の評価については、以下のことから、実用炉解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

- ① 津波堆積物調査を含む文献調査により、波源モデルの設定等に必要な検討波源の選定が適切に行われていること
- ② 津波計算の数値計算手法について再現性の確認が適切に行われていること
- ③ 茨城県沖から房総沖に想定する津波波源については、
 - ・波源領域の南限を北米プレートとフィリピン海プレートの境界を超えて矩形となるよう、茨城県沖から房総沖に拡張し、Mw8.7としている

こと

- ・ 超大すべり域について、杉野ほか（2014）では、Mw8.7 以下では設定しないこととなっているが、保守的に超大すべり域を設定していること

- ・ 大すべり域及び超大すべり域のすべり量について、杉野ほか（2014）の設定よりもさらに割り増して設定していること

- ・ 特性化モデルは、最新の知見を踏まえ、大すべり域及び超大すべり域の位置、面積、すべり量等について、不確かさを考慮して設定していること。大すべり域及び超大すべり域の位置については、大すべり域の形状が敷地に与える形状を考慮した上で、茨城県沖から房総沖の範囲で南北に 10km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きい位置を抽出していること

- ④ 東北地方太平洋沖型の津波波源については、最新の知見を踏まえ、津波波源及びその規模について保守性を考慮して設定しているとともに、当該モデルの超大すべり域及び大すべり域の位置について、三陸沖中部から福島県沖の範囲で南北に約 10 km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出していること。また、1933 年昭和三陸地震を基本とした津波波源については、最新の知見を踏まえ、津波波源及びその規模について保守性を考慮して設定するとともに、断層の位置及び走向について、各種の不確かさを考慮して適切に評価していること

2. 地震以外の要因による津波

実用炉解釈別記 3 は、地震以外の要因による津波について、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に襲来した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。

申請者は、地震以外の要因による津波評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査の結果、敷地周辺において、陸域及び海底での地すべり、斜面崩壊並びに火山現象による歴史津波の記録は認められない。

- (2) 防災科学技術研究所（2004）により示された地すべり地形について、空中写真及び国土地理院 5mDEM（数値標高モデル）による地形判読の結果、敷地に影響を及ぼす津波を引き起こす可能性のある陸上地すべり及び斜面崩壊の地形は認められない。
- (3) 海底地すべりについては、文献調査に加え、敷地前面の音波探査による海底地形判読の結果、海底地すべりの可能性のある地形は認められない。また、ハワイ付近に認められる海底地すべりによる津波についても、敷地への影響が小さいことを確認した。
- (4) 火山現象に起因する津波については、文献調査の結果、沈み込む太平洋プレート上で存在が示されている海底火山（プチスポット）も含めて、敷地への影響は小さいことを確認した。
- (5) 以上の検討から、地震以外の要因による津波は、地震に伴う津波と比較して敷地への影響は十分に小さいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した地震以外の要因による津波の評価については、波源モデルの設定等に必要な調査を実施し、敷地への影響を評価しており、その結果、地震に伴う津波のうち、各種の不確かさを十分に考慮した茨城県沖から房総沖に想定する津波波源と比較し、敷地への影響は十分に小さいとしていることは妥当であると判断した。

3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ

実用炉解釈別記3は、津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ、地震及び地すべり又は斜面崩壊等の組合せについて考慮することを要求している。

申請者は、地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せについて、地震以外を要因とする津波については、地震に伴う津波のうち、茨城県沖から房総沖に想定する津波波源と比較して敷地に及ぼす影響が十分に小さいと考えられるため、これらの津波の組合せの必要はないと評価している。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せについては、地震以外を要因とする津波が敷地に及ぼす影響は十分に小さく、組合せを考慮した場合でも、敷地への津波の遡上の検討には影響がないものと考えられるため、組合せを考慮する必要がないことを確認した。

4. 施設への津波の遡上評価

申請者は、施設への津波の遡上評価を以下のとおりとしている。

- (1) 津波に伴う水位変動の評価は、敷地前面海岸を評価範囲とし、範囲内の最大値を評価に用いた。当該試験研究用等原子炉施設に最も大きな影響を及ぼすおそれがある津波波源である茨城県沖から房総沖に想定する津波波源（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置から南へ10 km移動、同時破壊、立ち上がり時間30秒）による遡上検討位置での津波高さに、潮位のばらつき、高潮及び断層の破壊伝播現象が水位上昇側に与える影響を考慮しても、評価範囲での最大の津波高さは標高（T.P.）17.8 mであり、津波は標高（T.P.）30mに到達しないことを確認した。
- (2) また、本試験研究用等原子炉施設に最も大きな影響を及ぼすおそれがある津波による津波高さが過去に敷地に襲来した津波及び茨城県（2012）による評価を上回ることを確認した。
- (3) 以上のことから、津波により本試験研究用等原子炉施設の安全機能が損なわれるおそれがないと評価した。

規制委員会は、本申請における本試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せについて検討した上で、本試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波を複数選定し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を行い、適切に策定されていることから、実用炉解釈別記3に適合しており、当該施設への津波の遡上評価の結果、津波による遡上波は当該施設が設置される位置を踏まえれば到達するおそれがなく、当該施設の安全機能が損なわれるおそれがないことを確認した。

Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）

第6条の規定は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。以下本節において同じ。）及び人為事象（故意によるものを除く。以下本節において同じ。）により、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計すること等を要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

1. 自然現象の抽出
2. 人為事象の抽出

Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針

- Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針
- Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ
- Ⅲ－４．４ 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対する重要安全施設への考慮

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る外部事象として、自然現象及び人為事象を抽出する必要がある。

１．自然現象の抽出

自然現象に対する設計方針を検討するためには、自然災害や自然現象の知見・情報を収集した上で、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出する必要がある。

申請者は、許可基準規則の他、海外の選定基準を考慮して自然現象を抽出しており、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に比較検討を行っている。その結果、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象として、風（台風）、洪水・降水、積雪、凍結、落雷、火山の影響、生物学的事象、竜巻、森林火災及び地滑りの 10 事象を抽出している。

規制委員会は、申請者による自然現象の抽出が、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していること、その抽出した自然現象は許可基準規則解釈に具体的に例示した自然現象を踏まえたものであることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

２．人為事象の抽出

人為事象に対する設計方針を検討するためには、人為事象に関する知見・情報

を収集した上で、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出する必要がある。

申請者は、許可基準規則の他、海外の選定基準を考慮して人為事象を抽出しており、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を基に比較検討を行っている。その結果、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、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、船舶の衝突及び電磁的障害の7事象を抽出している。

規制委員会は、申請者による人為事象の抽出が、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出していること、その抽出した人為事象が許可基準規則解釈に具体的に例示した人為事象を踏まえたものであることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針

試験研究用等原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき外部事象（設計上考慮すべき自然現象及び設計上考慮すべき人為事象をいう。）によって、安全施設の安全機能が損なわれないように設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の1. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（10事象）について、自然現象ごとに本試験研究用等原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（10事象）に対する申請者の設計方針及び規制委員会の確認結果について、竜巻については「Ⅲ－４．２．

1 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」、森林火災については外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」、風（台風）、洪水・降水、積雪、凍結、落雷、生物学的事象及び地滑りの7事象（以下「その他自然現象」という。）については「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」においてそれぞれ記載している。

また、申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の2. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）について、人為事象ごとに本試験研究用等原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき人為事象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）に対する申請者の設計方針及び規制委員会の確認結果について、爆発及び近隣工場等の火災については外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」に、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害の5事

象（以下「その他人為事象」という。）については「Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針」においてそれぞれ記載している。

Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針

第６条第１項及び第２項の規定は、想定される自然現象（竜巻）が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。

規制委員会は、竜巻に対する防護に関して、以下の項目について審査を行った。

- １．設計上対処すべき施設を抽出するための方針
- ２．発生を想定する竜巻の設定
- ３．設計荷重の設定
- ４．設計上考慮すべき施設の設計方針
- ５．竜巻随件事象に対する施設の設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

１．設計上対処すべき施設を抽出するための方針

竜巻に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、竜巻に対してその施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある安全施設（以下「竜巻防護対象施設」という。）及び竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設の双方を考慮し、設計上対処すべき施設を抽出する必要がある。

（１）竜巻防護対象施設を抽出するための方針

申請者は、想定する竜巻に対して、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機能、冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料冷却機能を損なわない設計とするとしている。このため、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴（「Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）」にて記載する。）を考慮し、竜巻に対して防護する安全機能を「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」とし、これらの機能を有する安全施設を竜巻防護対象施設として抽出するとしている。ここで、原子炉の冷却機能については、原子炉の停止後、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴から自然放熱により原子炉の冷却が可能であること、使用済燃料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「使用済燃料の貯蔵機能」を確保

できることから、竜巻に対して防護する安全機能として抽出しないとしている。

また、安全施設のうち竜巻防護対象施設以外のクラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器（「Ⅲ－10 安全施設（第12条関係）」において安全上の重要度を下位クラスに見直した非常用発電機、補助冷却設備等を含む。）は、竜巻による損傷を受けたとしても、原子炉を安全に停止し、自然放熱による炉心の冷却状態が維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵機能を確保できることから、竜巻による影響を評価する対象とはせず、可搬型計器、可搬型発電機等を用いた監視の代替措置や修復等の対応により本試験研究用等原子炉施設に必要な機能を確保する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者が竜巻防護対象施設を抽出するための方針として、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を踏まえ、「原子炉の緊急停止機能」、「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」並びに「使用済燃料の貯蔵機能」に係る安全施設を竜巻から防護すべき対象として抽出するとしていることを確認した。また、安全施設のうち竜巻防護対象施設以外の構築物、系統及び機器については、その機能を考慮した上で、代替措置を講じる設計としていることを確認した。

（2）竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻の影響を評価するに当たっては、（1）の竜巻防護対象施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を竜巻の影響から防護するための評価対象とするとしている。

また、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設として抽出し、これらの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対象施設が安全機能を損なわない設計とするとしている。この点については、「4. 設計上考慮すべき施設の設計方針」にて記載している。

規制委員会は、申請者が竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針として、竜巻防護対象施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を設計上考慮すべき施設としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による竜巻防護対象施設及び竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針が、それぞれの安全機能や影響を及ぼし得る施設を踏まえ、設計上考慮すべき施設を抽出するものであることを確認した。

2. 発生を想定する竜巻の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、試験研究用等原子炉施設の敷地への襲来を想定する竜巻（以下「設計竜巻」という。）を設定することが必要である。竜巻ガイドは、この設定について、竜巻発生の観点から、試験研究用等原子炉施設が立地する地域及び類似の気象条件等を有する地域（以下「竜巻検討地域」という。）を設定した上で、竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて竜巻防護対象施設及び同施設に影響を及ぼし得る施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻（以下「基準竜巻」という。）を設定することを示している。

さらに、試験研究用等原子炉施設が立地する地域の特性等を踏まえて基準竜巻に対して最大風速を割り増す必要性を検討した上で、設計竜巻を設定することを示している。

（１）竜巻検討地域の設定

申請者は、本試験研究用等原子炉施設が立地する地域と気象条件の類似性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定している。

（２）基準竜巻の最大風速の設定

申請者は、基準竜巻の最大風速の設定に当たり竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、過去に発生した竜巻による最大風速（ V_{B1} ）と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（ V_{B2} ）を求め、その結果、大きい方を基準竜巻の最大風速として設定している。

具体的には V_{B1} として竜巻検討地域で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール 3（風速 70～92m/s）の最大値（92m/s）を選定している。 V_{B2} として、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率 10^{-5} に相当する風速（63.6m/s）を選定している。その上で、 V_{B1} と V_{B2} を比較し、大きい方の V_{B1} を基準竜巻の最大風速として設定している。

（３）設計竜巻の最大風速等の設定

申請者は、設計竜巻の最大風速の設定に当たり本試験研究用等原子炉施設の周辺地形を踏まえれば基準竜巻の最大風速を割り増す必要はないが、保守的に考慮した設計竜巻の最大風速を 100m/s とするとしている。また、設計竜巻の最大接線風速等の特性値の設定は竜巻ガイドを参考とするとしている。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計竜巻の設定が竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、保守性を考慮したものであることを確認した。

3. 設計荷重の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、設計竜巻による荷重（以下「設計竜巻荷重」という。）とその他の荷重を適切に組み合わせた荷重（以下「設計荷重」という。）を設定することが必要である。

(1) 設計竜巻荷重の設定

申請者は、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻荷重としては、風圧力による荷重、竜巻防護対象施設を外殻で防護する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を設定している。このうち飛来物の衝撃荷重の設定に当たっては、本試験研究用等原子炉施設の構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、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）を設計上考慮すべき飛来物（以下「設計飛来物」という。）に設定している。

その上で、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、竜巻防護対象施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家からの離隔、撤去、固縛又は固定を行い、加えて、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としている。

規制委員会は、風圧力による荷重、竜巻防護対象施設を外殻で防護する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。また、飛来物の衝撃荷重の設定において、飛来物となり得るものを現地調査等により網羅的に抽出した上で設計飛来物を選定していること、飛来物の運動エネルギーが設計飛来物より大きくなる場合には固縛等の飛来発生防止対策等を講じる方針としていることを確認した。

(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

申請者は、竜巻荷重と組み合わせる荷重については、常時作用する荷重及び運転時荷重を適切に組み合わせるとしている。

設計基準事故時の荷重と竜巻荷重との組合せについては、竜巻防護対象施設は原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家で防護する設計としており、竜巻荷重が竜巻防護対象施設に作用することはないこと、設計基準事故時に原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることはないことから、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

いとしている。

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、いずれも安全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としている。

規制委員会は、申請者が、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重を設定していることについて、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計竜巻荷重とその他の荷重を適切に組み合わせたものであることを確認した。

4. 設計上考慮すべき施設の設計方針

竜巻防護対象施設を内包する建家・構築物については、設計荷重に対してその構造健全性が維持され、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれない設計とすることが必要である。

申請者は、「3. 設計荷重の設定」で設定した設計荷重に対して、竜巻防護対象施設を原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家で防護することにより、当該竜巻防護対象施設が安全機能を損なわない設計ととしている。

ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に裏面剥離の損傷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対象施設の安全機能が損なわれないよう設計ととしている。また、本試験研究用等原子炉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には、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としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて防護対策を講じることにより、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

5. 竜巻随件事象に対する施設の設計方針

竜巻に伴い発生が想定される事象（以下「竜巻随件事象」という。）の考慮については、竜巻ガイドにおいて、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれない設計とすることを示している。

申請者は、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、屋外配管等に飛来物が衝突することによる溢水及び商用電源の喪失を想定している。

火災については、外殻となる原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家により竜巻防

護対象施設を防護するとしており、溢水については、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内に竜巻防護対象施設を設置し、当該建家内への水の浸入を建家外壁により防止することにより竜巻防護対象施設を防護するとしている。

原子炉の停止については、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、本試験研究用等原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講ずるとしている。

竜巻により商用電源が喪失した場合は、原子炉停止後の冷却状態の監視に必要な電源は、竜巻防護対象施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とするとしている。また、使用済燃料の冷却状態の監視は、可搬型計器により行う設計としている。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、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、使用済燃料貯蔵設備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としている。

また、蓄電池枯渇後の長期的な監視のための対策として配備する可搬型計器、可搬型発電機等のうち、可搬型計器及びケーブル等は原子炉建家内の2か所に各1式を分散して保管すること、可搬型発電機は原子炉建家外の2か所に各1式を分散して保管し、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こと、可搬型計器への給電に必要な可搬型発電機は蓄電池枯渇前までに準備するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、竜巻随伴事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随伴事象に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針

第6条第1項及び第2項の規定は、想定される火山事象が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出
2. 試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価
3. 個別評価の結果を受けた試験研究用等原子炉施設への火山事象の影響評価
4. 設計上考慮すべき施設の抽出
5. 設計荷重の設定
6. 降下火砕物の影響に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出

火山ガイドは、施設に影響を及ぼし得る火山の抽出について、地理的領域にある第四紀火山の完新世における活動の有無を確認するとともに、完新世に活動を行っていない火山については過去の活動を示す階段ダイヤグラムを作成し、将来の火山活動可能性が否定できない場合は、個別評価対象とすることを示している。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出について、以下のとおりとしている。

(1) 文献調査等の結果より、敷地から半径 160km の地理的領域内にある 30 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として、たかはらやま なす 高原山、那須だけ なんたい によほう 岳、男体・女峰火山群、日光にっこうしらねさん 白根山、赤城山、あかぎさん 燧ヶ岳、ひうちがだけ 安達太良山、あ だ たら やま 磐梯山、ぬまざわ はるなさん 沼沢及び榛名山の 10 火山を抽出した。

(2) 完新世に活動を行っていない火山については、階段ダイヤグラムを作成し、最後の活動終了からの期間が全活動期間より長いこと、又は、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことから 18 火山を将来の活動性がないと評価した。また、最後の活動終了からの期間が全活動期間より短いことから、将来の活動可能性が否定できない火山として、ささもりやま こもちやま 笹森山、子持山の 2 火山を抽出した。

規制委員会は、申請者が実施した本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出は、火山ガイドを踏まえたものであり、完新世における活動の有無及び階段ダイヤグラムの作成等により火山活動履歴を評価して行われていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が完新世に活動を行っていない火山のうち 18 火山を施設に影響を及ぼし得る火山ではないとする評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、最後の活動終了からの期間が全活動期間又は過去の最大休止期間より長いことによる評価であることから、妥当であると判断した。

2. 試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価

火山ガイドは、施設に影響を及ぼし得る火山について、施設の運用期間における火山活動の可能性を総合的に評価し、可能性が十分小さいと判断できない場合は、設計対応が不可能な火山事象が運用期間中に施設に影響を及ぼす可能性の評価を行うことを示している。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山（12 火山）と敷地との位置関係より、敷地まで十分に離隔距離があることから、試験研究用等原子炉施設敷地に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (2) 新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地は火山フロントより前弧側（東方）に位置し、敷地周辺では第四紀の火山活動は確認されていないことから、敷地において発生する可能性は十分に小さいと評価した。
- (3) 火砕物密度流については、各火山の火砕物密度流を伴う火山事象の活動履歴及び過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検討した結果、高原山と日光白根山については活動履歴及び噴出物に関する文献調査結果から、火砕物密度流の発生は認められないこと、また、それ以外の火山については、火砕物密度流の到達範囲が敷地から十分に離れていることから、本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (4) このように、本試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価を行った結果、既往最大規模の噴火を考慮しても、設計対応不可能な火山事象が本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した本試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、活動履歴の把握等に基づき適切に実施されていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が本試験研究用等原子炉施設の運用期間に設計対応不可能な火山事象が本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいとする評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊は、敷地まで十分に離隔距離があることから敷地に到達しないこと、新しい火口の開口及び地殻変動は、敷地周辺では第四紀の火山活動が確認されておらず敷地において発生しないこと、並びに、火砕物密度流は、敷地周辺までの到達は認められないことから、妥当であると判断した。

3. 個別評価の結果を受けた試験研究用等原子炉施設への火山事象の影響評価

火山ガイドは、施設の運用期間中において設計対応不可能な火山事象によって、安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、そ

れが噴火した場合に施設の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を施設との位置関係から抽出し、各火山事象に対する設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うことを示している。

申請者は、設計対応可能な火山事象の影響評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については、文献調査の結果、敷地までの離隔距離及び敷地の地形条件から、本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (2) 降下火砕物については、文献調査結果、地質調査結果及び敷地と各火山との位置関係も含めて検討した結果、敷地及びその周辺において降灰層厚と噴火規模が最も大きいものは、赤城鹿沼テフラ^{あかぎかぬま}である。赤城鹿沼テフラは、敷地周辺では町田・新井（2011）によると10cm～40cm、山元（2013）によると32cm～64cm、敷地近傍では35cm程度の層厚が示されている。また、敷地及び敷地近傍での地質調査結果では、約25cm～約35cmである。以上の文献調査及び地質調査の結果から、敷地周辺における層厚のばらつきを考慮した場合、過去の分布状況から想定される層厚として、敷地及び敷地近傍では約35cmと評価されるが、敷地周辺では、敷地から噴出源方向に約10kmの地点で最大50cmが確認されている。さらに、敷地における降下火砕物の層厚を検討するため、活動履歴の検討結果を踏まえ、山元（2013）及び山元（2016）の噴出量5km³を設定し、移流拡散モデルを用いたシミュレーションを実施した結果、最大層厚としては、約22cmであった。
- (3) 以上の検討から、敷地における降下火砕物の最大層厚を50cmと設定した。降下火砕物の密度は、文献調査及び地質調査結果を踏まえ、湿潤密度を1.5g/cm³と設定した。

規制委員会は、申請者が実施した設計対応可能な火山事象の影響評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、文献調査、地質調査等により、施設への影響を適切に評価していることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が設定した降下火砕物の最大層厚等は、火山ガイドを踏まえたものであり、最新の文献調査及び地質調査結果を踏まえ、降下火砕物の分布状況、降下火砕物シミュレーション結果から総合的に評価し、不確かさを考慮して適切に設定されていることから、妥当であると判断した。

4. 設計上考慮すべき施設の抽出

降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を考慮し、防護すべき施設（以下「火山防護施設」という。）として抽出する方針が示されていることが必要である。

申請者は、想定する火山事象に対して、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機能、冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料冷却機能を損なわない設計とするとしている。このため、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴（「Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）」にて記載する。）を考慮し、火山事象に対して防護する安全機能を「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がある系統）」及びこれらの状態監視に必要な「監視機能」並びに「使用済燃料の貯蔵機能」とし、これらの機能を有する安全施設を火山防護施設として抽出するとしている。火山防護施設に対する火山事象の影響を評価するに当たっては、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評価対象とするとしている。

ここで、原子炉の冷却機能については、原子炉の停止後、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴から自然放熱により原子炉の冷却が可能であること、使用済燃料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「使用済燃料の貯蔵機能」を確保できることから、火山事象に対して防護する安全機能として抽出しないとしている。

また、安全施設のうち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（「Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）」において安全上の機能別重要度分類を下位クラスに見直した非常用発電機、補助冷却設備等を含む。）は、火山による損傷を受けたとしても原子炉を安全に停止し、自然放熱による炉心の冷却状態が維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵機能を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、可搬型計器、可搬型発電機等を用いた監視の代替措置や修復等の対応により本試験研究用等原子炉施設に必要な機能を確保する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による火山防護施設を抽出するための方針が、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を踏まえ、「原子炉の緊急停止機能」、「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」並びに「使用済燃料の貯蔵機能」に係る安全施設を降下火砕物から防護すべき対象として抽出するとしていることを確認した。また、それらを内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を設計上考慮すべき施設として抽出するものであることを確認した。

5. 設計荷重の設定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、その堆積荷重に加え、火山事象以外の自然現象や設計基準事故時の荷重との組み合わせを設定する必要がある。

申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家で火山防護施設を防護することによりその安全機能を損なわない設計とするとしている。このため、降下火砕物に対する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の防護設計を行うために、想定する降下火砕物の荷重に加え、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る設計とするとしている。

また、設計基準事故時の荷重との組合せについては、火山防護施設は原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家で防護する設計としており、降下火砕物の荷重が火山防護施設に作用することはないこと、設計基準事故時に原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることはないことから、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としている。

規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、火山防護施設を防護する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に対して、想定する降下火砕物の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象の荷重を適切に組み合わせるとしていること、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を考慮する必要はないとしていることを確認した。

なお、組合せを考慮する自然現象（積雪、風）については、「Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ」で記載している。

6. 降下火砕物の影響に対する設計方針

火山防護施設については、降下火砕物によって安全機能を損なわれない設計方針とする必要がある。また、降下火砕物による外部電源の喪失を想定し、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応する必要がある。

(1) 構築物の健全性の維持（荷重）に対する設計方針

申請者は、火山防護施設を降下火砕物から防護する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家については、想定する降下火砕物の層厚 50cm (湿潤密度 1.5g/cm^3) 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としている。

規制委員会は、申請者は、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が降下火砕物の荷重に耐える設計とすることから、降下火砕物に対して火山防護施設の安全機能が損なわれないことを確認した。

(2) その他の降下火砕物が及ぼす影響に対する設計

申請者は、降下火砕物により本試験研究用等原子炉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としている。

原子炉の停止については、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、本試験研究用等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している。

降下火砕物により商用電源が喪失した場合は、原子炉停止後の冷却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するとしている。また、使用済燃料の冷却状態の監視は、可搬型計器により行う設計としている。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、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、使用済燃料貯蔵設備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としている。

また、蓄電池枯渇後の長期的な監視のための対策として配備する可搬型計器、可搬型発電機等のうち、可搬型計器及びケーブル等は外殻としてこれらを保護する原子炉建家内の2か所に各1式を分散して保管すること、可搬型発電機は原子炉建家外の2か所に各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ととして、監視に必要な資機材を降下火砕物の影響から防護するとしている。

規制委員会は、申請者が、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、本試験研究用等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していること、原子炉停止後の状態及び使用済燃料の冷却状態の監視については、蓄電池枯渇後も長期的な監視を継続して行うことができる措置を講じていること及びそのために必要な資機材は降下火砕物からの影響から防護する設計であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、降下火砕物の影響により安全機能が損なわれないとしていることを確認した。

Ⅲ－4. 2. 3 外部火災に対する設計方針

第6条第1項から第3項の規定は、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象による火災等（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、安全施設の安全機能が損なわれない

設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針
2. 考慮すべき外部火災
3. 外部火災に対する設計方針
 - (1) 森林火災
 - (2) 近隣工場等の火災・爆発
 - (3) 試験研究用等原子炉施設敷地内における航空機落下等による火災
 - (4) 二次的影響

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないような設計方針を策定するに当たり、外部火災の影響を受ける施設を抽出する必要がある。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設は、想定される外部火災の発生に対して安全施設の安全機能を損なわない設計とすることとし、外部火災から防護する安全施設（以下「外部火災防護対象施設」という。）は、第12条第1項の規定に基づく安全機能の重要度分類におけるクラス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としている。外部火災防護対象施設は、それらを内包する建家の外殻のコンクリートにより防護するとして、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒を選定し、外部火災に対して各建家の外殻のコンクリートの表面温度を評価し、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外部火災防護対象施設の安全機能を損なわない設計とするとしている。また、固定モニタリング設備については外部火災に対する防護対象とせず、外部火災により機能喪失した場合には、可搬型サーベイメータによる代替措置を講じることで放射線量の監視機能を損なわない設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による外部火災防護対象施設の抽出方針が以下のとおりであることを確認した。

- (1) 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、系統及び機器を選定するとしていること。
- (2) 外部火災防護対象施設は、それらを内包する建家の外殻のコンクリートにより防護するとして、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒を選定し、コンクリート表面温度を許容温度以下とすることで外部火災防護

対象施設の安全機能を損なわない設計としていること。

(3) 固定モニタリング設備は防護対象とせず、可搬型サーベイメータによる代替措置を講じるとしていること。

2. 考慮すべき外部火災

外部火災ガイドは、外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないような設計方針を策定するに当たり、種々の火災とその二次的影響について考慮すべきものを示している。

申請者は、外部火災ガイドを参考に、外部火災として、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（大洗研究所(北地区)敷地内に存在する危険物タンク火災等を含む。）を選定し、二次的影響としてばい煙等による影響を選定している。

規制委員会は、申請者による外部火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

3. 外部火災に対する設計方針

(1) 森林火災

外部火災ガイドは、森林火災に対する防護を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、敷地周辺で発生し得る森林火災の設定方法、森林火災による施設への影響を評価する方法を示している。

申請者は、外部火災ガイドを参考に、以下のとおり、本試験研究用等原子炉施設において発生し得る森林火災を想定し、その延焼を防ぐための手段として防火帯を設けるとした上で、防火帯の幅、危険距離（火災の延焼防止に必要な距離）等を経評価し、設計方針を策定している。

① 発生を想定する森林火災による影響評価

外部火災ガイドは、森林火災による影響を評価するに当たり、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度の算出方法を示すとともに、火線強度を基に防火帯幅を、火炎輻射強度を基に危険距離を算出する方法を示している。

申請者は、発生を想定する森林火災の設定として、本試験研究用等原子炉施設周辺の植生、気象条件及び発火点の条件を設定するとしている。

森林の植生については、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としている。

気象条件については、風向及び風速は、過去 10 年間（2004 年～2013 年）の水戸地方気象台の気象観測データを調査して設定するとしている。

発火点については、敷地外 10km 以内とし、卓越風向と敷地内外の植生の分布を考慮して、発火点を設定するとしている。

規制委員会は、申請者による森林火災の設定及び森林火災の影響評価が外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要な評価条件が設定されていることを確認した。

② 森林火災に対する設計方針

外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定等について、発火点から敷地境界までの到達時間の算出及び防火帯幅の設定の考え方を示している。

申請者は、想定される森林火災の熱影響に対し、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としている。

このため、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こと、これらの建家及び構築物から延焼防止に必要な距離である危険距離を算出し、防火帯の外縁火炎側までの距離が、各建家及び構築物からの危険距離を上回るように設定することとしている。

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すること、工事や物品の搬出入等に伴い、やむを得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は長時間の停車や仮置を禁止すること、速やかに車両や物品を移動できるよう人員を配置すること等の運用上の措置を講じるとしている。

また、森林火災に対しては、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としている。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計が、以下のとおり外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

- a. 必要な防火帯幅を確保することにより防護対象からの危険距離を上回る離隔距離を確保するとしていること。
- b. 防火帯における可燃物管理措置を講じるとしていること。
- c. 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としていること。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、森林火災による影響に対して必要な防火帯幅等を確保すること等により、安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

(2) 近隣工場等の火災・爆発

外部火災ガイドは、近隣の工場等の火災・爆発に対して、安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、試験研究用等原子炉施設の敷地外の石油コンビナート等に火災・爆発が発生した場合における施設への影響を評価する方法を示している。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設から半径 10km 以内に石油コンビナート等に相当する施設は存在しないとしている。

なお、本試験研究用等原子炉施設から距離 10km 以内の石油コンビナート施設以外の産業施設としては、大洗研究所（北地区）敷地外に危険物貯蔵施設屋外タンク等が存在するが、これらの施設と本試験研究用等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としている。

また、大洗研究所（北地区）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、本試験研究用等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及び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としている。

規制委員会は、申請者による近隣の工場等の火災・爆発の発生の想定が、以下のとおり外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

- ① 近隣に石油コンビナート等に相当する施設はないとしていること。
- ② 大洗研究所（北地区）敷地外の危険物貯蔵施設屋外タンク等から火災・爆発の影響を受けることはないとしていること。
- ③ 大洗研究所（北地区）敷地内に存在する危険物貯蔵施設屋外タンクの火災及びナトリウム取扱施設の火災を想定しても外殻のコンクリート表面温度が許容温度を下回る設計としていること。

(3) 試験研究用等原子炉施設敷地内における航空機落下等による火災

航空機落下等による火災に対して防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、施設敷地内における航空機落下の想定の方法、この火災による施設への影響を評価する方法を示している。

申請者は、航空機落下による火災に対して、外部火災ガイドを参考に、大洗研究所（北地区）敷地内における航空機落下による火災について機種による飛行形態の違いを基に、航空機を種類別に分類して影響評価を実施するとしている。

その際、大洗研究所（北地区）敷地内への航空機の落下により発生する火災が、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒に及ぼす熱影響を評価するために、航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上になる標的面積を計算し、離隔距離を算出している。この離隔距離の地点での火災発生を想定し、航空機は燃料を満載した状態を想定し、火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度でこれら建家及び構築物の外殻のコンクリートが昇温するものとして外殻のコンクリート表面温度を評価するとしている。

評価の結果、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°C を下回ることを確認し、安全施設の安全機能を損なわない設計とするとしている。

さらに、森林火災と航空機落下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落下による火災の重畳に対しても、同様に原子炉建家、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°C を下回ることを確認し、安全施設の安全機能を損なわない設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定が、以下のとおり外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

- ① 航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上になる範囲を設定していること。
- ② 航空機は燃料を満載した状態を想定し、搭載した燃料の全燃料が燃焼した場合を想定した上で施設への影響が最も厳しくなる地点での火災を想定していること。
- ③ 森林火災又は危険物タンクと航空機落下による火災の重畳を考慮しても外壁温度を許容値以下とすることで、安全施設の安全機能が損なわれない設計としていること。

（４）二次的影響

外部火災による二次的影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発生を想定する二次的影響を適切に考慮した上で、その二次的影響に対する設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、考慮すべき二次的影響として、ばい煙、有毒ガス等を示している。

申請者は、森林火災、近隣の工場等の火災・爆発及び航空機落下による火災に伴い発生を想定する二次的影響として、ばい煙による影響を抽出している。

なお、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は、ナトリウム火災で発生する燃焼生成物の濃度は、本試験研究用等原子炉施設周辺では十分に低く、燃焼生成物に対する防護の必要性はないとして、二次的影響として有毒ガスを抽出していない。

その上で、ばい煙による影響に対しては、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としている。

規制委員会は、申請者による外部火災の二次的影響に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、外部火災の影響により安全機能が損なわれないとしていることを確認した。

Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針

試験研究用等原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他自然現象によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（10事象）のうち、竜巻、火山の影響及び森林火災以外のその他自然現象（7事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

1. 風（台風）に対しては、日本最大級の台風を考慮した建築基準法に基づく設計とする。
2. 洪水及び降水に対しては、敷地が太平洋に面した標高（T.P.）35～40mの鹿島台地にあり、敷地内に降った雨水等のほとんどは窪地をせき止めて造成した夏海湖に集まり一般排水溝に流れる設計とすること、万一夏海湖から溢れた場合でも、地形的な関係から敷地北部の谷地を流れ、敷地西部の潤沼に流れることから、洪水による被害は想定されない。
3. 積雪に対しては、水戸地方気象台での観測記録（1897年～2013年）における積雪量の日最大値（32cm）を考慮し、積雪40cm相当について、茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値による設計とする。
4. 凍結に対しては、水戸地方気象台での観測記録（1897年～2013年）における最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものは、必要に応じ、凍結防止対策を講じる設計とする。
5. 落雷に対しては、建築基準法に基づき排気筒へ避雷針を設置する設計とする。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設計とする。

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設計とする。

6. 生物学的事象に対しては、海水及び夏海湖の取水を行っていないため、海生生物や微生物等による影響はない。なお、補機冷却水設備冷却塔は、微生物等の発生による影響を軽減するため、薬液注入による対策を行い、定期的に点検・清掃を行えるよう点検口等を設ける設計とする。

また、小動物の侵入については、屋外設置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより防止する設計とする。

7. 地滑りに対しては、敷地には地滑り地形は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような地滑り等が生じることはない。

規制委員会は、申請者が、想定される自然現象のうち、被害が想定されない地滑り以外、設計上の考慮が必要な自然現象に対しては安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する方針としていることを確認した。

Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針

試験研究用等原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他人為事象によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の２．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）のうち、「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」に記載した爆発及び近隣工場等の火災以外のその他人為事象（5事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない設計とするとしている。

1. 飛来物（航空機落下等）に対しては、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」に基づき航空機落下確率を評価し、標的としては原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔を選定し、これらの合計を標的面積とする。また、標的対象の建家・構築物の特徴を踏まえ、有視界飛行方式民間航空機の落下事故に係る小型機の係数を1.0とする。評価の結果、約 6.0×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の可否を判断する 10^{-7} 回/炉・年を下回るため、航空機落下については、設計上考慮する必要はない。
2. ダムの崩壊に対しては、本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼすようなダムは存在しないため、設計上考慮する必要はない。
3. 有毒ガスに対しては、本試験研究用等原子炉施設周辺には石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はなく、設計上考慮する必要はない。

また、大洗研究所（北地区）敷地内には、有毒ガスの発生源となる有毒物質を保管する屋外タンクを設置しておらず、有毒物質を運搬するタンクローリー等も保有していない。屋内に貯蔵している有毒物質のうち、漏えいにより有毒ガスを発生するものは、吸着材を有する排気処理設備を通して屋外へ排出するため周囲への影響はなく、設計上考慮する必要はない。

その他、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は、ナトリウム火災で発生する燃焼生成物の濃度は、本試験研究用等原子炉施設周辺では十分に低く、燃焼生成物に対する防護の必要性はない。

なお、本試験研究用等原子炉施設付近の一般道路においてタンクローリー事故等により有毒ガスが発生し、中央制御室での活動に影響を及ぼすおそれが生じた場合には、中央制御室系換気空調装置の外気遮断運転や原子炉の停止等の必要な措置を講じる。

4. 船舶の衝突に対しては、本試験研究用等原子炉施設が海岸から十分離れていることから、船舶の衝突の可能性はなく、設計上考慮する必要はない。
5. 電磁的障害に対しては、安全機能を有する安全保護回路は、電磁干渉や無線電波干渉等により安全機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製管体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止する設計とする。

規制委員会は、申請者が、想定される人為事象のうち、設計上考慮する必要があるとしている電磁的障害対策については、安全機能が損なわれないよう設計する方針としていること、有毒ガスについては設計上考慮すべき発生源がないとしているものの、本試験研究用等原子炉施設付近の一般道路における有毒ガスの発生を想定した措置を講じるとしていること、また、その他の人為事象については設計上考慮する必要がないとしていることを確認した。

Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ

安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討する必要がある。その上で、その組み合わせによる影響により、安全施設の安全機能が損なわれないように設計する必要がある。

申請者は、想定される自然現象の組合せについて、荷重、浸水、温度及び電気影響の観点からそれぞれ検討し、同時に発生することにより影響が大きくなる事象の組合せとして、火山の影響、積雪及び風を抽出している。その上で、それらの組合せに対して、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者が、同時に発生することにより影響が大きくなる自然現象

の組合せを抽出していること、また、抽出した自然現象の組合せに対して、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしていることを確認した。

Ⅲ－４．４ 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対する重要安全施設への考慮

第6条第2項の規定は、重要安全施設は、これ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て設計することを要求している。

申請者は、許可基準規則解釈第6条第4項に基づき、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」に示されるものを参考に、第6条第2項に規定する重要安全施設を選定としている。

その上で、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、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の1. で抽出した自然現象に含まれ、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く、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は生じることのないため、自然現象による衝撃のみを考慮するとしている。

規制委員会は、申請者が重要安全施設を外殻として防護する原子炉建家については、設計基準事故時に当該建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることなく、自然現象による衝撃のみを考慮する設計としていること、重要安全施設は外殻である原子炉建家に防護され、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計であることを確認した。

Ⅲ－５ 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

第7条の規定は、工場等には、試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求している。

これに対して申請者は、以下の設計方針としている。

1. 本試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、人及び車両の立ち入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する設計とする。これらの区域の出入口については、常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、本試験研究用等原子炉施設においても、これらの区域を設定し、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造及び鉄骨鉄筋コンクリート造）の障壁その他の堅固な構造の障壁等により区画する。これらの区域の出入口は施錠管理し、人の不

- 法な侵入を防止する設計とする。
2. 本試験研究用等原子炉施設へ不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること（郵便物等による大洗研究所（北地区）外からの爆発物又は有害物質の持込みを含む。）がないように柵等の障壁で区画し、人の立入りを制限するとともに持ち込み点検を行える設計とする。
 3. 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、本試験研究用等原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回路を通じた外部からのアクセスを遮断するため、外部通信回路と接続しない設計とする。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウィルスに感染する等によるシステムの異常動作を防ぐため、出入管理及び盤等を施錠管理することにより物理的アクセスを制限する設計とする。
 4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。

規制委員会は、申請者が以下の設計方針としていることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 本試験研究用等原子炉施設に対する第三者の不法な侵入、爆発物等の不正な持込みを未然に防止するため、柵等の物理的な障壁等をもつ区域を設定し、これらの区域への人の立入りを制限するとともに持ち込み点検を行える設計とすること。
2. 原子炉の運転制御系等の情報システムは、電気通信回路を通じた外部からのアクセスを遮断する設計とすること。
3. 出入管理及び盤等を施錠管理することにより物理的アクセスを制限する設計とすること。

Ⅲ－6 火災による損傷の防止（第8条関係）

第8条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、火災により安全施設が安全機能を損なわないよう、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ことを要求している。また、消火設備は破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とすることを要求している。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴（「Ⅲ－10 安全施設（第12条関係）」にて記載する。）を考慮し、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、火災の影響軽減を考慮した設計とすることとし、これらの火災発生防止、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、想定される火災に対して、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設計とするとしている。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域及び火災区画の設定
2. 火災の発生防止に係る設計方針
3. 火災の感知及び消火に係る設計方針
4. 火災の影響軽減に係る設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、申請者が、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を踏まえ、火災防護基準を参考とし、米国電子工学会（IEEE）規格、消防法、建設省告示等も踏まえ、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減を適切に組み合わせた火災防護を行うとしていること、また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合に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していることから、許可基準規則に適合しているものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 火災区域及び火災区画の設定

火災防護基準は、火災発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるために、火災区域及び火災区画を設定することを要求している。

申請者は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止し、炉心の冷却状態が維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備として、第6条第2項及び第28条第1項に規定する重要安全施設並びに第12条第2項に規定する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設を火災防護対象設備として選定するとしている。また、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、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール及び使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵セル及び使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックを火災防護対象設備として選定するとしている。また、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、当

該貯蔵プールから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としている。

また、耐火壁、耐火扉等により、他の区域と分離されている区域を火災区域として設定し、火災区域内において、系統分離を勘案し、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ等により分離した火災区画を設定するとしている。

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については、「4. 火災の影響軽減に係る設計方針」にて記載する。

以上のことから、規制委員会は、申請者が火災防護対象設備を設置する場所を、火災区域及び火災区画としていることが、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。

2. 火災の発生防止に係る設計方針

火災防護基準は、火災の発生を防止するための対策を講じること、安全機能を有する機器等に対して、不燃性材料若しくは難燃性材料又は難燃ケーブルを使用すること、原子炉施設内の構築物、系統及び機器に対して、自然現象によって火災が発生しないように対策を講じることを要求している。

申請者は以下のとおり対策を講じるとしている。

- (1) 発火性又は引火性の液体である潤滑油及び燃料油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。また、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設計とする。
- (2) 火災防護対象設備は、鋼等の不燃性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。また、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、けい酸カルシウム等からなる不燃性材料を使用する設計とする。
- (3) ケーブルは原則として難燃ケーブルを使用する。ただし、中性子計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは耐ノイズ性能を確保するため非難燃ケーブルを使用していることから、当該非難燃ケーブルについては、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設計とする。
- (4) 電気系統は、高圧回路用の気中しゃ断器又は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よる過熱や損傷を防止する設計とする。
- (5) 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。

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%に達する前に講じ、蓄電池室の水素濃度を燃焼限界濃度以下に抑える設計とする。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こととする。

(6) 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。

以上のことから、規制委員会は、申請者による火災の発生防止に係る設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。

ただし、規制委員会は、申請者が実施した難燃ケーブルの自己消火性の試験方法は ICEA 垂直燃焼試験であり、火災防護基準で規定している UL 垂直燃焼試験と試験方法が同一ではないものの、両者は試験方法、試験条件及び残炎時間の確認において同等でありケーブルシースの寄与が異なる点であること、その相違を踏まえた上で、本試験研究用等原子炉施設に敷設している難燃ケーブルについては、絶縁材そのものの自己消火性に加え、ケーブルシースにおいても材料の酸素指数が絶縁材よりも大きく自己消火性があること、また、必要なケーブルシース厚さが確保できていることから、難燃ケーブル全体として十分な自己消火性が確保されることを確認した。

なお、型式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を活用して UL 垂直燃焼試験を実施し、自己消火性を確認する方針であることもあわせて確認した。

3. 火災の感知及び消火に係る設計方針

火災防護基準は、火災感知設備及び消火設備について、早期の火災感知及び消火を行える設計とすることを要求している。また、これらの火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象に対して機能及び性能を維持すること、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、安全機能を有する機器等の機能が損なわれないよう消火設備を設計することを要求している。

(1) 火災感知設備

申請者は以下のとおり対策を講じるとしている。

- 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のため、非アナログ式の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は燃料の気化を考慮して防爆型熱感知器を設置する。中央制御室には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。火災感知設備は、商用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。

- ② 原子炉格納容器内の火災感知のため、非アナログ式の煙感知器及び熱感知器を設置する。火災を感知した場合には、中央制御室に設置されている煙感知器表示盤及び熱感知器表示盤に火災警報を発信する設計とする。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及び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。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災感知設備の設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。

ただし、規制委員会は、申請者の対策が、以下の点について火災防護基準で規定している対策と同一ではないものの、早期の火災感知が行えることを確認した。

- ① 原子炉格納容器内以外の火災区域又は火災区画には煙感知器を、非常用発電機の燃料移送ポンプ室には防爆型熱感知器を設置するとしており、火災防護基準が求める「固有の信号を発する異なる感知方式の感知器等」を設置していない。

これについては、原子炉格納容器内以外の火災感知については、火災区域及び火災区画には有炎火災を発生させる有機溶剤等を有しないこと、煙感知器により熱感知器と比較して早期に火災を検出できること、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防爆型熱感知器を設置することにより確実に火災を検出できること等から、感知器の多様性を有さなくとも早期検知は担保できるとしていること。

- ② 中央制御室には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しており、火災防護基準が求める「感知器の設置場所を1つずつ特定する」受信機を設置していない。

これについては、中央制御室に設置した受信機において、警戒範囲を示す警報を運転員が確認した後、運転員が現場に赴き、火災発生場所を特定し、消火活動を開始するまで10分以内に実施することが可能であるとしていること。

- ③ 火災区域又は火災区画に設置する感知器は非アナログ式としており、

火災防護基準が求める「アナログ式の感知器」を設置していない。

これについては、火災区域及び火災区画は、誤作動防止の観点から湿度、塵埃等に係る使用環境を考慮し、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、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、アナログ式感知器でなくとも誤動作を防止できるとしていること。

(2) 消火設備

申請者は以下のとおり対策を講じるとしている。

① 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家の消火

- a. 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家の火災区域又は火災区画は、非常用発電機室及び非常用電源盤室を除き、火災区域又は火災区画内の可燃物量及び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、原子炉の定格運転中において火災によって原子炉格納容器外での放射線量が上昇することはなく、消火困難な区域ではないため、手動による消火で対処できることから、消火器及び屋内消火栓を設置する。
- b. 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。
- c. 消火用水の水源は、H T T R機械棟の共用水槽にて確保し、さらに消火用水が必要となった場合には、共用水槽に接続する大洗研究所（北地区）内の浄水場からの給水により、消火用水を確保できる設計とする。消火用水の供給配管は専用配管とする。消火設備の故障時には、中央制御室へ警報を発信する設計とする。屋内消火栓ポンプは、商用電源を喪失しても消火が可能となるように、非常用発電機から給電できる設計とする。
- d. 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、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、必要薬剂量を備えた二酸化炭素消火設備を設置する設計とする。二酸化炭素消火設備は、商用電源喪失時においても機能を喪失することがないように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、作業前に警報を発生させ作業者の安

全を図ることとする。

- e. 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設計とし、消火に当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。

② 原子炉格納容器内の消火

原子炉格納容器内の消火活動において、煙の影響については、原子炉格納容器の内部構造を考慮すると、煙は原子炉格納容器上部に拡散するため、煙が充満する前に消火活動を開始できること、雰囲気温度や放射線の影響については、消火活動に支障をきたすほど温度や放射線量が上昇することは想定されず消火活動の妨げとはならないことから、これらの影響を考慮した結果、消火器等を用い、人員により実施する設計とする。なお、実際の消火に当たっては、空気呼吸器の装着に加え、原子炉格納容器内の温度、圧力、放射線量率及び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。

③ 冷却塔内の消火

補機冷却水設備が設置される冷却塔には、消火器及び屋外消火栓を設置する。屋外消火栓の消火用水の水源は、大洗研究所（北地区）敷地内に設置されている高架水槽にて確保し、さらに消火用水が必要となった場合には、大洗研究所（北地区）内の浄水場から高架水槽に給水できる設計とする。消火用水の供給配管は専用配管とする。

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設計とする。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による消火設備の設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。

ただし、非常用発電機室及び非常用電源盤室に設置する二酸化炭素消火設備については、現場から起動を行う設計としており、中央制御室から起動できる設計としていない。

これについて規制委員会は、火災防護基準で規定している、「手動操作による固定式消火設備を設置する場合は、早期に消火設備の起動が可能となるよう中央制御室から消火設備を起動できるように設計されていること」と同一ではないものの、中央制御室での火災警報の確認から、退避警報の発信も含め、短

時間（5分以内）での起動操作が可能であることから、早期消火が可能であることを確認した。

（3）地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持

申請者は以下のとおり対策を講じている。

- 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設計とする。
- 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設計とする。
- 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設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準を踏まえていることを確認した。

（4）消火設備の破損、誤動作又は誤操作による安全機能への影響

申請者は以下のとおり対策を講じている。

- ① 消火設備の破損による火災防護対象設備への被水の影響について、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、消火設備の破損による被水の影響を及ぼさない設計とする。
- ② 屋内消火栓については、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。
- ③ 二酸化炭素消火設備については、消火剤である二酸化炭素は不活性ガスであり、当該消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても、ケーブル等の汚損により他の火災防護対象設備への電源供給を阻害しないとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準を踏まえていることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。

4. 火災の影響軽減に係る設計方針

火災防護基準は、原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等について、原子炉施設内のいかなる火災による影響を考慮しても、互いに異なる系統を分離することにより、多重化された系統が同時に機能を喪失することが

ないように設計することを要求している。

(1) 火災の影響軽減対策

申請者は以下のとおり対策を講じている。

- 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設計とする。
- ② 火災防護対象設備のケーブルは電線管又はケーブルトレイに格納し、同一の火災区域又は火災区画に系統が複数ある場合には、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384 を参考にした分離距離により、互いの系列を分離する設計とする。特に、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であって、同一の火災区域又は火災区画に系統が混在するケーブルトレイの 1 系統については、遮炎性を考慮し「特定防火設備の構造方法を定める件」(平成 12 年 5 月 25 日建設省告示 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設計とする。
- ③ 中央制御室には火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を設置する設計とする。
- ④ 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設計とする。
- ⑤ 火災区域又は火災区画で可燃物を保管する場合は、原則として防火性能を有する鋼製のキャビネットに収納する設計とする。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。

規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準を踏まえていることを確認した。

ただし、規制委員会は、以下の点について火災防護基準で規定している対策と同一ではないものの、火災の影響を限定し、他系統への延焼や火災からの影響を防止することで、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少なくとも 1 系統は防護できる設計であることを確認した。

- ① 本試験研究用等原子炉施設では、火災区域及び火災区画の設定について、火災防護基準が求める「3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁」による分離としていない。

これについては、本試験研究用等原子炉施設では、全ての火災区域及び火災区画において、火災区画内の総発熱量、火災区画内の面積及び燃焼率に基づき算出した火災等価時間が 1 時間未満であることから、「耐火構造の構造方法を定める件」（平成 12 年 5 月 30 日建設省告示第 1399 号）に基づき 1 時間以上の耐火性能を有した耐火壁により分離する設計としている。

- ② 本試験研究用等原子炉施設では、安全機能を有する機器に対する系統分離について、火災防護基準が求める「3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離」する等の設計としていない。

これについては、本試験研究用等原子炉施設では、手動スクラム操作により原子炉の反射体領域に制御棒が挿入されてから 40 分後に原子炉の燃料領域に制御棒が挿入されることで原子炉の停止が完了することから、原子炉の停止機能を有するケーブルは少なくとも 40 分間防護できれば十分であること、非常用発電機室を除く全ての火災区域又は火災区画の火災等価時間は 20 分以下であることを考慮し、ケーブルへの熱的影響を踏まえ 1 時間の耐火性を有する障壁材を巻設することで原子炉の停止機能及び冷却機能に係るケーブルの防護が可能であるとしている。

(2) 火災影響評価

申請者は、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としている。

また、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、他の火災区域又は火災区画に火災が伝播しないこと並びに想定される火災により火災防護対象設備への影響がないことを確認するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準を踏まえていることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に関する設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。

Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

第9条第1項の規定は、安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能が損なわれないように設計することを要求している。また、同条第2項の規定においては、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、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならないように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 溢水防護対象設備を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
4. 建家内の溢水防護対象設備を防護するための方針
5. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 溢水防護対象設備を抽出するための方針

試験研究用等原子炉施設内で発生する溢水に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を溢水防護対象設備として抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止し、炉心の冷却状態が維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備として、第6条第2項及び第28条第1項に規定する重要安全施設並びに第12条第2項に規定する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設を溢水防護対象設備として選定するとしている。また、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、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック及び使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の供給配管の接続口まで並びに使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵セル及び使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックを溢水防護対象設備として選定するとしている。

規制委員会は、申請者による溢水防護対象設備を抽出するための方針について、安全施設の中から、原子炉を安全に停止し、炉心の冷却状態を維持でき、放射性

物質の閉じ込め機能を維持するための設備、使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備を抽出していることを確認した。

2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

溢水防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水、本試験研究用等原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水及び地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水の評価において、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。

(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水

申請者は、溢水ガイドを参考に、溢水量の算出に当たっては、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水に対して、それぞれの溢水防護対象設備への影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源を想定し、その影響を評価している。溢水量の算出に当たっては、漏水検知器が漏水を検知し、運転員が現場又は中央制御室からの隔離操作により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出することとし、排水ポンプによる排水を期待する場合には、ポンプの性能を考慮して溢水量を算出している。低エネルギー配管の破損については、任意の箇所を貫通クラックを想定している。高エネルギー配管の破損については、完全全周破断とし、一部、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては想定破損から除外している。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については、低エネルギー配管及び高エネルギー配管を対象として溢水防護対象設備への影響が最も大きくなる単一の設備破損を想定していること、溢水量については、漏水の検知から隔離操作による漏えい停止までの時間を考慮して算出していることを確認した。

ただし、申請者は、高エネルギー配管の破損については、溢水ガイドを参考に完全全周破断とし、一部、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては想定破損から除外している。その際、原子炉格納容器貫通部以外の配管である加圧水冷却設備の配管は、格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分して破損形態を決定している。

これについて規制委員会は、加圧水冷却設備の配管は原子炉格納容器貫通部の配管と同等であるため、溢水ガイドを踏まえ、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては想定破損から除外することに問題はないことを確認した。

(2) 試験研究用等原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水

申請者は、溢水ガイドを参考に、本試験研究用等原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水では、それぞれの溢水防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源(消火栓)を想定し、その影響を評価するとしている。消火栓からの放水による溢水量は、内部火災影響評価で定めた火災等価時間を放水時間として、ポンプの吐出量を乗じて求めた量とするとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については、火災発生時の消火設備からの放水を想定していること、また、溢水量については、火災等価時間を踏まえた放水量としていることを確認した。

(3) 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水

申請者は、溢水ガイドを参考に、基準地震動による地震力により施設内で発生する溢水を想定するとしている。

具体的な溢水源として、流体を内包する機器のうち、基準地震動による地震力により破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価では、複数系統及び複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出するとしている。

ただし、耐震重要度Sクラスの機器・配管及び耐震重要度B、Cクラスのうち基準地震動による地震力に対して耐震性を有していると評価した機器・配管については、溢水源として想定しないとしている。

使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのスロッシングによる溢水については、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールに遮へいを考慮して厚さ約2mのコンクリート製の蓋を設置しており、地震時に水が溢れて出ることにはないことから溢水源として想定しないとしている。

規制委員会は、申請者が、溢水源については、基準地震動による地震力によって破損が生じる可能性のある機器・配管の破損を想定していること、溢水量については、基準地震動による地震力に対して機器・配管の同時破損を想定していること、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールには十分な厚さの蓋を設置するためスロッシングによる溢水の想定が不要であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水評価において、本試験研究用等原子炉施設の状況を踏まえた検討を行った上で、溢水源を選定し、溢水量の設定を行う方針としていることを確認した。

3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

溢水防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、溢水防護対象設備が設置されている区画及び溢水経路を設定する方針が示されている必要がある。

(1) 溢水防護区画の設定

申請者は、溢水ガイドを参考に、溢水防護対象設備が設置されている全ての区画を溢水防護区画として設定するとともに、溢水防護区画は、壁、扉、堰等で他の区画と分離されている区画として設定している。

規制委員会は、申請者が、溢水防護対象設備を溢水防護区画に設置する設計であることを確認した。

(2) 溢水経路の設定

申請者は、溢水ガイドを参考に、扉からの漏水の状態、貫通部及び堰の有無を考慮し、溢水源から溢水経路を経て到達する溢水防護区画における当該区画の溢水水位が最も高くなるように溢水経路を設定している。また、ハッチ及び目皿から溢水防護区画外への流出は、その機能に期待できる場合を除き、基本的にないものとして評価し、上階で生じた溢水に起因する没水評価の際には、ハッチを単純な開口部として扱い、上階で生じた溢水がそのまま評価対象フロアに落水してくるものとして評価することにより、各溢水防護区画において溢水水位が最も高くなるように溢水経路を設定している。

規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように設定していることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水防護区画の設定について溢水防護対象設備を設置している場所を対象としていること、溢水防護区画の水位が最も高くなるような保守的な条件で溢水経路を設定していることを確認した。

4. 建家内の溢水防護対象設備を防護するための方針

溢水防護対象設備は、2.(1)～(3)に示すそれぞれの機器の破損等により生じる溢水、消火水の放水による溢水及び地震による機器の破損により生じる溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないように対策される設計であることが必要である。

(1) 没水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを参考に、没水により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計としている。具体的には、以下のいずれか又は組合せにより対策を講じる設計とするとしている。

- ① 漏水検知器等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- ② 原子炉建家内にて発生した溢水を原子炉建家外に排水するため原子炉建家地下 3 階に設置する排水設備により、溢水防護対象設備の機能が損なわれない設計とする。
- ③ 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- ④ 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし、溢水防護対象設備の機能喪失高さが、当該機器が設置される区画内の溢水水位を上回る設計とする。

規制委員会は、申請者が、溢水防護区画内の溢水に対して、溢水の早期検知及び早期隔離を行う設計とすること、壁、扉等により溢水の流入を防止する設計とすること及び溢水防護対象設備の機能喪失高さが当該機器を設置する区画の溢水水位を上回る設計とすることにより、溢水防護対象設備の安全機能を損なわない設計としていることを確認した。

(2) 被水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを参考に、被水により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計としている。具体的には、以下のいずれか又は組合せにより対策を講じる設計とするとしている。

- ① 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉等により被水を防止する設計とする。被水防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- ② 消火水の放水による溢水に対して、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において壁、扉等の設置により区画分離を行い、屋内消火栓を使用した消火活動の際に発生する被水の影響を受けない設計とする。
- ③ 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器を用いる設計とする。
- ④ 溢水防護対象設備に対し、保護カバーやパッキン等による被水防護措

置を行うことで、被水の影響を受けない設計とする。

- ⑤ 多重性又は多様性を有している溢水防護対象設備は、溢水が発生した場合でも同時に安全機能を損なうことがないよう別区画に設置する設計とする。

なお、電源盤等の設備については、水消火を行わない消火手段（二酸化炭素消火設備、消火器等）を採用しており、被水の影響を受けない設計としている。

規制委員会は、申請者が、溢水防護区画内の被水に対して、壁、扉等により被水を防止する設計とすること、溢水防護対象設備は水の浸入に対する防護措置等がなされた機器を使用する設計とすること、保護カバーやパッキン等により被水から防護する設計とすること及び多重化又は多様性を有している溢水防護対象設備が溢水発生時に同時に機能喪失しない設計とすることにより、溢水防護対象設備の安全機能を損なわない設計としていることを確認した。

（３）蒸気放出の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを参考に、蒸気放出により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計としている。具体的には、以下のいずれか又は組合せにより対策を講じる設計とするとしている。

- ① 漏水検知器等により蒸気放出の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- ② 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。蒸気の流入防止対策として設置する壁、扉等は、蒸気放出の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- ③ 蒸気が放出された場合に、蒸気を原子炉建家外へと逃がすブローアウトパネルを設け、溢水防護区画内へ蒸気影響が及ばない設計とするとともに、蒸気放出の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- ④ 蒸気に曝される溢水防護対象設備について、蒸気放出の影響に対して耐性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者が、溢水防護区画内の蒸気放出に対して、蒸気放出の早期検知及び早期隔離する設計とすること、壁、扉等により蒸気流入を防止する設計とすること、ブローアウトパネルにより蒸気を原子炉建家外へ放出する設計とすること及び蒸気放出の影響に対して耐性を有する機器を使用する設計とすることにより、溢水防護対象設備の安全機能を損なわない設計としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水に対する設計が、没水、被水及び蒸気放出に対して防護する設計となっていることを確認した。

5. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

第9条第2項の規定は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって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た場合において、管理区域外へ漏えいしないことを要求している。

申請者は、放射性物質を含む液体を内包する機器又は配管を全て管理区域に設置すること、管理区域の下階は管理区域となるように配置上の考慮をすること及び放射性物質を含む液体の漏えいに対して、取扱量の全量が漏えいしても管理区域外に漏えいしないように段差を設けることといった対策を組合せた設計とすることで、放射性物質を含む液体が非管理区域側に漏えいしない設計とされている。

規制委員会は、申請者の設計が、管理区域内で放射性物質を含む液体があふれた場合においても、管理区域の配置上の考慮をした設計とすること及び段差を設けることにより非管理区域側へ漏えいが伝播しない設計としていることを確認した。

Ⅲ－8 誤操作の防止（第10条関係）

第10条の規定は、試験研究用等原子炉施設は、誤操作を防止するための措置を講じた設計とすることを要求している。また、安全施設は、容易に操作することができるものであることを要求している。

これに対して申請者は、以下の設計方針としている。

1. 運転員の誤操作を防止するため、中央制御室の制御盤等は次の方針により設計する。
 - (1) 安全機能を有する機器及び弁については運転表示灯を設け、作業状態を確認できる設計とする。
 - (2) 警報表示は、重要度に応じて色分け区分すること、中央制御盤の上部に系統ごとにまとめて配置すること等により、運転員への情報伝達の的確化及び判断の容易さを考慮した設計とする。
 - (3) 指示計、記録計、操作器等には、確認が容易に、かつ、正確にできるよう機器名称等を取り付けるとともに、配置を考慮した設計とし、異常発生時に短時間で系統状態の把握及び操作が要求される設備に係る操作器については、プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表示する等の

配置を考慮した設計とする。

- (4) プラントの主要なパラメータは、ディスプレイ等に表示する設計とする。
 - (5) 現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。
2. 原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作は、中央制御室に集中して設けるとともに、中央制御室は、放射線防護措置(遮蔽及び換気空調)、火災防護措置を講じ、異常状態時においては、同時にもたらされる環境条件下においても操作可能な設計とする。
 3. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合においては、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、その異常を検知し自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とする。

規制委員会は、申請者が以下の設計方針としていることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 中央制御室の制御盤等は、操作する機器、警報、計器等の識別管理等を行うことにより、運転員の誤操作、誤判断の防止等について、人間工学的観点を考慮した設計とすること。
2. 原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作は、中央制御室に集中して設け、放射線防護措置(遮蔽及び換気空調)、火災防護措置を講じることで、異常状態時に同時にもたらされる環境条件下においても操作可能な設計とすること。
3. 試験研究用等原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合において、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とすること。

Ⅲ－９ 安全避難通路等（第 11 条関係）

第 11 条第 3 号の規定は、試験研究用等原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を備える設計とすることを要求している。避難用の照明については第 11 条第 2 号の規定により要求しているが、同号は要求事項に変更がないため、審査対象に含めていない。

これに対して、申請者は、以下の設計方針とするとしている。

1. 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機からの給電が可能な交流非常灯（保安灯）又は蓄電池内蔵の照明を設ける。
2. 蓄電池による給電時間以降も対応を可能とするため、携帯用照明、可搬型の

作業用照明及び可搬型発電機を備えることにより、昼夜、場所を問わず、必要な照明が確保できる設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合に用いる交流非常灯又は蓄電池内蔵の照明を設けること、蓄電池による給電時間以降の対応のため携帯用照明、可搬型の作業用照明及びその専用の電源を備えることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とすることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）

第１２条の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、申請者は、安全施設の安全上の機能別重要度を、許可基準規則の解釈で引用する、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成３年７月１８日原子力安全委員会決定）」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」（以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。）を参考に、また、これまで蓄積された運転実績、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を考慮して、見直すとしている。その結果、申請者は、本申請において、既許可から、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等について、安全上の機能別重要度分類を下位クラスへ見直したとしている。

安全施設について、第１２条第１項は、安全機能の重要度に応じて安全機能が確保されたものでなければならないことを要求している。また、同条第２項においては、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

- １．安全機能の重要度に応じた安全機能の確保に係る設計方針
- ２．安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 安全機能の重要度に応じた安全機能の確保に係る設計方針

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものである必要がある。

(1) 安全上の機能別重要度分類及びその適用に際しての原則

申請者は、安全機能を有する構築物、系統及び機器を、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、それらが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種類に分類するとしている。

- ① その機能の喪失により、本試験研究用等原子炉施設を異常状態に陥れ、もって公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「PS」という。）。
- ② 本試験研究用等原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「MS」という。）。

申請者は、PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を研究炉の重要度分類の考え方にに基づき、それが有する安全上の機能別重要度分類に応じ、それぞれクラス1、クラス2又はクラス3に分類するとしている。各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次に掲げる基本的目標を達成できるものとするとしている。

クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

また申請者は、上記の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、原則として次によることとしている。

- ① 安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器（以下「当該系」という。）が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器（以下「関連系」という。）の範囲と分類は、次に掲げるところによるものとする。
 - a. 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要

度を有するものとみなす。

b. 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス 3 であるときは、関連系はクラス 3 とみなす。

- ② 一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- ③ 安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のもの之间において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって本試験研究用等原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。
- ④ 重要度の異なる構築物、系統又は機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

規制委員会は、申請者の安全上の機能別重要度分類及び当該分類の適用に際しての原則が研究炉の重要度分類の考え方に基づくものであり、既許可の内容から変更がないことを確認した。

(2) 構築物、系統又は機器の安全上の機能別重要度分類

申請者は、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、また、これまで蓄積された運転実績、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を考慮し、P S - 1、P S - 2、M S - 1 及び M S - 2 に属する構築物、系統又は機器の安全上の機能別重要度分類を、以下のとおり設定するとしている。なお、P S - 3 及び M S - 3 に属する構築物、系統又は機器の安全上の機能別重要度分類については、既許可から変更はないとしている。

ここで、下線部は、本申請において既許可から安全上の機能別重要度分類を下位クラスへ見直した構築物、系統又は機器を示している。下位クラスへの見直しに係る安全評価への影響については、「Ⅲ - 1 1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止 (第 1 3 条関係)」にて記載する。

表Ⅲ - 2 本試験研究用等原子炉施設の安全上の機能別重要度分類について

PS-1

定義	機能	構築物、系統又は機器
その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	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（計装等の小口径配管機器は除く。）
	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	炉心支持鋼構造物（炉心拘束機構の拘束バンドは除く。）及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト（支持機能のみ）

MS-1

定義	機能	構築物、系統又は機器
異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	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（開機能）
	過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置
安全上必要なその他の設備	工学的安全施設及び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

PS-2

定義	機能	構築物、系統又は機器
その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	炉心の形成	炉心構成要素（燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック） 炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く。）
	放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷	気体廃棄物の廃棄施設 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備

	却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く)	の貯蔵プール (冠水維持機能) 及び貯蔵ラック (上蓋を除く。) 使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック (上蓋を除く。)
	1 次冷却材の内蔵 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く)	1 次ヘリウム純化設備
	安全弁の吹止り	1 次冷却設備の安全弁 (吹止り機能)
	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
	燃料の安全な取扱い	燃料交換機

MS - 2

定義	機能	構築物、系統又は機器
P S - 2 の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	未臨界維持	<u>後備停止系</u>
	工学的安全設備	<u>補助冷却設備</u> <u>炉容器冷却設備</u> <u>原子炉格納容器 (隔離弁を含む。)</u> <u>非常用空気浄化設備</u>
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱	<u>補助冷却設備</u> <u>炉容器冷却設備</u>
	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	<u>安全保護系 (工学的安全施設)</u>

	放射性物質放出の低減	排気管
異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
	中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤
	安全上重要な関連機能	中央制御室系換気空調装置
安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	安全上特に重要な関連機能	<u>非常用発電機</u> <u>補機冷却水設備</u> <u>制御用圧縮空気設備</u> <u>直流電源設備</u> <u>安全保護系用交流無停電電源装置</u>

規制委員会は、申請者の安全上の機能別重要度分類は、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、また、これまで蓄積された運転実績、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴^(注)を考慮し、既許可においてPS-1又はMS-1としていた設備の一部をそれぞれPS-2又はMS-2に変更したこと、その変更理由については以下のとおり、本申請における安全上の機能別重要度分類の変更は、敷地周辺公衆への放射線の影響等を考慮したものであって、安全上の機能別重要度分類の定義に対応したものであることを確認した。

- ① 炉心構成要素（燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック）及び炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く。）

これらの設備が損傷したとしても、サポートポスト、炉心支持板及び炉心支持格子により鉛直荷重の支持機能を維持し、レストレイントリングにより水平荷重の支持機能を維持することができ、これら上位クラスの機器により、自然放熱による炉心の冷却が行える炉心の形状を維持することができる。

- ② 後備停止系

本試験研究用等原子炉は、異常時に負の反応度を緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることから、本設備により、一時的に原子炉出力が上昇（再臨界）

する前までに原子炉を安全に停止し、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくすることができる。

③ 補助冷却設備及び炉容器冷却設備

本試験研究用等原子炉は、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることから、本設備による炉心冷却機能に対する必要性は比較的低い。そのため、本設備の安全機能が損なわれても、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくすることができる。

④ 原子炉格納容器（隔離弁を含む。）及び非常用空気浄化設備

本試験研究用等原子炉は、これまでの運転実績において、通常運転時の原子炉格納容器内雰囲気放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万一の事故時においても、核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができることから、本設備による放射性物質の閉じ込めに対する必要性は比較的低い。そのため、本設備の安全機能が損なわれても、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくすることができる。

⑤ 安全保護系（工学的安全施設）、非常用発電機、補機冷却水設備、制御用圧縮空気設備、直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置

本設備により機能を維持する主たる工学的安全施設の安全上の機能別重要度分類と整合させたものである。

注：申請者は、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴として、以下を挙げている。

- (1) 原子炉は、セラミックス等で多重被覆した被覆燃料粒子、減速材及び構造材として黒鉛、冷却材としてヘリウムガスを用いる。
- (2) 燃料は、耐熱性に優れ、燃料最高温度が 1,600℃以下ならば核分裂生成物の保持機能が損なわれることはない。
- (3) 炉心構造物の黒鉛は、耐熱性に優れ、高温でも炉心構成材としての健全性を保つことができる。
- (4) 炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有し、出力の過渡変化及び冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が少なく、かつ、緩慢である特性を有する。
- (5) 万一、冷却材喪失時に制御棒が挿入されなくても、固有の特性により原子炉の核出力は低下する。この場合に、炉心の強制冷却を行わなくても、原子炉圧力容器外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能である。
- (6) 本試験研究用等原子炉施設を用いた安全性実証試験(特殊運転として実施)によって、炉心流量が喪失した場合に制御棒挿入操作を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、固有の特性により原子炉が安定な状態に維持されることが実証されている。

2. 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統の設計方針

安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

申請者は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設は、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、以下を選定するとしている。

- (1) PS-1のうち、通常運転時に開であって、閉動作によって原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁
- (2) MS-1の系統
- (3) MS-2のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統

具体的な安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設に属する構築物、系統及び機器は以下のとおりであり、既許可からの変更はないとしている。

また、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設に属する構築物、系統及び機器のうち、本申請において安全上の機能別重要度分類を下位クラスに変更した設備にあっても、引き続き、機械又は器具の単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保する設計とするとしている。

なお、下線部は、これらの安全施設のうち、本申請において既許可から安全上の機能別重要度分類を下位クラスに変更した構築物、系統又は機器を示している。

表Ⅲ-3 本試験研究用等原子炉施設の安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設に属する構築物、系統及び機器について

安全機能	構築物、系統及び機器
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の一部を形成する弁
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
原子炉の緊急停止未臨界維持	制御棒系
工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系） 安全保護系（工学的安全施設）

炉心冷却	<u>補助冷却設備</u> <u>炉容器冷却設備</u>
放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	<u>原子炉格納容器隔離弁</u> <u>非常用空気浄化設備</u>
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	<u>非常用発電機</u> <u>補機冷却水設備</u> <u>制御用圧縮空気設備</u> <u>直流電源設備</u> <u>安全保護系用交流無停電電源装置</u>

申請者は、これら（１）～（３）を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該システムを構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設の選定及びその設計が、既許可の内容から変更がないことを確認した。

Ⅲ－１ Ⅰ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第 1 3 条関係）

第 1 3 条の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、申請者は、気象データ、線量評価における年齢別の呼吸率及び線量換算係数並びに放射性物質の生成量に関するデータ（以下「気象データ等」という。）を更新し、設計基準事故の線量評価結果を見直したとしている。

第 1 3 条第 1 項の規定は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行できることを要求している。また、同条第 2 項各号においては、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できること、設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないこと、周辺公衆に放射線障害を及ぼさない（周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えない）ものであることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る設計方針

2. 設計基準事故時における周辺公衆の受ける線量評価における事象の選定
3. 設計基準事故時における周辺公衆の受ける線量評価に用いる気象データ等の更新
4. 設計基準事故時における周辺公衆の受ける線量評価結果

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る設計方針

申請者は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の解析において動作を期待している、非常用発電機、補助冷却設備、炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備、原子炉格納容器等の異常影響緩和系の安全機能の重要度を下位クラスへ見直したとしている。

規制委員会は、「Ⅲ－10 安全施設（第12条関係）」で確認したとおり、安全機能の重要度を下位クラスへ見直した設備は、既許可と同様に、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に動作が期待できるものであり、それぞれ事象の拡大の防止に係る設計方針に変更がないことを確認した。

なお、設計基準事故については、次節以降に述べる気象データ等の更新に係る線量評価の結果を変更していることを確認した。

2. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の公衆の受ける線量評価における事象の選定

申請者は、設計基準事故のうち、放射性物質の放出に至る事象として、以下の5事象を選定し、気象データ等を更新して原子力施設敷地周辺の公衆の受ける線量評価を見直すとしている。

- (1) 1次冷却設備二重管破断事故
- (2) 1次ヘリウム純化設備破損事故
- (3) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (4) 照射試験装置スweepガス配管破損事故
- (5) スタンドパイプ破損事故

規制委員会は、既許可において放射性物質の放出に至る事象として選定した5事象に変更がないことを確認した。

3. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の公衆の受ける線量評価に用いる気象データ等の更新

(1) 気象データの更新

申請者は、線量評価に用いる気象データについては、平成 21 年 1 月から平成 25 年 12 月までの 5 年間のデータをもとに、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定。以下「気象指針」という。）に示された方法に従って、異常年検定を行い、当該期間の気象データが長期間の気象状態を代表しているものであることを確認した上で使用し、気象指針に示された方法に従って、相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を求めたとしている。

(2) 内部被ばく評価に用いる呼吸率及び線量換算係数の詳細化

申請者は、年齢別の内部被ばくの評価結果が厳しくなるよう、呼吸率及び線量換算係数について、文献（ICRP Publ. 71 及び Publ. 72）に基づく 1 歳児のデータを用いたとしている。

(3) 線源となる放射性物質の生成量に係る核データライブラリの更新

申請者は、放射性物質の放出に至る設計基準事故の線量評価において、線源となる放射性物質の生成量について、文献等に基づき核データライブラリを更新して直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の強度を再評価したとしている。

規制委員会は、申請者が実施した設計基準事故のうち放射性物質の放出に至る 5 事象の解析について、気象データを更新して大気中に放出された放射性物質の大気拡散条件を適切に設定していること、内部被ばくに関し、年齢別の呼吸率及び線量換算係数について、評価結果が厳しくなる条件を設定していること及び線源となる放射性物質の生成量のデータを文献等に基づき更新して評価していることを確認した。

4. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の公衆の受ける線量評価結果

申請者は、設計基準事故の解析の結果、周辺公衆の実効線量の評価値は、以下のとおり設計基準事故時の判断基準である、発生事故当たり 5mSv を超えないとしている。

表Ⅲ－４ 設計基準事故時における周辺公衆の受ける線量評価結果について

設計基準事故	実効線量
1次冷却設備二重管破断事故	約 1.7 mSv
1次ヘリウム純化設備破損事故	約 9.3×10^{-2} mSv
気体廃棄物処理設備破損事故	約 1.8×10^{-2} mSv
照射試験装置スweepガス配管破損事故	約 6.9×10^{-3} mSv
スタンドパイプ破損事故	約 7.3×10^{-1} mSv

規制委員会は、申請者が、放射性物質の放出に至る設計基準事故について、気象データ等の更新を考慮し、敷地境界外における実効線量を評価した結果から、周辺公衆の実効線量の評価値は発生事故当たり 5mSv を下回ることを確認した。

Ⅲ－１２ 安全保護回路（第１８条関係）

第１８条第６号の規定は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為（以下「不正アクセス行為等」という。）による被害を防止することができるように安全保護回路を設けることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 安全保護回路は、インターロック回路を含めリレーやスイッチング素子等の電気部品を用いた制御機器で構成し、ソフトウェアを用いた装置を使用しない設計とする。
2. 原子炉建家及び中央制御室に立ち入る者に対する出入管理並びに盤の施錠管理により物理的アクセスを制限する設計とする。

規制委員会は、申請者の安全保護回路の設計が、ソフトウェアを使用していないこと、出入管理及び施錠管理により物理的アクセス制限していることから、外部ネットワークからの侵入防止等のサイバーセキュリティを考慮する必要がないものであることを確認し、許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１３ 放射性廃棄物の廃棄施設（第２２条関係）

第２２条の規定は、既許可における要求事項から変更はなく、申請者の設計方針にも変更はないが、申請者は、通常運転時における原子炉施設の周辺公衆の実効線量の評価値を、気象データ等を更新して見直したとしている。

放射性廃棄物の廃棄施設について、第２２条第１号の規定は、通常運転時において、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質

の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が実施した通常運転時における試験研究用等原子炉施設の周辺公衆の実効線量の評価値について審査し、放射性廃棄物の廃棄施設の基本設計が許可基準規則に適合するものであるかを確認することとした。

申請者は、大洗研究所（北地区）内の試験研究用等原子炉施設の放射性廃棄物の廃棄施設の設計が、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるものであることを確認するため、気象指針、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定）（以下「線量目標値指針」という。）等を参考に、大洗研究所（北地区）内の試験研究用等原子炉施設の平常運転時に放出される気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質による周辺公衆の実効線量の評価値が、年間約 9.4 μ Sv であるとしている。

申請者は、上記の実効線量評価に当たり、「Ⅲ－1 1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第 1 3 条関係）」で述べたように、気象データの更新、乳幼児の呼吸率・線量換算係数の詳細化等を考慮したとしている。

規制委員会は、大洗研究所（北地区）内の試験研究用等原子炉施設の平常時に放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に含まれる放射性物質による周辺公衆の実効線量の評価値は、気象データの更新、乳幼児の呼吸率及び線量換算係数の詳細化を考慮して評価した結果、年間約 9.4 μ Sv であり、線量目標値指針に示されている線量目標値の年間 50 μ Sv を下回ることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－1 4 保管廃棄施設（第 2 3 条関係）

第 2 3 条の規定は、既許可における要求事項から変更はないものの、申請者は、本試験研究用等原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物について、本申請において、保管廃棄施設（原子炉建家内固体廃棄物保管室）を新設するとしている。

第 2 3 条の規定は、工場等には、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けることを要求しており、放射性廃棄物を保管廃棄する施設については、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とすること及び固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とすることを要求している。

申請者は、以下の設計方針としている。

1. 放射性固体廃棄物は、その種類別にドラム缶等の容器に収納し、汚染の拡大防止措置を講じた上で、200 リットルドラム缶換算で約 150 本分の容量を有する原子炉建家内固体廃棄物保管室に保管し、発生状況に応じて随時廃棄物管理

- 施設へ引き渡す。
2. ドラム缶、廃棄物容器に封入することが著しく困難なものについては、ビニールシート等で包装し汚染拡大防止の措置を講じる。また、可燃性の放射性固体廃棄物は、金属製保管箱等に収納する。
 3. ただし、使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒等の固体廃棄物は、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵セルに貯蔵保管し、当該固体廃棄物を廃棄物管理施設へ引き渡す際にドラム缶等の容器に収納することについては、既許可から変更はない。

規制委員会は、申請者が以下の設計としていることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 放射性固体廃棄物は、当該放射性固体廃棄物の種類別にドラム管等の容器に封入又はビニールシート等で包装し、汚染拡大防止の措置を講じた上で、新設する原子炉建家内固体廃棄物保管室（200 リットルドラム缶換算で約 150 本分の容量を有する。）に保管すること。
2. 可燃性の放射性固体廃棄物については金属製保管箱に保管すること等により、放射性廃棄物が漏えいし難く、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計としていること。
3. 上記 1. にかかわらず、使用済みの可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒等の固体廃棄物は、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵セルに貯蔵保管し、当該固体廃棄物を廃棄物管理施設へ引き渡す際にドラム缶等の容器に収納することについては、既許可から変更ないこと。

Ⅲ－15 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護（第 24 条関係）

第 24 条の規定は、既許可における要求事項から変更はないものの、申請者は、本試験研究用等原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物について、本申請において、保管廃棄施設（原子炉建家内固体廃棄物保管室）を新設するとしている。

第 24 条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、通常運転時において試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものとすることを要求している。

これに対して申請者は、新設する保管廃棄施設の寄与を含め、通常運転時における試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値になるよう、空気カーマとして 1 年間当たり 50 マイクログレイ以下となるように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針及び評価結果から、通常運転時における試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率について、新設される保管廃棄施設の寄与を含め、1年間当たり空気カーマで50マイクログレイ以下となるように設計する方針であることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１６ 保安電源設備（第28条関係）

第28条の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、「Ⅲ－１０ 安全施設（第12条関係）」で述べたように、本申請において設備・機器の安全上の重要度分類が一部変更となっていることから、規制委員会は、機能維持のために電力系統からの電力の供給が必要な重要安全施設に変更がないか、非常用電源からの電力の供給が必要な設備に変更がないか、また、これらに対して非常用電源の容量が十分かとの観点から審査した。

第28条第1項の規定は、試験研究用等原子炉施設について、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものであることを要求している。

第28条第2項及び第3項の規定は、試験研究用等原子炉施設には、非常用電源設備を設けることを要求しており、非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とすることを要求している。

これに対して申請者は、以下のとおり保安電源設備を設けるとしている。

1. 本試験研究用等原子炉施設は、重要安全施設がその安全機能を達成するため、大洗研究所(北地区)北受電所から6.6kV配電線1回線で商用電源を受電する。重要安全施設は、研究炉安全設計審査指針の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」の「4. (3) 電気系統に対する設計上の考慮」を参考に、① PS-1のうち、通常運転時に開であって、閉動作によって原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁、② MS-1の系統及び③ MS-2のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統とする。

なお、「Ⅲ－１０ 安全施設（第12条関係）」で述べたとおり、安全上の重要度分類が既許可から一部変更されているが、機能維持のために電力系統からの電力の供給が必要な重要安全施設に変更はない。

また、自動的に検知できない一相開放故障等の商用電源の異常に対しては、あらかじめ手順を定めて非常用発電機の起動の措置を行う。

2. 非常用電源として、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る。なお、当該設計方針について既許可から変更はない。
3. 非常用電源は、電氣的及び物理的に独立な複数の系統で構成し、1系統の故障が他系統に影響を及ぼすことのない設計とする。また、非常用電源は、1系統が作動しないと仮定しても、他の系統で運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく、原子炉を停止、冷却でき、あるいは減圧事故等の設計基準事故時の炉心の冷却を行う機器の安全機能を確保できる機能及び容量を有する設計とする。当該設計方針について、既許可から変更はない。

なお、申請者は、非常用電源のうち非常用発電機について、「Ⅲ-1 地震による損傷の防止（第4条関係）」及び「Ⅲ-4.2.1 竜巻に対する設計方針」、「Ⅲ-4.2.2 火山の影響に対する設計方針」で述べたとおり、基準地震動による地震力や竜巻・火山事象によって機能を喪失するおそれがあるが、「Ⅲ-18 外部電源が喪失した場合の対策設備等（第42条関係）」で述べるとおり、当該状態において電源供給を要する重要安全施設には、蓄電池から電源供給が可能な設計とし、電源枯渇後は、可搬型設備により対応するとしている。

申請者は、非常用電源は、安全機能の維持に電力の供給が必要な系統及び機器（第28条における重要安全施設）の安全機能を確保できる容量を有する設計とするとしている。

規制委員会は、以下のことを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 「Ⅲ-10 安全施設（第12条関係）」で述べたとおり、研究炉安全設計審査指針の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」に基づき安全機能の重要度を分類し、機能の維持に電力の供給が必要な重要安全施設を選定するとともに、重要安全施設には大洗研究所(北地区)北受電所から商用電源を供給する設計としていること、また、選定された重要安全施設について既許可から変更はないこと。
2. 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からなる多重性及び独立性を備える設計としていることについて、既許可から変更はないこと。
3. 非常用電源は、安全機能の維持に必要な系統及び機器の安全機能を確保でき

る容量を有する設計としていること。

4. 自動的に検知できない一相開放故障等の商用電源の異常に対しては、あらかじめ手順を定めて非常用発電機の起動の措置を行うとしていること。

Ⅲ－１７ 通信連絡設備等（第３０条関係）

第３０条の規定は、工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、通信連絡設備を設けることを要求している。また、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を確保した通信回線を設けることを要求している。

これに対して申請者は、設計基準事故が発生した場合で商用電源喪失時においても、大洗研究所（北地区）敷地内にいる人に対して必要な指示ができるように、専用の非常用発電機を設けた構内一斉放送を設けるとともに、本試験研究用等原子炉施設内にいる人に対しては、原子炉建家内に設置する非常用発電機から給電して中央制御室から指示できる通信連絡設備（非常用放送設備及びページング）を設ける設計としている。

また、設計基準事故発生時において、現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ、衛星回線の携帯電話等により多様性を確保した設計とするとしており、大洗研究所（北地区）内における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話等により多様性を備え、相互に連絡ができる設計とするとしている。

なお、これらの通信連絡設備のうち、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話は、第５３条に規定する多量の放射性物質等を放出する事故発生時においても、多様性を備え、通信連絡ができる設計とする。

規制委員会は、設計基準事故が発生した場合のための通信連絡設備について以下のことを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 専用の非常用発電機を設けて商用電源喪失時においても大洗研究所（北地区）敷地内の人に対し必要な指示ができる一斉放送設備を設けるとともに、本試験研究用等原子炉施設内においては原子炉建家内に設置する非常用発電機から給電し、中央制御室から指示できる非常用放送設備及びページングを設ける設計としていること。
2. 大洗研究所（北地区）内の必要箇所との連絡ができるよう一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話等により多様性を確保し

- た通信回線を設ける設計としていること。
3. 現地対策本部と外部必要箇所との連絡ができるよう一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ並びに衛星回線の携帯電話により多様性を確保した通信回線を設ける設計としていること。
 4. 多量の放射性物質等を放出する事故発生時においても、通信連絡設備のうち、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性を備えた設計としていること。

Ⅲ－１８ 外部電源が喪失した場合の対策設備等（第４２条関係）

第４２条の規定は、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。）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ことを要求している。また、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ることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 外部電源が喪失した場合の対策設備
2. 全交流電源が喪失した場合の対策設備

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 外部電源が喪失した場合の対策設備

申請者は、外部電源が喪失した場合の対策について、以下を設計方針とするとしている。

- (1) 外部電源を喪失した場合に、原子炉停止系統及び原子炉冷却系統を含む重要安全施設に必要な電源を供給する非常用電源を設ける。非常用電源として、「Ⅲ－１６ 保安電源設備（第２８条関係）」に示したとおり、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置する。
- (2) 機能維持のために電力の供給を要する重要安全施設は、「Ⅲ－１６ 保安電源設備（第２８条関係）」に示したとおりであり、既許可から変更はない。

規制委員会は、外部電源が喪失した場合の対策設備に係る申請者の設計方針が、外部電源喪失時に原子炉停止系統及び原子炉冷却系統を含む重要安全施設を動作させるために、非常用電源として、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置するとしていること、また、「Ⅲ－16 保安電源設備（第28条関係）」に示したとおり、重要安全施設及び非常用電源について既許可から変更はないことを確認した。

2. 全交流電源が喪失した場合の対策設備

申請者は、全交流動力電源が喪失した場合の対策について、以下を設計方針とするとしている。

- (1) 全交流動力電源が喪失時に原子炉を安全に停止するため、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。
- (2) 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、原子炉の停止後は、自然放熱により炉心からの崩壊熱の除去ができることからその状況を確認するために、事故時監視計器の一部により、原子炉压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。
- (3) 上記(1)及び(2)に必要な安全保護系（停止系）、事故時監視計器の一部（中性子束、原子炉压力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を測定する機器）を含む重要安全施設に電源を一定時間（60分）供給することを目的として、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る。
- (4) 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压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。これらの監視に必要な電源は、可搬型発電機から供給する。
- (5) 可搬型発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの2台をそれぞれ独立した場所（原子炉建家外）に保管する。
- (6) 可搬型発電機の燃料として用いる軽油は、7日間運転できる量を保管する。万一備蓄場所が損壊して同所の軽油が使用できない場合は、大洗研究所（北地区）内の他施設から融通又は外部調達する等して必要な燃料を確保

する。

なお、上記（２）～（６）は、「Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）」及び「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」、「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」における設計方針と同様である。

規制委員会は、全交流電源が喪失した場合の対策設備に係る申請者の設計方針について、以下のとおりとしていることを確認した。

- （１）蓄電池及び充電器等から構成する２系統の直流電源設備及び３系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設けることにより、全交流動力電源喪失時に、原子炉を安全に停止するとともに、原子炉の安全な停止及び炉心からの崩壊熱の除去の状況を確認するパラメータの監視のため、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及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を測定する設備）に必要な電源を一定時間（原子炉の安全な停止まで４０分）確保できる設計とすること。
- （２）蓄電池は上記目的に十分な容量を有すること。
- （３）蓄電池の枯渇後も監視を継続するため、可搬型発電機を設けること。
- （４）可搬型発電機は、上記目的に十分な容量のものを２台独立した場所（原子炉建家外）に設置すること。
- （５）可搬型発電機の燃料として用いる軽油は、備蓄場所に７日間運転できる量を保管し、万一備蓄場所が損壊して同所の軽油が使用できない場合は、大洗研究所（北地区）内の他施設から融通又は外部調達する等して必要な燃料を確保すること。

Ⅲ－１９ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第４４条関係）

第４４条の規定は、試験研究用等原子炉施設の貯蔵設備及び燃料取扱場所について、以下を要求している。

- １．燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
 - （１）燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。
 - （２）燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
 - （３）使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあっては、（１）及び（２）に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。
 - ① 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - ② 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しな

いものとする。

- ③ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。
- ④ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。

2. 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けること。

(1) 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。

(2) 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。

第44条の規定のうち、上記1. (3)④及び上記2. (2)は、既許可における要求事項に対して追加となっていることから、規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の通常運転時に使用する燃料体、試験用燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の貯蔵施設及び燃料取扱場所の設計が当該要求事項に適合しているかを審査することとした。また、第44条のその他の項・号は、既許可における要求事項からの変更はないものの、後述する「Ⅲ－21 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第53条関係）」において、使用済燃料貯蔵施設貯蔵セルに係る事故時の構造健全性を維持するため、使用済燃料の発熱量を制限する観点から、貯蔵する使用済燃料の冷却経過年数を規定すること、貯蔵施設の未臨界性の判定条件を実効増倍率0.90以下として明確化することから、規制委員会は、当該変更が第44条の要求事項に適合しているかについて審査した。

申請者は、以下の設計方針としている。

- 1. 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの水位及び温度並びに使用済燃料貯蔵建家内貯蔵セルの雰囲気温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。
- 2. 原子炉から取り出した使用済燃料は、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールにおいて2年以上冷却した後、使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵セルに移動する。
- 3. 使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックに使用済燃料を貯蔵する際、1つのラックに貯蔵する冷却経過年数が4年未満の使用済燃料は5体までとする。また、1つのラックに10体の使用済燃料を貯蔵する際は、冷却経過年数4年以上の使用済燃料を5体以上、ラックの下側に貯蔵する。

4. 新燃料貯蔵設備、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備の未臨界性に係る判定条件について、既許可では明記していなかったが、本申請において、設備容量分の新燃料を収納した状態で、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率を 0.90 以下とすることについて明確化する。

また、申請者は、これらの変更以外の燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設の設計に変更はないとしている。

規制委員会は、以下のことを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 使用済燃料の貯蔵場所及び取扱場所の水位及び温度を監視し、異常を検知したときは、中央制御室に警報を発する設計とすること。
2. 本試験研究用等原子炉施設の使用済燃料を炉心から取り出した後原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールで2年以上冷却すること及び使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックに貯蔵する使用済燃料の冷却経過年数について、4年未満の使用済燃料を当該貯蔵ラックに貯蔵する場合は5体までとし、当該貯蔵ラックに10体貯蔵する場合は、冷却経過年数4年以上の使用済燃料を下段に5体以上とすることにより、既許可の設計（使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック当たり冷却経過年数2年以上の使用済燃料10体を貯蔵）に比べ、崩壊熱及び放射線量は低減されること。
3. 新燃料貯蔵設備、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備について、設備容量分の新燃料を収納した状態で、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率を 0.90 以下となるように設計することにより、燃料体等が臨界に達するおそれがないことが明確となること。
4. 上記1.～3.の変更以外は、本試験研究用等原子炉施設の燃料体等の貯蔵施設の設計に変更がないこと。

Ⅲ－２０ 監視設備（第５１条関係）

第51条の規定は、試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該試験研究用等原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室に、その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けることを要求している。また、周辺監視区域の境界付近におけ

る放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備のうち常設のものには、上記の規定によるほか、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備を設けることを要求している。

これに対して申請者は、以下の設計方針としている。

1. 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における本試験研究用等原子炉施設及び敷地周辺の放射線モニタリングを行うために、作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備及び固定モニタリング設備により、次に示すとおり監視し、必要な情報を中央制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設計とする。
 - (1) 原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には室内空気モニタによって連続的に行い、設計基準事故時には原子炉格納容器内のガンマ線エリアモニタ及び事故時ガンマ線モニタによって連続的に行い、中央制御室で監視及び測定できる設計とする。また、放射性物質の濃度等は、原子炉格納容器内の空気をサンプリングし、当該空気に含まれる放射性物質の濃度を測定することにより監視できる設計とする。
 - (2) 放射性物質の放出経路については、排気筒及び排気管並びに使用済燃料貯蔵建家排気筒にモニタを設置するほか、排気空気及び排水をサンプリングし、当該排気空気及び排水に含まれる放射性物質の濃度を測定することにより監視できる設計とする。
 - (3) 本試験研究用等原子炉施設の周辺監視区域の境界付近の放射線量の監視及び測定は、14基のモニタリングポストからなる固定モニタリング設備により行う設計とする。
 - (4) 固定モニタリング設備のうち設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポスト9基について、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等に表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保した設計とする。
 - (5) 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に用いる作業環境モニタリング設備及び排気モニタリング設備は、商用電源喪失時にも必要な電力が非常用発電機から供給される設計とする。
2. 固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機(可搬型を含む。)を設ける設計とし、無停電電源装置は、非常用発電機(可搬型を含む。)の稼働が整うまでの一定時間(90分)を給電できる設計とする。なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータを用いてモニタリングポストによる測定

を代替できるものとする。

3. 固定モニタリング設備の非常用発電機は、同設備局舎外付近、安全管理棟屋外又は環境監視棟屋外に施設する。一部の固定モニタリング設備に使用する可搬型の非常用発電機は特殊車庫に保管し、車両にて固定モニタリング設備局舎外付近まで運搬して接続する。また、非常用発電機（可搬型を含む。）の燃料は、3日分を敷地内に保管する。

規制委員会は、申請者が以下の設計方針としていることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時のいずれの場合も、放射線管理に必要な情報を複数の方法で常時測定し、中央制御室等に表示して監視できる設計とすること。
2. 周辺監視区域の境界付近の放射線量を監視する固定モニタリング設備を設置するとともに、そのうち設計基準事故時の迅速な対応のためのモニタリングポスト9基に係る伝送系は有線及び無線により多様性を有した設計とすること。
3. 固定モニタリング設備14基は、商用電源喪失を考慮して非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源設備に接続するとともに、電源枯渇後はサーベイメータを用いて代替測定を行うこと。
4. 非常用発電機（可搬型を含む。）の燃料は、3日分を敷地内に保管すること。

Ⅲ－２１ 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第53条関係）

第53条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないことを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

- Ⅲ－２１．１ 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定
- Ⅲ－２１．２ 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策
- Ⅲ－２１．３ 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策
- Ⅲ－２１．４ 原子炉及び使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の重畳を想定した対策

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－２１．１ 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定

１．原子炉に係る事故の選定

申請者は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故（周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの。）を選定するとしており、選定に当たっては、原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に、作動を想定していた「原子炉停止」、「原子炉冷却」又は「放射性物質の閉じ込め」の機能を有する機器等のいずれかの故障が重畳した場合の事故、すなわち運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を超える事故の中から、高温ガス炉の特徴を考慮して、以下の A～C の影響が大きい事故を多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故として選定するとしている。

- A. 放射性物質等の放出の影響
- B. 空気侵入等による黒鉛酸化の影響
- C. 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

（１）ベースとする設計基準事故

申請者は、多量の放射性物質を放出するおそれのある事故の選定に当たり、ベースとする設計基準事故を以下のとおり選定するとしている。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り、上記 A から C までの影響は生じないことから、設計基準事故のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、A から C までの影響が最も大きくなる 1 次冷却設備二重管破断事故（以下「二重管破断」という。）を選定するとしている。

（２）多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定

申請者は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定に当たり、第 5 3 条の解釈に基づき、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮した上で、二重管破断に「原子炉停止」、「原子炉冷却」又は「放射性物質の閉じ込め」の安全機能の喪失の重畳を以下のとおり想定するとしている。

① 内部事象に起因する原子炉停止機能の喪失の重畳

設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に内部事象に起因する何らかの故障により全制御棒が挿入失敗（以下「スクラム失敗」という。）となり、原子炉停止機能が喪失する事故を選定する。

② 内部事象に起因する原子炉冷却機能の喪失の重畳

設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に内部事象に起因する何らかの故障により炉心冷却機能が喪失する事故を選定する。

③ 地震等の外部事象に起因する閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳

設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に地震等の外部事象を含む何らかの原因により、閉じ込め機能が喪失する事故を選定する。

本事象選定に当たっては地震等の共通要因となる外部事象を起因とするため、耐震重要度Bクラスの炉容器冷却設備及び補助冷却設備による冷却機能は喪失しているものとする。

2. 使用済燃料貯蔵設備に係る事故の選定

申請者は、第53条の解釈に基づき、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を以下のとおり選定するとしている。

(1) 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールにおける事故

① プール水冷却浄化設備の冷却機能喪失

原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールについて、プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失し、プール水の蒸発に伴う水位の低下により、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が低下する事故を選定する。

② サイフォン現象によるプール水の流出

地震等により、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備の配管及び止め弁（逆止弁）が同時に損傷し、サイフォン現象によりプール水が流出し、プール水冷却浄化設備の冷却機能の喪失に加え、水位の低下により除熱機能が低下する事故を選定する。

(2) 使用済燃料貯蔵建家内貯蔵セルにおける事故

申請者は、使用済燃料貯蔵建家については、地震により、使用済燃料貯蔵セルの換気空調装置の冷却機能が喪失することに加え、使用済燃料貯蔵建家屋根の損壊等により、瓦礫が貯蔵セル上方に積み重なって貯蔵セル上面からの放熱が低下する事故を選定するとしている。

3. 原子炉に係る事故と使用済燃料貯蔵設備に係る事故の重畳

申請者は、地震等の外部事象を共通要因として同時に発生することが想定される、上記の事故のうち「1. (2) ③地震等の外部事象に起因する閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳」及び「2. (1) ②サイフォン現象によるプール水の流出」の重畳を選定している。

なお、申請者は自主的に、上記の想定を超える事故として、設計基準事故を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムによる本試験研究用等原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合については、Ⅲ-2 1. 2 及びⅢ-2 1. 3 で述べる、原子炉及び使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の対策を、可能な範囲で実施している。

規制委員会は、申請者が実施した多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定について、以下のとおり、周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがある、工学的に判断される厳しい事故が、第53条解釈2及び3に基づき選定されていることを確認した。

1. 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故としては、耐熱性・耐燃焼性に優れた黒鉛構造物からなり自然放熱による炉心の冷却が可能である安全特性を有し、被覆燃料粒子が優れた放射性物質の閉じ込め性能を有するという本試験研究用等原子炉施設の特徴を考慮した上で、放射性物質等の放出の影響、空気侵入等による黒鉛酸化の影響及び黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響の観点から、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故をベースとして、原子炉の基本的な安全機能である「止める」、「冷やす」又は「閉じ込める」機能が喪失する事故を重畳させた事故が選定されていること。施設の特徴を踏まえた内部事象に起因するそれぞれの基本的な安全機能に係る多重故障が考慮されていること、また、自然現象等の共通原因となる外部事象である地震を起因とした事故として、閉じ込め機能及び冷却機能が耐震重要度Bクラスの設備・機器により構成されていることから、これらの機能喪失の重畳が考慮されおり、耐震重要度Sクラスで設計されている原子炉停止系の制御棒は、地震に対して停止機能の喪失を考慮する必要はないとしていること。
2. 使用済燃料貯蔵設備に係る使用済燃料の破損に至る可能性がある事故が、以下のとおり選定されていること。
 - (1) 使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、冷却水の蒸発に伴う水位の低下により使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が維持できなくなる事故

- (2) 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等に伴う水位低下により、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が維持できなくなる事故
 - (3) 空気により使用済燃料を冷却する使用済燃料貯蔵施設に係る建家の換気空調設備の停止により冷却機能が失われる事故
3. 地震等の外部事象を共通要因として同時に発生することが想定される複合的な事故として、上記1.(2)③の閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳並びに上記2.(1)②の使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのサイフォン現象に伴う水位低下が考慮されていること。

Ⅲ－２１．２ 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策

申請者は、原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策は以下のとおりとしている。なお、申請者は、事故の評価において、設計基準事故の評価で用いた保守的な仮定は用いず、以下のように現実的な評価を行うとしている。

- A. 事故時の原子炉挙動解析に用いるドップラ係数、減速材温度係数及び黒鉛の熱伝導率について、工学的安全因子 (0.8) は考慮していない。
- B. 可燃性ガスの生成過程について、設計基準事故の評価では、可燃性ガス濃度を高めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスはすべて一酸化炭素としているが、本評価においては、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素だけでなく二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を、評価している。

申請者は、評価手法として、次に掲げる1. から3. の評価には以下のとおり安全評価に使用された実績があるか又は検証済みの解析コードを使用するとしている。

- A. 事故時の原子炉の挙動については、既許可の設計基準事故の解析に用いた実績のある解析コードを使用して評価している。
- B. 黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価は、THYTAN コードにより実施している。黒鉛構造物の酸化に係る THYTAN コードの解析結果と実験結果との比較は文献に示されている。

1. 原子炉停止機能の喪失の重畳

(1) 事故の具体的な想定

申請者は、設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に何らかの原因により原子炉停止機能が喪失（スクラム失敗）する事故を想定するとし、以下の評価では、後備停止系も機能喪失しているものとしている。なお、炉容

器冷却設備の原子炉冷却機能及び原子炉格納容器の閉じ込め機能は維持されているとしている。

(2) 事故の進展の評価

申請者は、下記(3)の事故の拡大防止の対策を講じない場合、本事故を評価した結果は、以下のとおりとしている。

- ① 事故発生後、1次冷却材のヘリウムの大半が流出して炉心の強制冷却ができなくなることから、炉心の温度上昇に伴う負の温度フィードバックにより原子炉は一旦未臨界となる。放置すればその後、炉心温度の低下に伴い約22時間後に原子炉は再臨界となり、以後低出力での臨界が継続する。
- ② 燃料最高温度は初期値1,456℃から約75時間後に1,550℃まで上昇するが、燃料の許容設計限界温度である1,600℃には到達せず、燃料損傷は生じない。
- ③ 原子炉圧力容器の温度は、事故発生後約200時間で最も高い462℃となるが、設計基準事故の判断基準550℃を上回らない。
- ④ 原子炉格納容器の内圧は事故発生後約9秒で最大の0.46MPa[abs]となるが、設計基準事故の判断基準である最高使用圧力0.49MPa[abs]を上回らない。
- ⑤ 炉心を支持する黒鉛構造物である円柱状のサポートポストは、酸化により減肉した場合に構造強度が低下するおそれがあるが、その残存等価直径は約150mmであり、炉心を支持するのに必要な強度を有するための条件である80mmを下回らない。
- ⑥ 燃料コンパクトを収納・支持する黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さは約9mmであり、黒鉛スリーブ底板が減肉破損せず燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまるための条件である5mmを下回らない。
- ⑦ 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスの濃度について、原子炉格納容器内の空気が全て黒鉛酸化に消費されたと仮定しても、一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による燃焼や爆発は生じない。
- ⑧ 周辺公衆の実効線量の評価値は、設計基準事故である二重管破断と同じ約1.7mSv(事故発生前の被覆燃料粒子の破損率1%を仮定した場合)であることから、周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。

申請者は、以上のことから、本事故では多量の放射性物質等の放出を生じるおそれはないとしている。

(3) 事故の拡大防止の対策

申請者は、本事故が発生した場合、多量の放射性物質等の放出を生じるおそれはないが、事故を早期に収束させるために以下の措置を講じるとしている。

- ① 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を監視する。
- ② 原子炉が停止していない場合、手動スクラム又は手動によるスクラムしゃ断器の開による原子炉の停止操作を行う。
- ③ 制御棒挿入（手動）による原子炉停止は、中央制御室に常駐する運転員により、手動スクラムスイッチ操作から個別の制御棒挿入まで約 20 分を目途に実施する。
- ④ 制御棒が挿入できない場合、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する後備停止系の作動操作を行う。
- ⑤ 非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機から後備停止系駆動装置の電動機へ直接給電することにより後備停止系を操作し、原子炉を停止する。後備停止系による原子炉停止は、中央制御室に常駐する運転員により約 5 時間を目途に実施する。また、可搬型発電機からの給電により原子炉の状態を継続的に監視する。
- ⑥ 可搬型発電機は、電源喪失時に原子炉を監視するために必要な温度、圧力及び中性子束を監視する計器等へ電源を供給するものと、原子炉停止機能の喪失時に電源喪失が重畳した場合に、後備停止系駆動装置を直接駆動するために電動機へ電源を供給するものを用意する。可搬型発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの 2 台をそれぞれ独立した場所に保管する。

2. 原子炉冷却機能の喪失の重畳

(1) 事故の具体的な想定

申請者は、設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に何らかの原因により炉心冷却機能が喪失する事故を想定するとしている。二重管破断では、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により 1 次冷却設備及び補助冷却設備が使用できない状態になっていることから、残された炉心冷却機能を有する機器として、炉容器冷却設備の機能喪失が重畳した事故を想定するとしている。なお、原子炉停止機能及び原子炉格納容器の閉じ込め機能は維持されるとしている。

(2) 事故の進展の評価

申請者は、下記(3)の事故の拡大防止の対策を講じない場合、本事故を評価した結果は、以下のとおりとしている。

- ① 事故発生後、1 次冷却材圧力は急速に減圧し、「1 次冷却材・加圧水差压低」

信号により原子炉は自動停止し未臨界となる。

- ② 燃料最高温度は、初期値 1,456℃から一旦低下した後、事故発生から約 20 時間後に 1,160℃まで再び上昇するが、初期値を上回ることなく、温度が上昇することによる燃料損傷は生じない。
- ③ 原子炉圧力容器の温度は、事故発生後約 120 時間で最高の 463℃となるが、設計基準事故の判断基準 550℃を上回らない。
- ④ 原子炉格納容器の内圧は約 9 秒で最大の 0.46MPa[abs]となるが、設計基準事故の判断基準である最高使用圧力 0.49MPa[abs]を上回らない。
- ⑤ 炉心を支持する黒鉛構造物である円柱状のサポートポストは、酸化により減肉した場合に構造強度が低下するおそれがあるが、その残存等価直径は約 150mm であり、炉心を支持するのに必要な強度を有するための条件である 80mm を下回らない。
- ⑥ 燃料コンパクトを収納・支持する黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さは約 9mm であり、黒鉛スリーブ底板が減肉破損せず燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまるための条件である 5mm を下回らない。
- ⑦ 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスの濃度について、原子炉格納容器の空気が全て黒鉛酸化に消費されたと仮定しても、一酸化炭素の濃度は最大でも 1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による燃焼や爆発は生じない。
- ⑧ 敷地周辺の公衆の実効線量の評価値は、設計基準事故である二重管破断と同じ約 1.7mSv（事故発生前の被覆燃料粒子の破損率 1%を仮定した場合）であることから、周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。

申請者は、以上のことから、本事故では多量の放射性物質等の放出を生じるおそれはないとしている。

(3) 事故の拡大防止の対策

申請者は、本事故では多量の放射性物質等の放出を生じるおそれはないが、事故を早期に収束させるために以下の措置を講ずるとしている。

- ① 炉容器冷却設備のポンプや配管が簡易な補修により復旧可能な場合は復旧し、炉心をできるだけ早く冷却することにより、早期の事故収束に努める。
- ② 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を監視する。
- ③ 非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機からの給電により、原子炉の状態を継続的に監視する。
- ④ 可搬型発電機は、電源喪失時に原子炉を監視するために必要な温度、圧力及び中性子束を監視する計器等へ電源を供給するものを用意する。可搬型発電

機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの2台をそれぞれ独立した場所に保管する。

3. 閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳

(1) 事故の具体的な想定

申請者は、設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に地震等の外部事象を含む何らかの原因により、閉じ込め機能及び冷却機能が喪失する事故を想定するとしている。原子炉格納容器及び非常用空気浄化設備の閉じ込め機能の喪失に加え、炉容器冷却設備及び補助冷却設備の冷却機能喪失を、二重管破断に重畳させた事故を想定するとしている。なお、原子炉停止系の制御棒は耐震重要度Sクラスで設計することから、本事故において原子炉停止機能は維持されるとしている。

(2) 事故の進展の評価

申請者は、下記(3)事故の拡大防止の対策を講じない場合、本事故を評価した結果は、以下のとおりとしている。

- ① 事故発生後、1次冷却材圧力は急速に低下し、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し未臨界となる。
- ② 燃料最高温度は、上記2.(2)②と同様の傾向となり、初期値1,456℃及び許容設計限界温度の1,600℃を上回ることはなく、温度が上昇することによる燃料損傷は生じない。
- ③ 原子炉圧力容器の温度は、上記2.(2)③と同様となり、設計基準事故の判断基準である550℃に至らない。
- ④ 炉心を支持する黒鉛構造物である円柱状のサポートポストは、酸化により減肉した場合に構造強度が低下するおそれがあるが、その残存等価直径は約150mmであり、炉心を支持するのに必要な強度を有するための条件である80mmを下回らない。
- ⑤ 燃料コンパクトを収納・支持する黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さは約6mmであり、黒鉛スリーブ底板が減肉破損せず燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまるための条件である5mmを下回らない。
- ⑥ 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスの濃度について、原子炉格納容器の損傷に伴う空気の流入及び混合ガスの流出条件を考慮した可燃性の一酸化炭素の濃度は、最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による燃焼や爆発は生じない。
- ⑦ 1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器に放射性物質を含む1次

冷却材が放出され、さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能及び非常用空気浄化設備の放射性物質の放出低減機能が喪失していることから、放射性物質を含む 1 次冷却材の地上放出により、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがある。

申請者は、以上のことから、本事故により多量の放射性物質等の放出が生じるおそれがあるとしている。

(3) 事故の拡大防止の対策

申請者は、本事故では、多量の放射性物質等の放出が生じるおそれがあることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確認のため、原子炉建家内及び周辺の放射線モニタリングを行い、その結果、放射線量が高い場合は、原子炉建家外側からの目張りをすることにより原子炉建家の気密性を改善する措置（以下「原子炉建家の目張り対策」という。）を講じ、影響緩和に努めるとしている。

また、併せて以下の措置を講じるとしている。

- ① 中央制御室にて、原子炉の状態(止める、冷やす、閉じ込める機能を有する機器の作動状況等)及び放射線量を事故の収束まで継続的に監視する。中央制御室の計器類が機能喪失している場合は、可搬型計器を計装盤に設置し、可搬型発電機を可搬型計器に接続して給電することにより、原子炉の状態を監視する。ここで、可搬型発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの 2 台をそれぞれ独立した場所に保管する。
- ② 放射性物質の放出低減機能を喪失している非常用空気浄化設備の配管及び当該設備に必要な電力を供給する非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、周辺公衆に対する過度の放射線被ばくを低減する。
- ③ 放射性物質の閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、周辺公衆に対する過度の放射線被ばくを低減する。
- ④ 炉容器冷却設備の配管の健全性が確認でき、炉心冷却機能を喪失している炉容器冷却設備の循環ポンプ及び当該設備に必要な電力を供給する非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、炉心を冷却する。
- ⑤ 原子炉の状態が把握できない場合は、放射性物質等の放出による運転員等への過度の放射線被ばくのおそれがあるものとしてチャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、原子炉建家内及び周辺の放射線モニタリングを行う。
- ⑥ 中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への過度の放射線被ばくのおそれがあることから、チャ

コールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の過度の放射線被ばく低減に努める。

- ⑦ 作業に当たっては、放射線モニタリング等の結果から作業場所の放射線量を考慮し、作業時間を管理することにより、外部被ばくによる緊急作業時の線量限度を超えないよう作業する。

規制委員会は、申請者が実施した原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び講じるとしている対策について、以下のことを確認した。

1. 「Ⅲ－２ 1. 1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定」の結果に基づき、二重管破断発生時に施設の特徴を踏まえた内的事象及び地震等の共通原因となる外部事象に起因する多重故障による基本的な安全機能の喪失を考慮して事故が想定されていること。
2. 事故の評価について、事故の拡大防止の対策を講じない場合の事故時の挙動が、以下のとおり評価されていること。
 - (1) 1次冷却設備二重管破断事故と停止機能の喪失が重畳する事故については、負の温度フィードバックにより炉出力が低下するため、燃料最高温度は1,550℃以下にとどまり、燃料の許容設計限界温度である1,600℃には到達しないことから、事故発生前に仮定している被覆燃料粒子の破損割合1%を超える燃料の損傷は生じず、多量の放射性物質等を放出するおそれはない。
 - (2) 1次冷却設備二重管破断事故と冷却機能の喪失が重畳する事故については、自然放熱による炉心の冷却により、事故発生前に仮定している被覆燃料粒子の破損割合1%を超える燃料の損傷は生じず、多量の放射性物質等を放出するおそれはない。
 - (3) 1次冷却設備二重管破断事故と閉じ込め機能及び冷却機能の喪失が重畳する事故については、事故発生前に仮定している被覆燃料粒子の破損割合1%を超える燃料の損傷は生じないが、多量の放射性物質等を放出するおそれがある。
 - (4) 上記(1)から(3)のそれぞれの事故について、黒鉛の酸化によるサポートポスト及び黒鉛スリーブ底板の残存寸法は、許容値を下回らず、また、黒鉛の酸化により発生する可燃性ガスである一酸化炭素による燃焼や爆発は生じない。
 - (5) 事故の評価において、原子炉挙動解析に用いるドップラ係数、減速材温度係数及び黒鉛の熱伝導率について、工学的安全因子(0.8)は考慮していない。また、可燃性ガスの生成過程について、黒鉛と酸素の反応により一酸化

炭素だけでなく二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を評価している。

- (6) 評価に使用した解析コードについて、原子炉の挙動解析に用いる解析コードは設計基準事故の解析に使用した実績のあるものであり、黒鉛構造物の酸化解析に用いた解析コードは、その解析値が黒鉛構造物酸化実験の結果とよく一致していることが、文献及び申請者により示されている。

3. 事故の対策を以下のとおり講じるとしていること。

- (1) 事故の拡大防止のための対策として、スクラム失敗時の後備停止系による原子炉停止や炉容器冷却設備による冷却機能の復旧等、事故の早期収束のために講じる措置を明確にすること。
- (2) 燃料や原子炉冷却材圧力バウンダリから放射性物質が放出された場合の影響緩和のための対策として、原子炉建家の目張り対策等が準備され、原子炉の状態が把握できない場合又は中央制御室の換気空調設備が機能喪失している場合等、全面マスクの着用や作業時間の管理等運転員等の被ばく低減のために講じる措置を明確にすること。

規制委員会は、審査の過程において、申請者に対し、原子炉建家の目張り対策を講じることにより、周辺公衆に対する放射線被ばくの影響緩和がどの程度期待できるのかについて示すように求めた。

これに対して、申請者は、原子炉建家の目張り対策により原子炉建家の気密性を確保し、高所からの核分裂生成物の放出を促すことで、地上放出よりも敷地外の放射性物質の濃度を低減することができ、周辺公衆の実効線量の評価値を低減することができる旨と説明した。具体的には、同評価値が、本事故の想定で原子炉建家の目張り対策を講じないとした場合は約 3mSv であるのに対して、原子炉建家の目張り対策を行った場合は約 2mSv に低減できるとしている。

規制委員会は、本事故における周辺公衆の実効線量の評価値は、原子炉建家の目張り対策を講じない場合であっても周辺公衆に過度な放射線被ばくを与えるおそれのある 5mSv を下回るものの、申請者が周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがある事象として選定したことは保守的であること、本事故の想定では原子炉建家の目張り対策により周辺公衆の実効線量の評価値を低減できることから、原子炉建家の目張り対策が影響緩和に資するものであることを確認した。

Ⅲ－２１．３ 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出する

おそれのある事故の想定、評価及び対策

申請者は、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策は以下のとおりとしている。なお、事故時の使用済燃料貯蔵セルの温度評価には、構造・熱計算に用いられる汎用の計算コード NASTRAN を使用するとしている。

1. 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールにおける事故

1. 1 プール水冷却浄化設備の冷却機能喪失

(1) 事故の具体的な想定

申請者は、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事故として、プール水の蒸発に伴う水位の低下により、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が低下する事故を想定している。

(2) 事故の進展の評価

申請者は、プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失し、下記(3)の事故の拡大防止の対策を講じない場合の使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の温度の評価結果は以下のとおりとしている。

- ① 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の温度は徐々に上昇し、冷却機能喪失後 15 日で 100℃に到達する。その後、プール水の蒸発により冠水が維持できなくなると、空気への自然対流熱伝達による冷却により燃料温度上昇速度は 130℃/日となり、冷却機能喪失後 24 日で使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの強度を確保できなくなる温度 800℃に至る。
- ② その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、燃料の許容設計限界温度である 1,600℃に至るおそれがあり、使用済燃料が破損に至る可能性がある。

申請者は、以上のことから、本事故により、多量の放射性物質等の放出のおそれがあるとしている。

(3) 事故の拡大防止の対策

申請者は、本事故では、多量の放射性物質等の放出のおそれがあることから、設計基準事故の発生防止対策及び拡大防止対策に加え、以下のような措置を講じるとしている。

- ① プール水冷却浄化設備のポンプや非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- ② プール水冷却浄化設備が復旧できない場合であって、純水供給設備のポンプや配管が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をでき

るだけ早く冷却する。

- ③ 純水供給設備が復旧できない場合、拡大防止のために共用の消防自動車から純水供給配管の接続口に仮設ホース等を接続し、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールに注水を行う。その水源としては、消防自動車内の貯水、機械棟の貯水及び夏海湖の貯水等を利用する。ここで、仮設ホース等を接続して使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールに注水することができるように、純水供給配管は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。
- ④ 可搬型計器等により水位を確認する。

1. 2 サイフォン現象によるプール水の流出

(1) 事故の具体的な想定

申請者は、地震等により、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備の配管及び止め弁（逆止弁）が同時に損傷し、サイフォン現象によりプール水の流出に伴う水位の低下により、プール水冷却浄化設備の冷却機能に加え、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が喪失する事故を想定している。

(2) 事故の進展の評価

申請者は、サイフォン効果により、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の全量流出を仮定した場合、下記（3）の事故の拡大防止の対策を講じなければ、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの温度は約6日で800℃に至り、その後使用済燃料の温度が許容設計限界温度の1,600℃を超えることにより、使用済燃料が破損する可能性があるとしており、多量の放射性物質等を放出するおそれがあるとしている。

(3) 事故の拡大防止の対策

申請者は、本事故が発生した場合は多量の放射性物質等の放出のおそれがあることから、拡大防止のために、貯蔵プールの水位が10cm低下する事故発生後約3分で警報を発報させるとともに、注水配管のベント弁を開とすることにより、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の流出を停止するとしている。ベント弁の開操作は水位低下の検知から15分で可能であり、水位が60cm低下する事故発生から20分までにプール水の流出を止めることができるとしている。

2. 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セルにおける事故

(1) 事故の具体的な想定

申請者は、使用済燃料貯蔵建家については、地震により使用済燃料貯蔵セル

の換気空調装置の冷却機能が喪失する事故についての想定を、以下のとおりとしている。

- ① 「Ⅲ－１９ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第４４条関係）」の設計において、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックに貯蔵する使用済燃料の崩壊熱を大きめに見積もるため、冷却経過年数は許容される最短期間とし、１つのラックに１０体の使用済燃料を貯蔵する際は、冷却経過年数が２年の使用済燃料５体をラックの上側に、冷却経過年数４年の使用済燃料５体をラックの下側に貯蔵する。
- ② 使用済燃料貯蔵設備の上蓋は、耐震重要度Ｂクラスとしているが、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定においては、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの温度解析における前提条件を成立させること及び遮蔽機能が喪失しないことが必要であることから、上蓋を支持している使用済燃料貯蔵建家躯体は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、上蓋を支持する機能が保持される構造とする。
- ③ 温度評価の解析モデル又は条件として、使用済燃料貯蔵セルの下端及び側面は断熱とし、上端には空気との自然対流熱伝達を考慮し、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック周り及びコンクリート下面には空気との自然対流熱伝達を考慮する。また、燃料体と使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックとの間にふく射による伝熱を考慮し、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮する。

（２）事故の進展の評価

申請者は、貯蔵セルの換気空調装置の冷却機能が喪失した事故について、下記（３）の事故の拡大防止の対策を講じない場合の温度の評価結果、遮蔽機能及び閉じ込め機能に係る評価結果は、以下のとおりとしている。

- ① 使用済燃料の最高温度は 670℃となり、燃料の許容設計限界温度 1,600℃を超えないことから、燃料の健全性は保たれる。
- ② 使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの温度は 670℃以下となり、その健全性を維持できなくなる温度 800℃を超えないことから、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの健全性は保たれる。
- ③ 上蓋の遮蔽機能について、使用済燃料貯蔵設備の上蓋は 110mm の炭素鋼の上板及び 1,600mm の遮蔽プラグのコンクリート等からなることから、地震等により構造上上蓋がなくなることは考えがたく、遮蔽機能が喪失することはない。
- ④ 使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの閉じ込め機能について、当該貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、当該貯蔵ラック内の雰囲気に含まれる放射

性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定した場合でも、周辺公衆の実効線量の評価値は 10^{-6} mSv 以下に留まる。

申請者は、極めて保守的に完全断熱状態（使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリート片等の堆積によって、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの冷却がない状態）を想定した場合には、約1ヶ月で使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの温度が上昇して800℃を超え、また、使用済燃料の温度が上昇し、許容設計限界温度の1,600℃を超えて使用済燃料が破損することにより、多量の放射性物質等を放出するおそれがあるとしている。

（3）事故の拡大防止の対策

申請者は、本事故が発生した場合、多量の放射性物質等の放出のおそれがあることから、事故の拡大防止のために以下の措置を講ずるとしている。

- ① 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置の配管が簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- ② 使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック上面に堆積した瓦礫等の撤去に努める。

規制委員会は、申請者が実施した使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び講じるとしている対策について、以下のことを確認した。

1. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故として、解釈第53条に例示されている以下の事故が想定されていること。
 - ① 使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故
 - ② 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故
 - ③ 空気により使用済燃料を冷却する使用済燃料貯蔵施設にあっては、建家の換気空調設備の停止により冷却機能が失われ、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故
2. 事故の評価について、下記3.の対策を講じない場合、使用済燃料貯蔵設備の具体的な想定に基づいて、事故時の使用済燃料貯蔵セル及び使用済燃料の温度が、以下のとおり評価されていること。
 - (1) 使用済燃料貯蔵設備のうち、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事故については、プール水の

蒸発に伴う水位の低下により、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が低下することにより燃料損傷に至り、多量の放射性物質等を放出するおそれがある。

- (2) 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備の配管及び止め弁（逆止弁）が同時に損傷し、サイフォン現象によりプール水が流出する事故については、水位が低下することから、プール水冷却浄化設備の冷却機能に加え、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が喪失することにより燃料損傷に至り、多量の放射性物質等を放出するおそれがある。
- (3) 使用済燃料貯蔵設備のうち、使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セルの事故については、保守的に貯蔵セルの上面が断熱状態にあると仮定した場合、燃料損傷に至り、多量の放射性物質等を放出するおそれがある。
- (4) 評価に使用した解析コードは、構造・熱計算に広く使用された実績のあるものであること。

3. 事故の対策について、多量の放射性物質等の放出の発生防止及び拡大防止のための対策が以下のとおり準備されていること。

- (1) 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水浄化冷却系の冷却機能の喪失については、共用の消防車による注水を行うこと、また、その水源が多重に十分な容量が確保されていること。
- (2) 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのサイフォン現象による冷却水の流出については、中央制御室に常駐する運転員がベント弁の開操作により冷却水の流出を止めること。
- (3) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セルの冷却機能の喪失については、換気空調装置の配管が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧するとともに、貯蔵セルに堆積した瓦礫等の撤去に努めること。

Ⅲ－２１．４ 原子炉及び使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の重畳を想定した対策

申請者は、上記の事故のうち、原子炉に係る「Ⅲ－２１．２ ３．閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳」及び使用済燃料貯蔵設備に係る「Ⅲ－２１．３ １．２ サイフォン現象によるプール水の流出」が、地震等を共通要因として同時に発生し、①原子炉建家外側からの目張り処置、②全交流電源喪失時の可搬型電源設置及び監視体制構築、並びに③使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールでサイフォン現象によりプール水が流出した際に、注水配管のベント弁を開き、プール水の流出を止める処置の3つが同時に必要となった場合、対処に必要な人員は6名であり、対処に必要な時間は約1時間としている。これに対して、原子炉の運転中に中央制御室に常駐する運転員は8名であることから、当該運転員により、約1時間を目途に処置を完了さ

せることができるとしている。

また、申請者は、事故発生時に必要な対応を行う運転員等の常駐者以外の事故対応要員は、夜間、休日を含めて招集され、事故発生から約1時間後には高温工学試験研究炉部長のもとで放射性物質が放出された場合の影響緩和策をとることができるとしている。

規制委員会は、申請者が上記のとおり想定した地震等による共通要因故障により多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が複合的に発生した場合でも、事故の拡大防止や放射性物質が放出した場合の影響緩和のための対策を講じることが可能な体制を構築するとしていることを確認した。

IV 審査結果

申請者が提出した本申請を審査した結果、当該申請は、原子炉等規制法第24条第1項第2号（技術的能力に係るものに限る。）及び第3号に適合しているものと認められる。