

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所 の設置変更許可申請書（JRR-3原子炉施設等の変更）に関 する審査書等について（案）

平成30年9月5日

原子力規制委員会

1. 審査結果の取りまとめについて

独立行政法人日本原子力研究開発機構（平成27年4月1日に国立研究開発法人日本原子力研究開発機構へ名称変更された。）は、平成26年9月26日、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第26条第1項の規定に基づき原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書（JRR-3原子炉施設等の変更）を原子力規制委員会に提出した。また、平成27年8月31日、平成28年8月24日、平成29年10月27日、平成30年2月22日、平成30年5月25日及び平成30年8月2日付けをもって、同機構から当委員会に対し同申請の補正書の提出がなされた。

当委員会は、本申請について、審査会合等において審査を進めてきたところ、原子炉等規制法第26条第4項において準用する同法第24条第1項各号の規定に適合しているものと認められることから、別紙1のとおり審査の結果の案を取りまとめることとする。

なお、本審査については、当該原子炉施設は高出力の水冷却型の試験研究炉に関するものであり、リスクの観点から科学的・技術的に重要な判断を要するものではないことから、審査結果に対する意見募集は行わない。

2. 原子力委員会への意見聴取

原子炉等規制法第26条第4項において準用する同法第24条第2項の規定に基づき、別紙2のとおり同法第24条第1項第1号に規定する許可の基準の適用について原子力委員会の意見を聴くこととする。

3. 文部科学大臣への意見聴取

原子炉等規制法第71条第1項の規定に基づき、別紙3のとおり文部科学大臣の意見を聴くこととする。

4. 今後の予定

原子力委員会及び文部科学大臣への意見聴取の結果を踏まえ、原子炉等規制法第26条第1項の規定に基づく当該設置変更許可申請に対する許可処分の可否について

判断を行う。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所 の設置変更許可申請書（JRR-3 原子炉施設等の変更）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（案）

平成26年9月26日付け26原機（安）068（平成27年8月31日付け27原機（安）055、平成28年8月24日付け28原機（安）017、平成29年10月27日付け29原機（安）017、平成30年2月22日付け29原機（安）028、平成30年5月25日付け30原機（安）005及び平成30年8月2日付け30原機（安）0010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（科保）009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原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書（JRR-3 原子炉施設等の変更）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（耐震補強工事、津波対策工事、漏えい対策工事等）に伴う工事に要する資金については、申請者の運営費交付金をもって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りる

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っ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。

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抄）

（昭和 32 年法律第 166 号）

（設置の許可）

第二十三条 発電用原子炉以外の原子炉（以下「試験研究用等原子炉」という。）を設置しようとする者は、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可を受けなければならない。

2 前項の許可を受けようとする者は、次の事項を記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあつては、その代表者の氏名

二 使用の目的

三 試験研究用等原子炉の型式、熱出力及び基数

四 試験研究用等原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地（試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、その船舶を建造する造船事業者の工場又は事業所の名称及び所在地並びに試験研究用等原子炉の設置の工事を行う際の船舶の所在地）

五 試験研究用等原子炉及びその附属施設（以下「試験研究用等原子炉施設」という。）の位置、構造及び設備

六 試験研究用等原子炉施設の工事計画

七 試験研究用等原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量

八 使用済燃料の処分の方法

(許可の基準)

第二十四条 原子力規制委員会は、第二十三条第一項の許可の申請があつた場合においては、その申請が次の各号のいずれにも適合していると認めるときでなければ、同項の許可をしてはならない。

- 一 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。
 - 二 その者(試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、その船舶を建造する造船事業者を含む。)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。
 - 三 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(使用済燃料を含む。第四十三条の三の五第二項第七号を除き、以下同じ。)若しくは核燃料物質によつて汚染された物(原子核分裂生成物を含む。以下同じ。)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こと。
- 2 原子力規制委員会は、第二十三条第一項の許可をする場合においては、あらかじめ、前項第一号に規定する基準の適用について、原子力委員会の意見を聴かなければならない。

(変更の許可及び届出等)

第二十六条 試験研究用等原子炉設置者は、第二十三条第二項第二号から第五号まで又は第八号に掲げる事項を変更しようとするときは、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可を受けなければならない。ただし、同項第四号に掲げる事項のうち工場又は事業所の名称のみを変更しようとするときは、この限りでない。

- 2 試験研究用等原子炉設置者は、第三十二条第一項に規定する場合を除き、第二十三条第二項第一号、第六号又は第七号に掲げる事項を変更したときは、変更の日から

三十日以内に、その旨を原子力規制委員会に届け出なければならない。同項第四号に掲げる事項のうち工場又は事業所の名称のみを変更したときも、同様とする。

- 3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合において、その船舶について船舶法（明治三十二年法律第四十六号）第五条第一項の登録がなされたときは、試験研究用等原子炉設置者は、登録の日から三十日以内に、その船舶の名称を、原子力規制委員会に届け出なければならない。その名称を変更したときも、同様とする。
- 4 第二十四条の規定は、第一項の許可に準用する。

（許可等についての意見等）

第七十一条 原子力規制委員会は、第二十三条第一項、第二十三条の二第一項、第二十六条第一項、第二十六条の二第一項、第三十九条第一項若しくは第二項、第四十三条の三の五第一項、第四十三条の三の八第一項若しくは第四十三条の三の二十五第一項の規定による許可をし、又は第三十一条第一項若しくは第四十三条の三の十八第一項の規定による認可をする場合（以下この項において「許可等をする場合」という。）においては、次の各号に掲げる場合の区分に応じ、当該各号に定める大臣の意見を聴かなければならない。

- 一 発電用原子炉に係る許可等をする場合 経済産業大臣（試験研究の用に供する原子炉に係る場合にあつては文部科学大臣及び経済産業大臣）
- 二 船舶に設置する原子炉に係る許可等をする場合 国土交通大臣（試験研究の用に供する原子炉に係る場合にあつては文部科学大臣及び国土交通大臣）
- 三 試験研究の用に供する原子炉に係る許可等をする場合（前二号に該当するものを除く。）
文部科学大臣

(案)

番 号
年 月 日

原子力委員会 宛て

原子力規制委員会

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所
の原子炉設置変更許可（JRR-3原子炉施設等の変更）に
関する意見の聴取について

上記の件について、平成26年9月26日付け26原機（安）068（平成27年8月31日付け27原機（安）055、平成28年8月24日付け28原機（安）017、平成29年10月27日付け29原機（安）017、平成30年2月22日付け29原機（安）028、平成30年5月25日付け30原機（安）005及び平成30年8月2日付け30原機（安）0010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（科保）009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）第26条第1項の規定に基づき、別添のとおり申請があり、審査の結果、同法第26条第4項において準用する同法第24条第1項各号の規定に適合していると認められるので、同法第26条第4項において準用する同法第24条第2項の規定に基づき、別紙のとおり同条第1項第1号に規定する基準の適用について、貴委員会の意見を求める。

(別紙)

**国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所
(JRR-3原子炉施設等の変更)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(案)**

平成26年9月26日付け26原機(安)068(平成27年8月31日付け27原機(安)055、平成28年8月24日付け28原機(安)017、平成29年10月27日付け29原機(安)017、平成30年2月22日付け29原機(安)028、平成30年5月25日付け30原機(安)005及び平成30年8月2日付け30原機(安)0010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(科保)009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原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書(放射性廃棄物の廃棄施設等の変更)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項第1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。

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。

(案)

番 号
年 月 日

文部科学大臣 宛て

原子力規制委員会

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所
の原子炉設置変更許可（JRR-3原子炉施設等の変更）に
関する意見の聴取について

上記の件について、平成26年9月26日付け26原機(安)068（平成27年8月31日付け27原機(安)055、平成28年8月24日付け28原機(安)017、平成29年10月27日付け29原機(安)017、平成30年2月22日付け29原機(安)028、平成30年5月25日付け30原機(安)005及び平成30年8月2日付け30原機(安)0010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(科保)009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）第26条第1項の規定に基づき、別添のとおり申請があり、審査の結果、別紙のとおり同法第26条第4項において準用する同法第24条第1項各号の規定に適合していると認められるので、同法第71条第1項の規定に基づき、貴職の意見を求める。

**国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所
の設置変更許可申請書（JRR-3原子炉施設等の変更）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（案）**

平成26年9月26日付け26原機（安）068（平成27年8月31日付け27原機（安）055、平成28年8月24日付け28原機（安）017、平成29年10月27日付け29原機（安）017、平成30年2月22日付け29原機（安）028、平成30年5月25日付け30原機（安）005及び平成30年8月2日付け30原機（安）0010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（科保）009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原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書（放射性廃棄物の廃棄施設等の変更）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（耐震補強工事、津波対策工事及び漏えい対策工事等）に伴う工事に要する資金については、申請者の運営費交付金をもって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りる

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っ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。

添付

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書
〔JRR-3原子炉施設等の変更〕
に関する審査書
(案)

平成30年9月5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	9
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	10
III-1.2 耐震設計方針	24
III-2 試験研究用等原子炉施設の地盤（第3条関係）	32
III-3 津波による損傷の防止（第5条関係）	35
III-3.1 耐震重要施設（原子炉建家）周辺	36
III-3.2 DSF 周辺	43
III-3.3 耐津波設計方針	44
III-4 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）	44
III-4.1 外部事象の抽出	45
III-4.2 外部事象に対する設計方針	46
III-4.2.1 竜巻に対する設計方針	47
III-4.2.2 火山の影響に対する設計方針	53
III-4.2.3 外部火災に対する設計方針	58
III-4.2.4 その他自然現象に対する設計方針	63
III-4.2.5 その他人為事象に対する設計方針	64
III-4.3 自然現象の組合せ	65
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	65
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）	66
III-6 火災による損傷の防止（第8条関係）	67
III-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）	69
III-8 誤操作の防止（第10条関係）	70

Ⅲ－ 9	安全避難通路等（第 1 1 条関係）	71
Ⅲ－ 1 0	安全施設（第 1 2 条関係）	71
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）	75
Ⅲ－ 1 1. 1	運転時の異常な過渡変化	76
Ⅲ－ 1 1. 2	設計基準事故	76
Ⅲ－ 1 2	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第 1 6 条関係）	77
Ⅲ－ 1 3	安全保護回路（第 1 8 条関係）	78
Ⅲ－ 1 4	反応度制御系統（第 1 9 条関係）	81
Ⅲ－ 1 5	放射性廃棄物の廃棄施設（第 2 2 条関係）	82
Ⅲ－ 1 6	保管廃棄施設（第 2 3 条関係）	84
Ⅲ－ 1 7	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護（第 2 4 条関係）	85
Ⅲ－ 1 8	放射線からの放射線業務従事者の防護（第 2 5 条関係）	85
Ⅲ－ 1 9	原子炉格納施設（第 2 7 条関係）	87
Ⅲ－ 2 0	保安電源設備（第 2 8 条関係）	87
Ⅲ－ 2 1	実験設備等（第 2 9 条関係）	88
Ⅲ－ 2 2	通信連絡設備等（第 3 0 条関係）	90
Ⅲ－ 2 3	外部電源が喪失した場合の対策設備等（第 3 1 条関係）	90
Ⅲ－ 2 4	残留熱を除去することができる設備（第 3 4 条関係）	91
Ⅲ－ 2 5	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（第 3 5 条関係）	92
Ⅲ－ 2 6	計測制御系統施設（第 3 6 条関係）	93
Ⅲ－ 2 7	原子炉停止系統（第 3 7 条関係）	94
Ⅲ－ 2 8	監視設備（第 3 9 条関係）	96
Ⅲ－ 2 9	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第 4 0 条関係）	98
Ⅲ－ 2 9. 1	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	99
Ⅲ－ 2 9. 2	多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大防止に係る対策	104
Ⅳ	審査結果	107

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原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書〔JRR-3 原子炉施設等の変更〕」（平成 26 年 9 月 26 日付け申請、平成 27 年 8 月 31 日付け、平成 28 年 8 月 24 日付け、平成 29 年 10 月 27 日付け、平成 30 年 2 月 22 日付け、平成 30 年 5 月 25 日付け及び平成 30 年 8 月 2 日付けをもって一部補正。以下「本申請」という。）の内容が、

- (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、技術的能力に係るもの、
- (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。）

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。

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、本審査においては、以下のガイド等を参照した。

- (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) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド(原管地発第1306193号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)。以下「津波ガイド」という。)
- (10) 核燃料施設等における竜巻・外部火災の影響による損傷の防止に関する影響評価に係る審査ガイド(原規技発第1611308号(平成28年11月30日原子力規制委員会決定)。以下「核燃料施設等の竜巻・外部火災ガイド」という。)

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（JRR-3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。

なお、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。）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、原子力科学研究所の原子炉施設については、原子力科学研究所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、研究炉加速器技術部が本試験研究用等原子炉施設を、工務技術部が受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び空気圧縮設備を、放射線管理部が放射線管理施設を、保安管理部が通信連絡設備のうち共用設備を担当しており、それら施設・設備に係る設計及び工事並びに運転及び保守についても各担当部において実施し、原子炉施設に関する保安活動、品質保証活動等の統括に関する業務は保安管理部が担当するとしている。研究炉加速器技術部では、JRR-3管理課が本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を担当するとしている。また、理事長の下に中央安全審査・品質保証委員会を設置し、原子炉施設の設置許可及びその変更に関する事項の審議を行うとしている。原子力科学研究所長（以下「所長」という。）の下には原子炉施設等安全審査委員会を設置し、設計及び工事の方法の認可申請並びに運転及び保守に係る規則等の制定及び改定に関する事項の審議を行うとともに、各担当部の部長の下には部内の品質保証審査機関をそれぞれ設置し、運転及び保守に係る要領等の制定及び改定並びに品質保証に関する事項の審議を行うとしている。中央安全審査・品質保証委員会における原子炉施設の設置許可及びその変更に関する事項の審議にあたっては、原子炉施設等安全審査委員会及び部内の品質保証審査機関における審査プロセスの妥当性

についても確認されるとしている。

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の組織について、役割分担が明確化された組織を構成する方針が示されていることから適切なものであることを確認した。

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、平成 30 年 4 月 1 日現在における原子力科学研究所の関係組織の技術者の数は 282 名であり、このうち 20 年以上の経験年数を有する管理職者が 89 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 148 名であるとしている。研究炉加速器技術部では、原子炉施設の技術者は 72 名（JRR-3 管理課 29 名を含む。）であり、このうち 20 年以上の経験を有する管理職者が 18 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 51 名であるとしている。平成 30 年 4 月 1 日現在における原子力科学研究所の技術者のうちの有資格者数は、原子炉主任技術者が 13 名、第 1 種放射線取扱主任者が 92 名、核燃料取扱主任者が 27 名、技術士（原子力・放射線部門）が 11 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するとしている。研究炉加速器技術部では、原子炉主任技術者が 5 名、第 1 種放射線取扱主任者が 15 名、核燃料取扱主任者が 7 名、技術士（原子力・放射線部門）が 1 名であり、今後も各種資格取得を奨励するとしている。

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、原子力科学研究所が、旧日本原子力研究所東海研究所発足以来、JRR-1、JRR-2、JRR-3、JRR-4、FCA、TCA、VHTRC、JPDR、NSRR、STACY、TRACY等の原子炉施設の設計及び工事の経験と50年以上の運転経験を有しているとしている。研究炉加速器管理部では、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、昭和60年から平成2年にかけて高性能化のための大規模な改造工事を行い、改造後の初臨界から現在に至るまで、本試験研究用等原子炉施設の運転を約80,000時間行ってきたことから、運転技術及び燃料管理技術を蓄積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

原子力科学研究所は、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先事項と位置付け、「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）に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書」に基づき、原子炉施設の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を含む。）を確立し、文書化し、実施

し、維持するとともに継続的に改善する。

(2) 品質保証体制及び役割分担

原子力科学研究所は、理事長をトップマネジメントとした品質保証体制の下、以下のように品質保証活動を実施する。

- ・理事長は、品質保証活動のトップマネジメントとして、品質保証計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、品質保証活動を総理し、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質保証活動を継続的に改善する。
- ・原子力科学研究所の管理責任者である担当理事は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。また、その実施状況及び改善の必要性について理事長へ報告するとともに、業務に従事する要員に対して関係法令を遵守すること及び原子力安全を確保することの認識を高める業務を行う。
- ・中央安全審査・品質保証委員会は、原子炉施設の設置許可及びその変更に関する事項並びに品質保証活動の基本事項を審議する。
- ・所長は、原子力科学研究所における品質保証活動を統括する。
- ・原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の安全性等に関する事項を審議する。
- ・所長の下に設置された品質保証推進委員会は、品質保証活動に関する事項を審議する。
- ・部長及び課長は、プロセス責任者として、それぞれ所掌する業務に関してプロセスの確立、実施及び有効性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の原子炉施設に対する要求事項についての認識を深めさせるとともに、成果を含む実施状況について評価する。さらに安全文化を醸成するための活動を促進する。
- ・部長は、担当する部における品質保証活動の責任と権限を有し、部内に品質保証審査機関を設け、品質保証活動を確実に実施するための要領を定め、品質目標を設定し、品質保証活動を実施するとともに、その継続的改善を行う。

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に係る品質保証活動について、当該活動を行う体制等の方針が適切であることを確認した。

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、保安規定に基づき、関係法令及び保安規定に関する事項、原子炉施設の構造、性能及び運転に関する事項、放射線管理に関する事項、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事項、非常の場合に採るべき処置に関する事項等の保安教育を、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。また、目的に応じた教育・訓練を、申請者の原子力人材育成センターにおいて実施し、技術者の知識・技能の維持・向上に努めているとしている。

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、原子力科学研究所では、運転段階にある各原子炉施設に原子炉主任技術者を配置しており、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、有資格者の中から代行者を1名配置するとしている。また、核燃料物質の取扱いに関して核燃料取扱主任者、及び放射線障害の防止に関して第1種放射線取扱主任者を確保するとしている。

規制委員会は、申請者の有資格者等の選任・配置について、原子炉施設として原子炉主任技術者及び代行者を配置するとしていることから、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

本章では、本試験研究用等原子炉施設に関して、本申請の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。

Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）

第４条は、試験研究用等原子炉施設について、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失による影響及びそれに続く公衆への放射線による影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）の区分に応じ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、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、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「実用炉許可基準規則解釈」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、実用炉許可基準規則解釈別記 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

実用炉許可基準規則解釈別記 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。

- ① 本試験研究用等原子炉施設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、新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層がほぼ水平で相当な広がりを持って、敷地の地盤高（以下「G.L.」という。）約－10m以深から約－450m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.－360m以深で概ねS波速度が0.7km/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久米層中のG.L.－360m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、実用炉許可基準規則解釈別記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

実用炉許可基準規則解釈別記2は、地震動評価においては、適用する評価手法に必要な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 400m である耐震重要施設周辺のボーリング調査結果及び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系中新統の^{たが}多賀層群、新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層等、第四系更新統の段丘堆積物等、第四系完新統の沖積層及び砂丘砂層で構成されている。
- ② 本試験研究用等原子炉施設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。
- ③ 本試験研究用等原子炉施設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。
- ④ これらの結果から、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、一次元の速度構造をモデル化した。
- ⑤ 一次元の速度構造は、地震基盤以浅及び直下は浅部地盤構造モデル及び微動アレイ探査結果及び Yoshimura et al. (1982) に示される関係式から、深部については地震波速度トモグラフィ解析結果等から設定した。密度は、地震基盤以浅及び直下は Ludwig et al. (1979) に示される関係式から換算し、深部は iasp91 (Kennett et al., 1991) を参考に設定した。
- ⑥ 減衰定数は、解放基盤表面から地震基盤までは 100 とし、地震基盤以深は佐藤ほか (1994) に基づき設定した。
- ⑦ 重力異常分布等によると、敷地西側及び南側には船底状に基盤が深さ 4km 程度に達する不整形地盤が存在する。したがって、当該一次元地下構造モデルの整合性及びこれら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。なお、入射角が大きい長周期成分の地震波において乖離が見られたが、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問題はないと判断した。

規制委員会は、審査の過程において、本試験研究用等原子炉施設敷地及び敷地近傍の傾斜する地盤構造及びそれらを含む敷地の西側及び南側に存在する不整形地盤が、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により、敷地の西側及び南側に見られる深い基盤形状による地震波伝播による影響について評価し、本試験研究用等原子炉施設の評価における地震動評価上、影響がないことを確認した。

規制委員会は、申請者が実施した本試験研究用等原子炉施設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、調査の手法が地質ガイドを踏まえた適切なものであり、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、地震波の到来方向別の伝播特性の影響を適切に評価していること、また、調査結果に基づき敷地及び敷地周辺の地下構造を水平成層かつ均質と評価し、一次元地下構造モデルを設定しており、当該地下構造モデルは本施設の特徴を踏まえ、地震波の伝播特性に与える影響を評価するに当たって適切なものであることから、実用炉許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

実用炉許可基準規則解釈別記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、実用炉許可基準規則解釈別記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

実用炉許可基準規則解釈別記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、既存文献の調査、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、海上音波探査及び他機関によって実施された海上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、調査結果に基づき、^{せきや}関谷断層、^{ふかや}深谷断層帯・^{あやせかわ}綾瀬川断層、^{せきぐち}関口ー米平リニアメント、^{よねひら}堅破山リニアメント、^{たつわれさん}宮田町(みやたちょう)リニアメント、^{わがくにさん}吾国山断層、F 8断層、F 1 1断層、F 1 6断層、A-1背斜、^{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}北方陸域の断層～^{しおのひら}塩ノ平地震断層、F 3断層～F 4断層を震源として考慮する活断層として抽出し、活断層の位置、形状等々を評価した。
- 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。敷地では、リニアメント等は認められず、敷地に広く分布する新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層には、6層の鍵層がほぼ水平に連続的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。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が当初、F 1断層、北方陸域の断層及び塩ノ平地震断層の連動については、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ことから、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、実用炉許可基準規則解釈別記 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

実用炉許可基準規則解釈別記 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、敷地で想定される震度が最も大きく、敷地への影響が大きいF1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震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)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、2011年東北地方太平洋沖地震の本震及び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よる比較を行った。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)及び地震調査研究推進本部(2009)で想定されている地震を抽出した。また、最新知見である中央防災会議(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. (2006)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)の茨城県南部の海洋プレート内地震(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、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、実用炉許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(3) 地震動評価

実用炉許可基準規則解釈別記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、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ると考えられ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、2011年東北地方太平洋沖型地震、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。

- 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「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た傾斜角を 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設定する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、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、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想定する地震の震源域で発生した同じ地震発生様式の地震の敷地での観測記録で、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た要素地震として適切なものと評価した上で、経験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、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面積比から設定した。

② 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、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、モーメントマグニチュード（以下「M_w」という。）9.0とした。断層面は、三陸沖中部から茨城県沖にかけて設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、強震動生成域（以下

「SMGA」という。)の位置及び数は、地震調査研究推進本部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の短周期レベルは、諸井ほか(2013)で検討されている宮城県沖、福島県沖及び茨城県沖で発生した地震の平均的な短周期レベルを設定した。それに従い、SMGAの面積比は0.125とした。破壊開始点については、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する。

- 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倍ケースについても設定した。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で設定した値の1.5倍に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、想定する地震の震源域で発生した同じ地震発生様式の地震の敷地に隣接する施設での観測記録で、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を反映した記録を要素地震として適切なものと評価した上で、経験的グリーン関数法により評価した。要素地震としては、断層面の北半分に対して2011年3月10日の地震(M6.8)、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、断層面積は地震規模から佐藤 (1989)により設定し、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。

③ 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 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、長谷川ほか（2013）による知見を踏まえ 90 度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ツ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 年紀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、中央防災会議（2013）に基づき、地震モーメントは Mw から設定し、次に地震モーメントと断層面積より求めた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、審査の過程において、内陸地殻内地震においては、各セグメントにおけるアスペリティ位置を断層端から離して設定していたため、アスペリティ位置の不確かさについて検討するよう求めた。また、プレート間地震において、茨城県沖の SMGA 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が、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、内陸地殻内地震については文献調査結果からすべり分布の断層端部におけるばらつきを考慮して、北部及び南部それぞれのアスペリティを敷地に近い断層端部に配置するケースを不確かさケースとして地震動評価を行った。プレート間地震については、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での設定値の 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。

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いることから、実用炉許可基準規則解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

3. 震源を特定せず策定する地震動

実用炉許可基準規則解釈別記 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、主に中新統から鮮新統の堆積岩・火山岩等、第四系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、本試験研究用等原子炉施設敷地近傍は、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系鮮新統～第四系下部更新統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、本試験研究用等原子炉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、本試験研究用等原子炉施設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、主に古第三系の花崗岩及び中新統の安山岩～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。

以上のことから、2000年鳥取県西部地震の震源域は、本試験研究用等原子炉施設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、その結果から敷地に及ぼす影響の大きいものとして、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ついては、佐藤ほか(2013)により、K-NET 港町観測点において詳細な地盤調査及び基盤地震動の推定が行われており、これに不確かさを考慮した地震

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、その際には、地盤物性のうちS波速度が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よりも速いことから、その影響を考慮した。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、審査の過程において、「震源を特定せず策定する地震動」の評価で収集対象となる内陸地殻内の地震の例として地震ガイドに示しているすべての地震について観測記録等を収集し、検討することを求めた。

これに対して、申請者は、2004年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤ほか（2013）で推定された基盤地震動に不確かさを考慮した地震動も「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、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精査し、各種の不確かさ及び敷地の地盤物性を考慮して適切に策定されていることから、実用炉許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

4. 基準地震動の策定

実用炉許可基準規則解釈別記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-4 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：水平方向 820cm/s^2 、鉛直方向 650cm/s^2 ）

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 から S_s-3 (最大加速度：水平方向 919cm/s²、鉛直方向 555cm/s²)

基準地震動 S_s-1 から S_s-3 は、内陸地殻内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 3 ケースの地震動

- ② 基準地震動 S_s-4 (最大加速度：水平方向 952cm/s²、鉛直方向 570cm/s²)

基準地震動 S_s-4 は、プレート間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、実用炉許可基準規則解釈別記 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

許可基準規則解釈では、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス、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。

具体的には、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（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の公衆に過度の放射線被ばく（安全機能の喪失による周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故あたり 5mSv を超えること）を与えるおそれのある設備・機器等を有する施設を S クラス（耐震重要施設）、これと比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さいものを B クラス、これら以外の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を要求している。

申請者は、許可基準規則解釈に基づき、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、以下の原子炉建家内の施設をSクラスに分類している。

- ・炉心及び冠水維持機能設備を構成する機器・配管系：燃料要素、ベリリウム反射体、照射筒、炉心構造体、重水タンク、冠水維持設備（原子炉プール躯体及びライニング、原子炉プール貫通部のシール構造、サイフォンブレーク弁（接続管を含む）、制御棒駆動機構案内管）、下部遮蔽体
- ・炉心から取り出した直後の使用済燃料を貯蔵するための施設：使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック
- ・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：制御棒、制御棒駆動機構、制御棒案内管
- ・その他：カナル

また、以下の施設をBクラスとし、それ以外の施設をCクラスとしている。

- ・炉心を保護する施設：上部遮蔽体
- ・原子炉の緊急停止のため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：重水ダンプ系
- ・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：安全保護回路
- ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設：崩壊熱除去設備（1次冷却材補助ポンプ、自然循環弁）
- ・1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設：冠水維持設備以外の1次冷却系設備（原子炉プール内配管）、冠水維持設備以外の1次冷却系設備（原子炉プール内配管を除く）、原子炉プール水浄化系、使用済燃料プール水浄化冷却系、原子炉プール溢流系
- ・重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設：重水冷却系設備
- ・1次冷却系に接している施設：2次冷却系設備の一部
- ・十分冷却した使用済燃料を保管するための施設：使用済燃料貯槽 No. 1、No. 2、使用済燃料貯蔵ラック、使用済燃料貯蔵施設（北地区）（Ⅲ－3．2参照）

- ・放射性廃棄物を内蔵している施設：廃液貯槽、廃樹脂貯留設備
- ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設：大型廃棄物保管庫
- ・放射性物質の放出を伴うような場合、その外部放散を抑制するための施設：原子炉建家（円筒壁及び屋根）、非常用排気設備
- ・放射線の監視をするための設備：放射線監視設備の一部
- ・その他：サブ・プール、詰替セル（炉室内）、実験利用設備、非常用電源系、冷中性子源装置のうちクライオスタット

規制委員会は、申請者が、本試験研究用等原子炉施設を、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類するという方針に沿って、安全機能の喪失を想定したときの一般公衆に対する放射線影響の程度を踏まえ、構築物、系統及び機器をクラス分類しており、許可基準規則解釈別記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

実用炉許可基準規則解釈別記2は、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として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。

この要求に対し、申請者は、弾性設計用地震動を基準地震動との応答スペクトルの比率について、工学的判断として0.5と設定し、算定する方針としている。

規制委員会は、申請者が、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適切に設定する方針としており、この方針が実用炉許可基準規則解釈別記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と静的地震力の算定方針

(1) 地震応答解析による地震力

実用炉許可基準規則解釈別記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 Sクラスの施設の地震力の算定方針

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d から定まる入力地震動を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震応答解析による地震力を算定する。

② Bクラスの施設の地震力の算定方針

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、その影響の検討に当たっては、弾性設計用地震動 S_d から定める入力地震動の振幅を2分の1にした地震力を用いる。

③ 入力地震動の設定方針

入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d 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を考慮して定める。

④ 地震応答解析方法

建物・構築物の動的解析は、時刻歴応答解析を用いて応答を求める。地震力の算定にあたっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界を考慮のうえ、適切な解析手法を選定するとともに、十分な調査に基づき解析条件を設定する。なお、建物・構築物と地盤の相互作用（埋め込み効果を含む）を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、地盤の動的剛性等を考慮して定める。機器・配管系については、その形状を考慮して、分布質量系、1質点系、多質点系モデル等に置換し、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る。

規制委員会は、申請者が、施設、地盤等の構造特性、振動等の施設の応答特性、及び施設と地盤との相互作用、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たものとし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許可基準規則解釈別記2に適合していることを確認した。

(2) 静的地震力

実用炉許可基準規則解釈別記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、地震層せん断力係数に、施設の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以上とし、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、必要保有水平耐力を上回るものとし、必要保有水平耐力については、地震層せん断力係数に乘じる係数を1.0、標準せん断力係数を1.0以上として算定する。

③ 建物・構築物の鉛直地震力

Sクラスの施設の鉛直地震力について、震度0.3以上を基本とし、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、建物・構築物で算定した地震層せん断力係数に、施設の耐震クラスに応じた係数を乗じたものを水平震度と見なし、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。

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おり、実用炉許可基準規則解釈別記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

実用炉許可基準規則解釈別記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 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 S_s 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、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重とする。Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重とする。

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の組合せにおいては、構造物全体として十分変形能力（終局耐力時の変形）の余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有することとする。Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力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、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と地震力を適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体としての変形能力に十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有するようにする、また、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とする方針としていることから、これらの方針が実用炉許可基準規則解釈別記2に適合していることを確認した。

(2) 機器・配管系

実用炉許可基準規則解釈別記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、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。
- ② Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と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。また、Bクラスの機器・配管系について、共振するおそれのあるものについては、その影響を検討すること。

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 S_s による地震力、弾性設計用地震動 S_d 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生じる荷重、事故時に生じる荷重とする。

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生じる荷重とする。

② 許容限界

Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力との組合せにおいては、その施設に要求される機能を保持することとする。動的機能等については、基準地震動 S_s 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とする。また、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 S_d 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ものとする。Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力と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ものとする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、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、その施設に要求される機能を保持すること、その他の地震力との組合せの場合は、応答全体がおおむね弾性状態に留まるように、適切に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許可基準規則解釈別記2に適合していることを確認した。

5. 波及的影響に係る設計方針

実用炉許可基準規則解釈別記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、以下について、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容を含めて、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価を行い、耐震重要施設の安全機能を損なわないよう設計するとしている。

- ① 設置地盤、地震応答性状の相違等に起因する相対変位、不等沈下による影響

- ② 周辺斜面の崩壊に対する影響
- ③ Sクラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響・建屋内における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等によるSクラス施設への影響
- 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Sクラス施設への影響

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の結果の妥当性を示すこととともに、Sクラス施設の安全機能への影響がないことを確認することから、これらの方針が実用炉許可基準規則解釈別記2に適合していることを確認した。

Ⅲ－２ 試験研究用等原子炉施設の地盤（第3条関係）

第3条は、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許可基準規則解釈別記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、火山灰分析、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新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層中には亀裂が認められるが、破碎帯の存在を示唆する鏡肌や条線は認められない。
- (2) 耐震重要施設である原子炉建家周辺の新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層には、鍵層として6層の軽石密集部、凝灰岩が確認され、ボーリング調査による連続性の検討結果から、ほぼ水平に連続的に分布していることを確認した。
- (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、申請者が実施した調査及び評価手法が適切であり、その結果、活動性評価の必要な断層等は認められないことを確認していることから、実用炉許可基準規則解釈別記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。

2. 地盤の支持

実用炉許可基準規則解釈別記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（耐震重要施設にあっては、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、解析モデルの設定、動的解析等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) 耐震重要施設については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。
- (3) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、評価の対象となる耐震重要施設の配置、施設周辺の地形、地質、基礎形状等を考慮し、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。
- (4) 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、地下水位を地表面に設定した場合や基礎底面のみのすべりについても検討した。
- (5) 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、 0.74N/mm^2 であり、原子炉建家直下の基礎地盤（久米層）における平板載荷試験の結果による評価基準値（ 2.0N/mm^2 ）を下回る。
- (6) 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、1.5を上回る。
- (7) 動的解析の結果から得られた原子炉建家基礎底面の最大傾斜は、 $1/2,000$ 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、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、当該施設を十分に支持することができる地盤に設けるとしていることから、実用炉許可基準規則解釈別記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。

3. 地盤の変形

実用炉許可基準規則解釈別記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、耐震重要施設の支持地盤に係る設計方針、地殻変動による傾斜等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、原子炉建家以外に耐震重要施設はないことから、不等沈下、液状化や揺すり込み沈下等の影響はなく、周辺地盤の変状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はない。
- (2) 耐震重要施設の支持地盤の傾斜については、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本試験研究用等原子炉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」の強震動生成域（SMGA）位置の不確かさを考慮した震源モデルに対し Okada(1992)の手法により、原子炉建家について評価した結果、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、申請者による当該施設の支持地盤の変形に係る設計方針及び地殻変動による傾斜に関する評価が適切であること並びに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当該施設を設けるとしていることから、実用炉許可基準規則解釈別記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。

Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）

第5条は、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。

設置許可基準規則解釈では、Sクラスに属する施設を有しない施設について、想定する津波は、敷地及びその周辺における過去の記録、現地調査の結果、行政機関により評価された津波及び最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も

大きい津波とすることができるとしている。

申請者は、試験研究用等原子炉施設は耐震重要施設（原子炉建家）周辺と使用済燃料貯蔵施設（北地区）（以下「DSF」という。）周辺との距離が離れていることから、耐震重要施設（原子炉建家）周辺については、Sクラスに属する施設を有する試験研究用等原子炉施設として、津波シミュレーションにより津波波源を設定し、施設への当該津波の遡上評価を行い、DSFについてはSクラスに属する施設の有無を評価した上で、行政機関により評価された津波を設定し、当該津波に対する設計方針を示している。

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－３．１ 耐震重要施設（原子炉建家）周辺

- 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

Ⅲ－３．２ DSF 周辺

Ⅲ－３．３ 耐津波設計方針

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、DSF に対して耐震重要施設（原子炉建家）周辺と異なる津波を想定していることについて、原子力規制委員会は、原子炉建家と DSF の距離が離れていることから、Sクラスに属する施設の有無を評価した上で耐津波設計を行うことは、十分な保安水準の確保が達成できるものであり、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－３．１ 耐震重要施設（原子炉建家）周辺

許可基準規則解釈において準用する実用炉許可基準規則解釈別記 3 は、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つ

いて、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、耐震重要施設（原子炉建家）については標高（T.P.）19m に設置されていること、また、当該試験研究用等原子炉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.）19m への津波の遡上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。

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、敷地に大きな影響を及ぼす地震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適切に策定されていることから、実用炉許可基準規則解釈別記3に適合しており、施設への津波の遡上評価の結果、津波による遡上波は耐震重要施設（原子炉建家）の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。

1. 地震に伴う津波

実用炉許可基準規則解釈別記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、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、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) 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(2012)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。
- (2) 海域の活断層による地殻内地震に起因する津波については、文献調査、海上音波探査及び他機関によって実施された海上音波探査記録の再解析結果を踏まえ、震源として考慮する活断層から津波波源として抽出した活断層について、阿部(1989)の簡易予測式により推定津波高を評価した結果、最も高くなるのはF1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による津波と評価した。
- (3) 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年昭和三陸沖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にスケーリングしたモデルとし、発生領域は三陸沖北部から房総沖までと設定した。位置、走向及び傾斜について、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) プレート間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、2011年東北地方太平洋沖地震を踏まえた東北地方太平洋沖型の津波波源

(Mw9.1) と 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) との 2 つの津波波源を設定した。なお、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、敷地への影響が小さいため、影響の大きい敷地前面の波源を対象とした。それぞれの津波波源について、大すべり域及び超大すべり域の位置及び形状に関するパラメータスタディを実施した。

(5) 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の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。平均応力降下量を 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、海溝軸付近に配置し、三陸沖中部から福島県沖の範囲で敷地への影響が最も大きくなる位置に設定した。また、立ち上がり時間は 30 秒とした。

(6) 茨城県沖に想定する津波波源は、断層面積及びすべり量に関する保守性を考慮した Mw8.7 の津波波源を設定した。北限を福島県沖の一部まで拡張し、北米プレートとフィリピン海プレートの境界を越えて南限を房総沖まで拡張した、茨城県沖から房総沖までの領域とした特性化波源モデルを設定した (以下「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」という。)。平均応力降下量を 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し、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。超大すべり域、大すべり域の位置については、海溝軸付近に配置し、茨城県沖から房総沖の範囲で敷地

への影響が最も大きくなる位置に設定した。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。

- (7) 津波に伴う水位変動の評価は、敷地前面海岸の中央付近にある 2011 年東北地方太平洋沖地震津波の痕跡高調査地点で、原子炉建家への遡上検討経路にも近い地点を評価地点として、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、茨城港常陸那珂湊港区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。
- (8) 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。
- (9) 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。なお、断層の破壊伝播現象については、それらの影響を評価するため、破壊伝播速度、破壊開始点及び立ち上がり時間を合理的と考えられる範囲で変化させたパラメータスタディを実施した。評価の結果、断層の破壊伝播現象を考慮した津波高さは考慮しない場合よりも小さいことを確認した。

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、波源モデルの設定等に必要な調査を実施しているとともに、敷地に大きな影響を与えると予想される要因を複数選定し、各種の不確かさを十分に考慮して波源の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波波源を設定して適切な手法で評価を行っていることから、実用炉許可基準規則解釈別記 3 の規定に適合していることを確認した。

2. 地震以外の要因による津波

実用炉許可基準規則解釈別記 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、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、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かった。
- (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、地震以外に起因する津波は、地震に起因する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

実用炉許可基準規則解釈別記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、地震に起因する津波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いと考えられるため、組合せは考慮しないと評価していることから、妥当であると判断した。

4. 施設への津波の遡上評価

(1) 津波シミュレーションによる計算の結果から、敷地に最も大きな影響を及ぼす津波の波源モデルは、茨城県沖から房総沖に想定する津波波源(Mw8.7、大すべり域を波源モデルの北端に配置)である。

(2) 施設への津波の遡上評価は、津波遡上検討経路に沿った断面で実施した。原子炉建家の南東方向が開削されていることを踏まえ、施設から南東に向かって海域までの津波遡上検討経路を設定した。敷地に最も大きな影響を及ぼす津波波源である「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」による遡上検討位置での津波高さに対し、港湾構造物の有無、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、最大の津波高さは標高(T.P.)14.6mであり、津波は原子炉建家が設置される標高(T.P.)19mに到達しないことを確認した。また、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。以上のことから、原子炉建家には津波による影響はないと評価した。

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、敷地に大きな影響を及ぼす地震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適切に策定されていることから、実用炉許可基準規則解釈別記3に適合しており、施設への津波の遡上評価の結果、津波による遡上波は耐震重要施設（原子炉建家）の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－３．２ DSF 周辺

申請者は、原子力科学研究所の敷地の北側に設置されている DSF について、Sクラスの施設を有する施設か否かを確認するため、津波により DSF の安全機能を喪失した場合の影響について、DSF に係る当初原子炉設置変更許可申請書（昭和 55 年 5 月 15 日許可）における条件を基に、以下により評価を行っている。

- ・燃料体の燃焼度は最大燃焼度（800MWD/T）で均一に燃焼したものとする。
- ・DSF 内の使用済燃料は冷却期間が非常に長く（40 年以上）、放出に寄与する放射性核種がほとんど残存していないため、有意な核種として Kr-85 を評価対象核種とする。
- ・燃料体内部は固体の金属天然ウランであり、かつ、強制冷却の必要がないことから、燃料体の被覆が機械的に破損した状態を想定する。
- ・核分裂生成物は燃料体内部の金属天然ウランの表面から放出されるものとし、その放出率は 5%とする。
- ・津波により保管中の密封容器全数が破損すると想定し、密封容器からの漏えい率は 100%とする。
- ・DSF の貯蔵方式は乾式貯蔵であるため、密封容器から放出された核分裂生成物は地上放出により瞬時に大気中へ放出するものとする。
- ・核分裂生成物の蓄積量は、密封容器 1 個あたり昭和 55 年当時で 100Ci（ 3.7×10^{12} Bq）とする。

これらの評価の結果、津波により DSF の安全機能が喪失した場合の公衆の実効線

量は、ガンマ線による外部被ばく実効線量 $8.2 \times 10^{-6} \text{mSv}$ となる。

申請者は、DSF については津波により安全機能が喪失した場合の公衆の実効線量が 5mSv を超えないことから、敷地及びその周辺における過去の記録、現地調査の結果、行政機関により評価された津波を想定する津波及び最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も大きい津波を設定している。

具体的には、「津波防災地域づくりに関する法律」（平成 23 年法律第 123 号）に基づく茨城県（2012）（Ⅲ－3. 1 1.（1）参照）により評価された茨城沿岸津波浸水想定を用いており、DSF の位置における、津波の遡上高さは標高 9m であるとしている。

原子力規制委員会は、原子炉建家から離れて設置している DSF に対して想定する津波について、DSF が S クラスに属する施設を有する施設でないことを評価した上で、行政機関により評価された津波を適切に設定していることを確認した。

Ⅲ－3. 3 耐津波設計方針

申請者は、Ⅲ－3. 1 のとおり耐震重要施設（原子炉建屋）周辺については、津波による遡上波は到達しないことから安全機能が損なわれるおそれがないとしている。

また、申請者は、DSF については、Ⅲ－3. 2 のとおり平成 24 年 8 月に茨城県により評価された茨城沿岸津波浸水想定に基づき施設内に浸水（最大浸水深 1.0 m 程度）を想定し、使用済燃料を収納している地下保管孔内のステンレス製密封容器により海水の流入を防止できる設計により安全機能は損なわれない設計としている。

規制委員会は、DSF の耐津波設計においては、行政機関により評価された茨城沿岸津波浸水想定による津波による影響が直接作用したとしても必要な機能が維持できるよう設計することを確認したことから、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。）及び人為事象（故意によるものを除く。）により、安全施設の安全機能が損なわれない設計と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

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、第6条における要求事項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

１．自然現象の抽出

申請者は、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として、洪水、降水、風（台風）、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象及び森林火災の11事象を抽出している。

２．人為事象の抽出

申請者は、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及び状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象及び人為事象を抽出していることから、自然現象及び人為事象の抽出は適切であると判断した。

Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針

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（11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を策定している。

本審査書においては、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（11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関し、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」に、洪水、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、地滑り及び生物学的事象の8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、近隣工場等の火災及び有毒ガス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、船舶の衝突及び電磁的障害、の4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。

規制委員会は、申請者が、抽出した自然現象及び人為事象について、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及び人為事象に対し、「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」から「Ⅲ－４．２．５ その他の人為事象に対する設計方針」に示すとおり、それぞれ設計方針を策定していることを確認した。

Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針

第6条第1項は、想定される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. 設計上考慮する施設の抽出
2. 設計上考慮する竜巻の設定
3. 竜巻により安全機能を喪失した場合の影響の評価
4. 設計荷重の設定
5. 設計上考慮すべき施設の設計方針
6. 竜巻随件事象に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 設計上考慮する施設の抽出

申請者は、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」（以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。）に基づくクラス1、クラス2又はクラス3に属する構築物、系統及び機器の外殻となる原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟、冷却塔、冷却塔ポンプ室、制御棟、排気筒及びDSF（以下「原子炉建家等」という。）を設計上考慮する施設としている。

なお、屋外に設置するモニタリングポストについては、竜巻により損傷した場合であっても可搬型のモニタリング設備で代替し、必要な安全機能は確保している。

2. 設計上考慮する竜巻の設定

核燃料施設等の竜巻・外部火災ガイドは、試験研究用等原子炉施設について、原子力発電所の竜巻影響評価ガイドに規定されている基準竜巻による施設の損傷を仮定し、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物が飛来物として施設外へ飛散することがないように措置（固縛等）又は飛散する場合の適切な除染係数等を考慮して評価を行い、その影響により公衆が被ばくする線量の評価値が5mSvを超えないと評価する場合にあっては、基準竜巻の設定による必要はなく、敷地及びその周辺における過去の記録を勘案し、適切に設定された竜巻を想定して設計対象施設の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認することとしている。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設はSクラスに属する施設を有する施設であるが、竜巻に対しては、3. のとおり、その影響により公衆が被ばくする線量の評価値が5mSvを超えないと評価されるので、核燃料施設等の竜巻・外部火災ガイドに基づき、4. のとおり、敷地及びその周辺における過去の記録を勘案し、適切に設定された竜巻を想定して設計対象施設の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認することとしている*。

3. 竜巻により安全機能を喪失した場合の影響の評価

申請者は、竜巻により安全機能を喪失した場合の影響の評価において想定する竜巻は、竜巻ガイドに基づき、本試験研究用等原子炉施設が立地する地域及び日本全国の類似の気象条件の地域において、過去に発生した最大規模の竜巻による風速及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速を求め、藤田スケール3（風速70m/s～92m/s）の最大風速である92m/sの竜巻としている。その上で、この竜巻による風荷重、気圧差による荷重及び飛来物（乗用車）による衝撃力の重畳によっても建家の保有水平耐力を超えないことから建家の倒壊のおそれはないが、飛来物の最大水平速度及び飛散高さの数値解析並びに建家の構造を考慮し、飛来物によって建家の壁に裏面剥離が生じるものとして、以下のとおり、停止機能、

* 平成29年7月12日第23回原子力規制委員会 資料5 耐震Sクラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について

冷却機能及び閉じ込め機能に対する影響を評価している。なお、竜巻の場合、事象が発生してから施設に影響が及ぶまでにある程度の時間的余裕を見込み、評価を行っている。

(1) 停止機能に対する影響

停止機能を有する制御棒及び制御棒駆動装置は、原子炉建家の原子炉プール及び地階に設置されているが、竜巻発生確度ナウキャストを活用し、「発生確度2」であらかじめ原子炉を安定停止状態に移行させるため、停止以降に制御棒及び制御棒駆動装置が損傷したとしても停止機能への影響はない。

なお、仮に竜巻の影響により商用電源喪失及び非常用電源系の機能喪失が起きた場合でも、制御棒の挿入状態の維持には電源を必要としないことから停止機能への影響はない。

(2) 冷却機能に対する影響

炉心の冷却機能を有する冠水維持設備、1次冷却系設備及び原子炉プールは、原子炉建家の1階及び地階に設置されている。

原子炉プールは、ライニングが施された厚さ900mm以上のコンクリート構造であることから、飛来物として想定する乗用車（ミニバン）が原子炉建家壁面に衝突し、保守的に剥離物が飛来物の衝突時の速度と同じ速度で原子炉プール躯体に衝突した場合でも、炉心の冠水維持に影響を及ぼすような損傷は生じない。

原子炉建家の地階に関しては、階段以外の開口部がないことから剥離物が到達することはない。

仮に商用電源の喪失及び非常用電源系の機能喪失が起きた場合でも、原子炉は短時間の強制冷却を終えた安定停止状態であるため、強制循環冷却を行う必要はなく冷却機能への影響はない。

使用済燃料の冷却機能を有する使用済燃料プール（原子炉建家内）は、ライニングが施された厚さ900mm以上のコンクリート構造であることから、使用済燃料の冠水維持機能に影響を及ぼすような損傷は生じない。

以上のことから、冷却機能への影響はない。

(3) 閉じ込め機能に対する影響

炉心については、原子炉プール上に上部遮蔽体が設置されており、剥離物

が直接衝突することはないが、炉心及び炉心を構成する設備への剥離物の衝突により、燃料体の最大挿入量である 32 体全数について機械的破損を想定し公衆への影響を評価する。

使用済燃料プールの燃料要素については、プール上部に遮蔽体等の構造物がないものの、使用済燃料貯蔵ラック（鋼製）に収納されており、燃料板が裏面剥離物と直接衝突することはないが、使用済燃料プールの貯蔵能力である 130 体全数について機械的破損を想定し公衆への影響を評価する。

燃料要素の機械的破損による周辺公衆の実効線量の評価条件は、次のとおりとする。

- ・全燃料要素の燃焼度は、最高燃焼度（装荷 U-235 の 60%）とする。
- ・炉心の燃料要素については、全量（32 体）が運転直後（冷却期間なし）に損傷したものとする。
- ・使用済燃料プールの燃料要素（130 体）については、1 炉心に相当する 32 体が、設計基準事故である使用済燃料の機械的破損の評価条件と同様に、原子炉停止後 2 日経過後に取り出され、また、残りの 98 体の燃料交換は 5 週間ごとであることから、原子炉停止後 37 日経過後に取り出され、損傷したものとする。
- ・損傷を受けた燃料要素は、燃料板 1 枚あたり 10 分割（水平方向）されるものとする。
- ・設計基準事故である「使用済燃料の機械的破損」における評価と同様に、燃料板の各切断面から約 15 μm （反跳飛程）深部までの燃料芯材全体に占める割合を基に、核分裂生成物の蓄積量の 0.04%が水中に放出するものとする。
- ・燃料板の切断面から水中に放出される核分裂生成物の割合及び水中での核分裂生成物の除染係数等は、設計基準事故である「使用済燃料の機械的破損」と同様とする。
- ・プール水から原子炉建家内の雰囲気中に放出された核分裂生成物は、建家による放出低減係数を考慮せず、全量が瞬時に地上放出により大気中へ放出するものとする。
- ・大気中に放出された核分裂生成物による公衆の実効線量は、設計基準事

故である「炉心流路閉塞事故」と同様の方法により評価する。

これらの評価の結果、竜巻により閉じ込め機能を喪失した場合の公衆の実効線量は、炉心燃料の機械的破損による小児内部被ばく実効線量が $7.1 \times 10^{-2} \text{mSv}$ 、ガンマ線による外部被ばく実効線量は $3.6 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、また、使用済燃料プールの使用済燃料の機械的破損による小児内部被ばく実効線量が $4.4 \times 10^{-2} \text{mSv}$ 、ガンマ線による外部被ばく実効線量は $2.6 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 、合計すると $4.7 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。

4. 設計荷重の設定

申請者は、想定する竜巻の最大風速について、核燃料施設等の竜巻・外部火災ガイドに基づき、敷地及びその周辺における過去の記録を勘案し、藤田スケール1（風速 $33 \text{m/s} \sim 49 \text{m/s}$ ）に設定している。申請者は、想定する竜巻による荷重（以下「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。）の設定について、以下のとおりとしている。

（1）竜巻荷重の設定

竜巻ガイドを参考に、想定する竜巻荷重として、「風圧力による荷重」、「気圧差による荷重」及び「飛来物による衝撃荷重」を適切に組み合わせた荷重を設定する。

このうち「飛来物による衝撃荷重」の設定に当たっては、本試験研究用等原子炉施設の敷地内において飛来物となり得るもの（配電盤、自転車等）を現地調査により抽出した上で、運動エネルギー及び貫通力の大きさを踏まえ、設定する。

（2）竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定にあたり、常時作用する荷重（自重）と運転時荷重を組み合わせる。

また、竜巻と同時に発生し得る自然現象による荷重については、竜巻と同時に発生し得る自然現象が与える影響のモードを踏まえた検討により、竜巻荷重と組み合わせる荷重として考慮しない。

5. 設計上考慮すべき施設の設計方針

申請者は、停止機能を有する制御棒及び制御棒駆動装置が飛来物による裏面剥

離物の影響を受けるおそれが小さいとした上で、竜巻発生確度ナウキャストを活用して竜巻の影響を受ける可能性がある場合には原子炉を停止し、必要な短時間の炉心の強制冷却を行うとしている。

原子炉を停止し必要な短時間の炉心の冷却を行った状態で、2. で抽出した設計上考慮すべき施設である原子炉建家等については、竜巻による設計荷重に対して構造健全性を確保するとしている。なお、屋外に設置している2次系冷却系設備の一部については、原子炉を停止し必要な短時間の炉心の冷却を行った後は冷却が不要なことから、竜巻の影響を設計上考慮すべき施設の対象としないとしている。

6. 竜巻随件事象に対する設計方針

申請者は、竜巻に伴い発生が想定される事象として、火災、溢水及び外部電源喪失を抽出している。

火災については、竜巻により本試験研究用等原子炉施設周辺の危険物タンクが倒壊又は損傷し、火災が発生した場合でも安全施設の外殻となる施設の構造健全性は確保されるよう設計するとしている。

溢水については、原子炉建家等は上記のとおり竜巻に対して構造健全性が確保されるため、竜巻による溢水は起こらないとした上で、仮に溢水が発生した場合においても、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」に示すとおり、安全施設の機能は維持されるよう設計するとしている。

竜巻に伴う外部電源喪失については、3.（2）に記載したとおりである。

規制委員会は、竜巻に対する設計方針について、以下のとおり確認したことから、第6条における竜巻に関する要求事項に適合するものと判断した。

1. 設計上考慮すべき施設の抽出について、本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、クラス1、クラス2又はクラス3に属する構築物、系統及び機器の外殻となる原子炉建家等を抽出していること。
2. Sクラスに属する施設を有する施設であるが、以下のとおり、施設の特徴を考慮して、竜巻による安全機能の喪失を想定して公衆への被ばく影響評価を適切に実施し、公衆への被ばく線量が5mSvを超えないことを確認し、核燃料施設

等の竜巻・外部火災ガイドに基づき、想定する竜巻の最大風速を敷地及びその周辺における過去の記録を勘案して適切に設定していること。

- ・ 竜巻による飛来物による裏面剥離を想定し、竜巻発生確度ナウキャストを活用して竜巻の影響を受ける可能性がある場合には、原子炉を停止することとし、また、必要な短時間の炉心の強制冷却を行うとしていること。
 - ・ 安全機能の喪失を想定した評価については、炉心及び炉心を構成する設備への剥離物の衝突により、燃料体の最大挿入量である 32 体全数について機械的破損を想定し公衆への影響を評価し、使用済燃料に関する評価もあわせ、公衆への被ばく線量が $4.7 \times 10^{-1} \text{mSv}$ であること。
3. 設計荷重の設定について、竜巻ガイドを参考に、保守的に竜巻荷重を設定した上で、竜巻荷重と組み合わせる荷重として自重と運転時荷重を設定していること。
 4. 設計上考慮すべき施設について、竜巻による設計荷重に対し、原子炉建家等の構造健全性を確保する設計方針としていること。

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. 試験研究用等原子炉施設への火山事象の影響評価
4. 降下火砕物に対する設計方針

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、原子力発電所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 32 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}高原山、^{なすだけ}那須岳、^{なんたい}男体・女^{によ}峰火山群、^{ほう}日光白根山、^{にっこうしらねさん}赤城山、^{あかぎさん}燧ヶ岳、^{ひうちがたけ}安達太良山、^{あだたら}磐梯山、^{ばんだいさん}沼沢、^{ぬまざわ}吾妻山^{あづまやま}及び^{はるなさん}榛名山の 11 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、階段ダイアグラムを作成し、最後の活動終了からの期間が全活動期間より長いこと、または、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 19 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}笹森山、^{こもちやま}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、完新世における活動の有無及び階段ダイア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から、火山ガイドを踏まえ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 19 火山を将来の活動可能性がないとする評価については、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、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山について、原子力発電所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、火山活動の規模及びその火山事象の影響評価を実施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) 試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山（13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、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、敷地周辺では火成活動が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、活動履歴の把握等に基づき適切に実施されており、火山ガイドを踏まえ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については、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、敷地周辺では火成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. 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、原子力発電所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、原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を原子力発電所との位置関係から抽出し、その影響評価を行うことを示している。

申請者は、設計対応不可能な火山事象以外の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、文献調査の結果及び敷地まで十分に離隔距離があることから、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。
- (2) 降下火砕物については、敷地周辺においてテフラが確認されていることから、施設に影響を及ぼし得る火山事象の対象とする。

規制委員会は、申請者が実施した設計対応不可能な火山事象以外の火山事象の影響評価については、本試験研究用等原子炉施設との位置関係から抽出し、その結果、降下火砕物について、施設に影響を及ぼし得る火山事象の対象としたことについては、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

4. 降下火砕物に対する設計方針

申請者は、「Ⅲ—4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」の「2. 設計上考慮する竜巻の設定」と同様に、本試験研究用等原子炉施設はSクラスに属する施設を有する施設であるが、降下火砕物に対しては、その影響により公衆が被ばくする線量の評価値が 5mSv を超えないことを評価し、核燃料施設等の竜巻・外部火災ガイドの考え方に準じて、敷地及びその周辺における過去の記録を勘案し、適切に設定された降下火砕物を想定して設計対象施設の構造健全性等を維持する方

針としている※。

申請者は、降下火砕物により安全機能を喪失した場合について、以下のとおり、停止機能、冷却機能及び閉じ込め機能に対する影響を評価している。なお、降下火砕物の場合、事象が発生してから施設に影響が及ぶまでにある程度の時間的余裕を見込み、評価を行っている。

(1) 停止機能に対する影響

想定するような大規模な火山影響は、発生してから施設へ影響が及ぶまでにある程度の時間的余裕を見込めることから、予め原子炉を停止するため、停止機能に影響はない。

(2) 冷却機能に対する影響

時間的余裕を見込めることから、必要な強制循環冷却（30 秒間）を終えた安定停止状態にあり、「3. 竜巻により安全機能を喪失した場合の影響の評価」と同様、炉心や使用済燃料の冠水維持機能に影響を及ぼすような損傷が生じることはなく、冷却機能に影響はない。

(3) 閉じ込め機能に対する影響

降下火砕物に起因して施設の機能喪失を想定した場合の周辺公衆の実効線量の評価値が「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」の「3. 竜巻により安全機能を喪失した場合の影響の評価」に包絡され、5mSv を超えない。想定する降下火砕物については、気象庁のデータ、文献等によると、大規模な火山活動（火山爆發指数（VEI）4 以上）のうち、有史以降に関東地方で降灰の記録のある火山事象は浅間山、富士山及び桜島の噴火があるが、いずれも本試験研究用等原子炉施設の敷地及びその周辺における降下火砕物の層厚は極微量であること、また、完新世の火山活動による降下火砕物の層厚についても、敷地及びその周辺において極微量であることから、施設的设计上降下火砕物の降灰は考慮する必要はないとしている。

なお、文献調査から、敷地周辺で確認されている中で最も厚いテフラとして、4.5 万年前の赤城鹿沼テフラがあり、それによる降下火砕物の層厚が 10cm～40cm であることを考慮し、降下火砕物により本試験研究用等原子炉施設の安全性に影響

※ 平成 29 年 7 月 12 日第 23 回原子力規制委員会 資料 5 耐震 S クラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について

響が及ぶおそれがある場合には原子炉を停止し、また、降灰が小康状態となつてから降下火砕物の除去等の措置を講じるとしている。

降下火砕物の除去を行うにあたり想定する降灰量については、敷地から最寄りの火山である高原山からの距離が 90km であることを踏まえ、富士山の宝永噴火^{ほうえい}（1707 年）と同等な噴火が、その位置で発生すると仮定した時、風向等の条件を同等と考慮した場合の降灰量は 16cm と想定され、初日の降灰量は 8cm を想定するとしている。

規制委員会は、降下火砕物の設計上の想定については、以下のとおり確認したことから、第 6 条第 1 項及び第 2 項の要求事項に適合するものと判断した。

1. 設計対応が不可能な火山事象以外の火山事象について、原子炉を停止し必要な短時間の炉心の冷却を行った状態では、降下火砕物により本試験研究用等原子炉施設の安全機能が喪失した場合、周辺公衆の実効線量の評価値が 5mSv を超えないことを確認した上で、敷地及びその周辺における過去の記録を勘案し、適切に設定していること。
2. 降下火砕物の影響については、原子炉を停止し必要な短時間の炉心の冷却を行った状態では、降下火砕物により本試験研究用等原子炉施設の安全機能が喪失しても周辺公衆の実効線量の評価値が 5mSv を超えないことを確認した上で、敷地及びその周辺における過去の記録を勘案した結果、降下火砕物の層厚は極微量であることから、施設の設計上降下火砕物の降灰を考慮する必要はないとしていること。

Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針

第 6 条第 1 項及び第 3 項は、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. 設計上考慮すべき施設の抽出
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) ばい煙及び有毒ガス

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 設計上考慮すべき施設の抽出

申請者は、外部火災に対する設計上考慮すべき施設について、「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」の「1. 設計上考慮すべき施設の抽出」に記載した考え方と同様に原子炉建家等を抽出している。

2. 考慮すべき外部火災

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等による火災を選定し、二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を選定している。

3. 外部火災に対する設計方針

(1) 森林火災

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、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

可燃物の量（植生）については、現地調査で得られた樹高及び樹冠までの高さに対し、評価においてはそれぞれ保守的になるように設定する。また、気象条件については、2007年から2016年までの水戸地方気象台における観測データの最大風速を採用する等保守的な設定とする。発火点については、敷地から半径10km以内に広大な森林が存在しないことから、敷地に隣接する場所を調査して、隣接地のうち卓越風向の方向に位置する霊園、国道、水田及び海岸を選定する。その上で、火災が、発火点ごとに敷地内の草木に延焼し、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等周辺の森林まで達することを

想定する。

以上の想定により、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等について、発火点ごとに延焼ルートを想定し、当該ルートに対して原子炉建家等のうち、森林からの離隔距離が最短となる建家を代表とし、森林境界における火災の熱影響（火炎輻射強度）を算出した上で、外壁温度を算出する。

② 森林火災に対する設計方針

想定される森林火災の熱影響に対し、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等の外壁温度について外壁の強度に影響がないよう、森林境界との離隔距離を確保する。離隔距離の確保にあたっては草木の管理を行う。

また、森林火災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、原子炉を停止する。

（２）近隣工場等の火災・爆発

申請者は、外部火災ガイドを参考に、以下のように近隣工場等の火災・爆発による影響を評価した上で、火災に対しては、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等の外壁温度について外壁の強度に影響がないようにすること、爆発に対しては、想定される爆発源から原子炉建家までの離隔距離が危険限界距離（爆発の爆風圧が 0.01MPa 以下になる距離）以上となるように、それぞれ設計方針を策定している。

① 近隣工場等の火災・爆発の発生の想定

申請者は、本試験研究用等原子炉施設敷地から半径 10km 以内に石油コンビナートは存在しないとした上で、同範囲内に存在する工場及び敷地内の危険物タンク等を抽出している。その上で、危険物等の火災や爆発を想定し、火災については、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等の外壁温度を、爆発については、危険限界距離をそれぞれ算出している。

② 想定される近隣工場等の火災・爆発に対する設計方針

申請者は、近隣の工場等において想定される火災・爆発について、火災に対しては設計上考慮すべき施設である原子炉建家等の外壁の強度に影響がないよう、敷地から 10km 以内に存在する工場及び敷地内の危険物タンク等との離隔距離を確保すること、爆発に対しては算出された危険限界距離を上回る

離隔距離を確保することにより、安全機能が損なわれないよう設計している。

また、近隣工場等の火災・爆発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、原子炉を停止する。

(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

申請者は、外部火災ガイドを参考に、以下のように、本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を設定した上で、設計方針を策定している。その際、航空機落下による火災と「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」３．(1)で示した敷地内の森林火災の重畳を考慮している。

① 発生を想定する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の設定

申請者は、航空機落下事故の発生状況や機種による飛行形態の違いに関する最新のデータを基に、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定している。そのデータを基に、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等から航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上となる範囲を、選定された航空機ごとに特定し、その中で原子炉建家から最も近い場所に航空機が落下し、搭載された全燃料が燃焼した場合の火災を想定している。その上で、選定された航空機ごとの燃料積載量と落下地点から原子炉建家等までの距離を基に、輻射強度が最大となる航空機の種類を特定し、その落下による火災を設計方針の策定のために設定している。

② 航空機落下等による火災に対する設計方針

申請者は、外部火災ガイドを参考に、航空機落下による火災に敷地内における森林火災を重畳させた上で算出した輻射強度に対し、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等の外壁温度について外壁の強度に影響がないように設計している。

また、航空機落下等による火災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、原子炉を停止する。

なお、敷地内の危険物タンク火災との重畳については、航空機落下による火災と敷地内の森林火災の重畳に包絡されるとしている。

(4) ばい煙及び有毒ガス

申請者は、外部火災ガイドを参考に、発生を想定する二次的影響として、火災に伴い発生するばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。

その上で、ばい煙及び有毒ガスによる影響に対して、本試験研究用等原子炉は速やかに停止でき、原子炉停止後の崩壊熱除去運転のための時間（30 秒間）を確保すれば、燃料の健全性を維持することができ、運転員が中央制御室に長期間にわたって留まる必要はないとしている。また、ばい煙に対しては、外気から中央制御室への進入を防止できる設計とするとしている。なお、中央制御室が使用不能の場合には、中央制御室外から原子炉を停止できる設計とするとしている。

規制委員会は、外部火災に対する設計上の考慮に対して、以下のとおり確認したことから、第6条における外部火災に関する要求事項に適合するものと判断した。

1. 設計上考慮すべき施設の抽出について、本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、クラス1、クラス2又はクラス3に属する構築物、系統及び機器の外殻となる原子炉建家等を抽出していること。
2. 考慮すべき外部火災について、外部火災ガイドを参考に森林火災、近隣工場等の火災・爆発及び航空機落下等による火災を選定し、二次的影響としてばい煙及び有毒ガスを選定していること。
3. 森林火災について、核燃料施設等の竜巻・外部火災ガイドに基づき発火点を設定した上で、外部火災ガイドを参考に、受熱側の輻射強度が保守的に評価されるよう森林火災をモデル化し、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等の外壁温度について外壁の強度に影響がないよう、森林境界との離隔距離を確保するとしていること、また、離隔距離の確保にあたっては草木の管理を行うとしていること。
4. 近隣工場等の火災・爆発について、外部火災ガイドを参考に、半径10km以内に存在する工場及び敷地内の危険物タンク等を抽出した上で、当該工場等における危険物等の火災やガス爆発を想定し、火災に対しては、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等の外壁温度の外壁の強度に影響がないよう、爆発につ

いては、危険限界距離を上回る離隔距離を確保するよう設計するとしていること。

5. 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について、外部火災ガイドを参考に、航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上となる範囲を設定し、受熱側の輻射強度が保守的に評価されるよう条件を設定した上で、森林火災との重畳を考慮した場合でも、設計上考慮すべき施設である原子炉建家等の外壁温度について外壁の強度に影響がないよう設計するとしていること。
6. 外部火災による二次的影響について、外部火災ガイドを参考に、ばい煙及び有毒ガスを抽出し、それらの影響を受けないよう設計するとしていること。

Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針

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（11 事象）のうち、「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」及び「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」に記載したもの以外のその他自然現象（8 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. 洪水に対しては、東海村が公表している「洪水・土砂災害ハザードマップ」によると、本試験研究用等原子炉施設の 3km（DSF からは 1.3km）北側を流れる久慈川の浸水想定区域から十分離れていること、また、降水に対しては、敷地に降った雨水等は地形的にみて太平洋に流れることから、設計上考慮する必要はない。
2. 風（台風）に対しては、水戸地方気象台での観測記録（1937 年～2013 年）における瞬間最大風速を考慮し、建築基準法に基づき風荷重を設定し、これに対し構造健全性を有する設計とする。
3. 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た設計とする。また、凍結のおそれがある場合には、換気空調設備による各室の温度制御等の凍結防止対策を行う。
4. 積雪に対しては、建築基準法及び茨城県建築基準法関係条例に基づき積雪荷重を設定し、これに対し構造健全性を有する設計とする。
5. 落雷に対しては、建築基準法等の法令上要求される建物等への避雷針の設置

を行う。

6. 地滑りに対しては、東海村が公表している「洪水・土砂災害ハザードマップ」によると、本試験研究用等原子炉施設周辺には土砂災害警戒区域及び土砂災害特別警戒区域は存在しないことから、設計上考慮する必要はない。

7. 生物学的事象に対しては、換気系への枯葉等の影響を考慮しても、本試験研究用等原子炉施設の安全機能を損なわない設計とする。

規制委員会は、申請者が、想定される自然現象に対し、設計上考慮する必要はないことを確認し、あるいは設計上の考慮が必要な場合に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から、第6条におけるその他自然現象に関する要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針

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」に記載したもの以外のその他人為事象（4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」（平成14・07・29原院第4号、以下「航空機落下確率評価基準」という。）に基づいた上で、有視界飛行方式の航空機落下確率の評価を行う際の対象航空機の種類による係数 α について、一般的に試験研究用等原子炉施設の各建家は実用発電用原子炉の原子炉建屋と同等に堅固な構築物であるとは言えないことから、保守的に大型機と同様の $\alpha=1$ としている。また、標的面積について、航空機落下確率評価基準では原則として 0.01km^2 を用いるとされているが、本試験研究用等原子炉施設の原子炉建家、使用済燃料を貯蔵する使用済燃料貯槽室及び新燃料を貯蔵する燃料管理施設（以下本節において「評価対象施設」という。）の面積は実用発電用原子炉と比べて十分に小さいことから、評価対象施設を包絡する四角形の面積で評価する。その結果、航空機落下確率は、 6.1×10^{-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。なお、

DSF については評価対象施設から 1,000m 以上離れて設置するため、評価対象施設に含めていないが、DSF の面積は、評価対象施設を包絡する四角形の面積より小さいことから、同様に、航空機落下について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被害を与えるような大規模なダムは存在しないため、設計上考慮する必要はない。
3. 船舶の衝突に対しては、本試験研究用等原子炉施設が最も近い海岸線から約 600m 離れているため、衝突の可能性はなく、設計上考慮する必要はない。
4. 電磁的障害に対しては、電磁干渉や無線電波干渉等により本試験研究用等原子炉施設の安全機能を損なわない設計とする。

規制委員会は、申請者が、想定される人為事象に対し、上記のとおり設計上考慮する必要がないことを確認し、あるいは設計上考慮する必要がある場合に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から、第 6 条におけるその他人為事象に関する要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ

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を抽出するとしている。また、その組合せに対して、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するとしていること、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から、第 6 条における自然現象の組合せに関する要求事項に適合するものと判断した。

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」に示される重要安全施設について、安全施設のうち、クラス2に分類されるもので自然現象の影響を受けやすいものはないことから、クラス1に分類される制御棒、スクラム機構及び安全保護回路（停止系）を抽出している。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るとしている。

重要安全施設について、設計基準事故時に有意な応力は生じないため、自然現象による衝撃のみを考慮することとなり、重要安全施設の設計方針は、「Ⅲ－4. 2 外部事象に対する設計方針」で示すものと同じであり、安全機能を損なわないとしている。

規制委員会は、申請者が研究炉の重要度分類の考え方に基づき重要安全施設を適切に抽出していること、また、設計基準事故時に有意な応力は生じないため、自然現象による衝撃のみを考慮する方針とし、これに対し安全機能を損なわないとしていることから、第6条第2項の要求事項に適合するものと判断した。

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等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。

申請者は、不法な侵入等を防止するため、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、周囲に鉄筋コンクリート造の障壁等をもつ防護区域を設定し、これらの区域への入退域管理、警備員による巡視、侵入検知器の設置、出入口の施錠及び鍵の管理を行う設計とする。
2. 本試験研究用等原子炉施設へ不正に爆発物又は易燃性を有する物件等の持込み（郵便物等による研究所外からの爆破物又は有害物質の持込みを含む。）を防止するため、持込み物品管理が行える設計とする。

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及び制御に直接使用する設備は、外部の電気通信回路から遮断する設計とする。また、これらの設備に点検用パソコンを接続する場合は、事前にウイルスチェックを実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、安全施設に対する第三者の不法な侵入、施設内での核燃料物質の不法な移動又は妨害破壊行為、爆発物等の不正な持込みを未然に防止するため、物理的な障壁をもつ防護区域を設定し、これらの区域への人及び物品の出入管理が適切に行える設計とすること、原子炉の運転及び制御に直接使用するコンピュータ類は、外部と切断して使用する設計とすること等を確認したことから、第7条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－6 火災による損傷の防止（第8条関係）

第8条は、火災により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、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、火災により原子炉の停止、原子炉停止後の崩壊熱除去運転及び放射性物質の閉じ込めに必要な安全機能が損なわれることがないよう、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て設計するとしていることに加え、本試験研究用等原子炉施設において火災が発生した場合には、原子炉を停止した上で、初期消火、外部への通報等の対応を行うとしている。また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合でも、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないよう設計するとしている。

申請者の火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減に係る設計方針は以下のとおり。

1. 火災の発生防止

- (1) 安全機能を有する構築物、機器及びケーブルは不燃性又は難燃性材料を使用する。
- (2) 原子炉建家、原子炉制御棟及び周囲の建家には、避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。
- (3) 発火性又は引火性の液体あるいは気体の漏えいを防止する設計とする。
- (4) 電気系統の地絡及び短絡による加熱に起因する火災の発生を防止するために、安全施設は過電流保護装置等を備えた設計とする。
- (5) 原子炉施設内への発火性物質及び引火性物質の持込みを管理する。

2. 火災の感知及び消火

- (1) 早期に火災を検知するため、適切な火災感知器を設置し、火災発生時には警報を発報するとともに、中央制御室においても火災の発生場所を特定できるよう設計とする。
- (2) 早期消火を行うため、施設の特徴に応じて二酸化炭素消火器、粉末消火器、ハロン消火設備、消火栓等の適切な消火設備を設置する。

3. 火災の影響軽減

- (1) 火災区域は、耐火壁、耐火扉等により区画し、火災の拡大を防止できるようにする。
- (2) 安全保護回路（停止系）を構成するケーブルは、多重化した上で建家貫通部を除きケーブルトレイ、電線管等を使用して物理的に分離する。
- (3) 制御棒駆動装置、スクラム機構及び安全保護回路（停止系）は、火災により電源ケーブル等が損傷した場合、原子炉が自動停止する設計とする。
- (4) 1次冷却設備は、火災が発生した場合でも、非常用電源系が接続されている補助ポンプ2基のうち、少なくとも1基が運転を継続することで原子炉停止後に必要な強制循環冷却（30秒間）を行うことができるよう、電源ケーブルの分離等を行う。
- (5) 中性子計装設備及びプロセス計装設備を構成するケーブルは、多重化した上で分離する。
- (6) 非常用電源系の機器及びケーブルは、多重化した上で分離する。

規制委員会は、申請者が火災により本試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれるおそれのないよう火災の発生防止、火災の早期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設計とするとしていること、また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合でも、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないよう設計するとしていることを確認したことから、第8条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

第9条は、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を損なわない設計とすることを要求している。また、試験研究用等原子炉施設は、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、当該液体が管理区域外へ漏えいし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内で溢水が発生した場合においても原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、安全上の重要度分類（「Ⅲ－10 安全施設（第12条関係）」参照）のクラス1，2，3に該当するもののうち、炉心構造物、燃料要素、制御棒、冠水維持設備、1次冷却系設備、安全保護系及び非常用電源系等を防護対象として選定し、以下を設計方針とするとしている。

1. 原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、原子炉プール、カナル、使用済燃料プール又は使用済燃料貯槽のスロッシングにより溢水が発生したとしても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。
2. 炉心の冷却に必要な1次冷却材補助ポンプについては、溢水を考慮した基礎の高さを確保するとともに、その電源系統等には被水対策用の防護カバーを設ける。
3. 使用済燃料プールは、貯蔵中の使用済燃料の健全性を確保するため、給水が容易に行える設計とする。

また、放射性物質を含む溢水の管理区域からの漏えいを防止するため、放射性物質を含む溶液を内包する設備周辺には、溢水の拡大を防止するための堰等の段差を設ける、管理区域の境界に適切な段差を設ける設計とする。

規制委員会は、申請者が、溢水が発生した場合においても、本試験研究用等原子炉施設の安全機能を損なわない設計とするとしていること、また、管理区域内で放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損した場合であっても、液体が管理区域外に漏えいしない設計とするとしていることを確認したことから、第9条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－８ 誤操作の防止（第10条関係）

第10条は、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。

申請者は、運転員の誤操作を防止するため、以下の設計方針としている。

1. 制御盤の配置、操作器具、弁等は、人間工学上の諸因子を考慮し、運転員の操作性に留意した設計とする。
2. 計器表示及び警報表示は、本試験研究用等原子炉施設の状態が正確、かつ、迅速に把握できる設計とする。
3. 保守点検において誤作業をおこしにくい設計とする。
4. 制御棒位置指示計を設け、運転員はこの指示計を監視しながら所定の手順で制御棒の操作を行うことにより、制御棒の誤操作が起きない設計とする。
5. 制御棒は、3本以上同時に引き抜きができないようインターロックを設ける。

また、安全施設は、関連する操作ごとにまとめて制御盤を設置し、スイッチ等の配置も操作性を考慮すること等、その運転が想定される環境条件下で運転員が容易に操作できる設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設定値の不慮又は不正な変更等を防止するために操作盤の施錠やカバーを設置すること、計器の表示やスイッチの名称及び稼働状況、警報等が見やすい設計とすること、制御棒の多数同時引き抜き防止のイン

ターロックを設けること等、誤操作を防止するための措置を講じていること、また、安全施設は、関連する操作ごとにまとめて制御盤を設置し、スイッチ等の配置も操作性を考慮すること等、容易に操作することができるとしていることを確認したことから、第10条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－9 安全避難通路等（第11条関係）

第11条は、試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる設備を設けることを要求している。

1. その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
2. 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
3. 設計基準事故が発生した場合に用いる照明及びその専用の電源

申請者は、通常照明用電源の喪失時においても機能を失うことのない照明を設備し、単純、明確、永続性のある標識を備えた安全避難通路を確保する設計方針とし、次のような措置を講じている。

1. 原子炉施設の建家内には、避難通路及び避難口を設けるほか、設計基準事故時にも必要な通路を確保する。
2. 中央制御室、避難通路等には、必要に応じて標識並びに保安灯及び誘導灯を設ける。当該保安灯及び誘導灯には、電池を内蔵又は蓄電池から給電し、通常照明用電源の喪失時にも機能を失わない設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、容易に識別できる安全避難通路、非常用電源に接続又は蓄電池を内蔵した避難用の照明及び蓄電池を内蔵した可搬式照明を設けるとしていることから、第11条における要求事項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条は、安全施設について、以下を要求している。

1. その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保された設計とすること。
2. 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該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、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こと。

3. 設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とすること。
4. その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とすること。
5. 蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とすること。
6. 二以上の試験研究用等原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわない設計とすること。

申請者は、以下を設計方針としている。

1. 安全施設を、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、それ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。
 - (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な状態に陥れ、もって一般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、もって一般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。)

また、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、それが有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2又はクラス3に分類する。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、試験及び検査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。

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。

研究炉の重要度分類の考え方における高出力炉(10MW 以上 50MW 以下)の分類例を参考とし、本試験研究用等原子炉施設の設備の特徴を考慮し、以下のように、MSクラス 1、PSクラス 2、MSクラス 2に、その他をPSクラス 3及びMSクラス 3に分類し、安全機能の重要度に応じて安全機能を確保する設計とする。なお、本試験研究用等原子炉施設において、PSクラス 1に該当するものはない。

(1) MSクラス 1

- ・原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能を有する制御棒、並びに原子炉の緊急停止機能を有するスクラム機構
- ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能を有する安全保護系（停止系）

(2) PSクラス 2

- ・過大な反応度添加防止機能を有する制御棒駆動機構
- ・炉心を形成する炉心構造物及び燃料要素
- ・炉心を冷却する冠水維持設備及び1次冷却系設備
- ・炉心を保護する上部遮蔽体及び原子炉プールコンクリート躯体
- ・重水を内蔵する重水タンク及び重水冷却系設備
- ・放射性物質を貯蔵する使用済燃料プール

(3) MSクラス 2

- ・原子炉停止後除熱する1次冷却材補助ポンプ
- ・炉心の冠水を維持する冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を含む。）
- ・放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減機能を有する非常用排気設備、換気系隔離弁、冠水維持設備、原子炉建家及び排気筒
- ・原子炉停止機能を有する重水ダンプ系
- ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能を有する安全保護系（工学的安全施設）
- ・安全上特に重要な関連施設として非常用電源系
- ・事故時のプラント状態を把握するための放射線監視設備（事故時用ガンマ

線エリアモニタ)

2. 本試験研究用等原子炉施設の安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高いものとして、研究炉の重要度分類の考え方「4.(2)信頼性に対する設計上の考慮」に基づき、MSクラス1の制御棒、スクラム機構及び安全保護系(停止系)、MSクラス2のうち異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を有する1次冷却材補助ポンプ、冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を含む。)、非常用排気設備、換気系隔離弁、重水ダンプ系、安全保護系(工学的安全施設)及び非常用電源系を選定し、それぞれについ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に、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。
3. 安全施設は、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予想される温度、圧力、静的荷重及び動的荷重に対して十分余裕をもって耐えられ、その機能を発揮することができる設計とする。
4. 安全施設は、それらの健全性及び能力を確認するために、制御棒価値の測定等原子炉の運転が条件になるものは運転中に、その他のものは停止中に試験又は検査ができる設計とする。
5. 安全施設は、本試験研究用等原子炉施設内部で発生が予想される飛来物として想定される重量機器等の移動の際の落下に対し、移動を原子炉停止中に行うこと、又は炉心、使用済燃料プールの直上を移動させないことにより、本試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがない設計とする。
6. 安全施設は、本試験研究用等原子炉施設及びJRR-2、JRR-4の間で使用済燃料貯槽の一部を共用するが、共用することにより、本試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがない設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、

1. 本試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために、安全施設を研究炉の重要度分類の考え方を参考とし、本試験研究用等原子炉施設の設備の特徴を考慮して分類し、安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保された設計とするとしていること。

2. 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものとしてMSクラス1並びにMSクラス2のうち異常状態の緩和機能及び放射性物質の閉じ込め機能を有する施設を選定し、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こと。
 3. 設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とするとしていること。
- 等を確認したことから、第12条における要求事項に適合するものと判断した。

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）

第13条は、試験研究用等原子炉施設の設計基準事故等の拡大防止について、以下であることを要求している。

1. 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、通常運転時の状態に移行できること。
2. 設計基準事故時において、次に掲げる設計であること。
 - ・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。
 - ・試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないこと。

規制委員会は、申請者が実施した以下の項目について審査を行った。

Ⅲ－11.1 運転時の異常な過渡変化

Ⅲ－11.2 設計基準事故

規制委員会は、これらの項目について、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－１１．１ 運転時の異常な過渡変化

本試験研究用等原子炉施設は、平成 21 年 3 月 11 日付け 20 諸文科科第 2058 号により設置変更許可を受けており（以下「現行許可」という。）、当時審査に用いた研究炉安全評価指針から上記の第 13 条の要求について変更がないこと、並びに運転時の異常な過渡変化に関連する構築物、系統及び機器の設計方針又は基本設計に変更がないことから、規制委員会は、運転時の異常な過渡変化に係る事象の選定、判断基準、解析手法、解析条件及び評価結果について、妥当なものであることは確認済みと判断した。

Ⅲ－１１．２ 設計基準事故

第 13 条の要求について研究炉安全評価指針から変更がないこと、並びに本試験研究用等原子炉施設が現行許可から、設計基準事故に関連する構築物、系統及び機器の設計方針又は基本設計に変更がないことから、規制委員会は、本申請で設定する条件の変更を除き、設計基準事故に係る事象の選定、判断基準、解析手法、並びに設計基準事故の解析条件及び評価結果は確認済みであり、第 13 条における要求事項を満たすと判断した。

申請者は、現行許可において以下の事象を選定し、評価していた。

- (1) 炉心の冷却能力低下に至る事故
 - ① 炉心流路閉塞事故
 - ② 1 次冷却材流出事故
 - ③ 1 次冷却材主ポンプ軸固着事故
 - ④ 2 次冷却材ポンプ軸固着事故
- (2) 環境への放射性物質の異常な放出
 - ① 使用済燃料の機械的破損
- (3) その他の放射性物質の放出に至る事故
 - ① 重水漏えい事故

申請者は、上記の設計基準事故のうち、放射性物質の放出に至る「炉心流路閉塞事故」、「使用済燃料の機械的破損」及び「重水漏えい事故」について、以下のとおり気象データを更新し、周辺公衆の実効線量の計算に用いる相対濃度及び相対線量を変更するとしている。

1. 線量評価に用いる気象データの更新について

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、当該期間のそれぞれの年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ている。

2. 解析結果及び判断基準への適合状況

申請者は、設計基準事故の解析の結果、「炉心流路閉塞事故」、「使用済燃料の機械的破損」及び「重水漏えい事故」による周辺公衆の実効線量はそれぞれ 1.1×10^{-2} mSv、 7.7×10^{-4} mSv 及び 6.6×10^{-3} mSv となり、設計基準事故時の判断基準を満足するとしている。

規制委員会は、以下のことを確認した。

1. 申請者が行った設計基準事故のうち放射性物質の放出に至るものについて、長期間の気象状態を代表して気象条件を適切に設定していること。
2. 申請者が行った設計基準事故の解析の結果から、周辺公衆の実効線量は 5 mSv を下回ること。

以上のことから、規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設について、設計基準事故時において、試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計であることを確認した。

Ⅲ－１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第 16 条関係）

第 16 条は、試験研究用等原子炉施設には、燃料体又は使用済燃料の取扱施設及び貯蔵施設について、臨界に達するおそれがないこと、放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること、貯蔵することができる容量を有すること等を要求している。

申請者は、現行許可で明記していなかった使用済燃料貯槽室の使用済燃料貯槽 No. 1 及び燃料管理施設の使用済燃料貯槽 No. 2 の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵する使用済燃料の冷却期間に係る条件について、炉心から取り出した後使用済燃料プー

ルで1年以上冷却したものとするとしている。

規制委員会は、本条文の要求事項について研究炉安全設計審査指針から変更はないことから、使用済燃料貯槽室の使用済燃料の冷却期間に係る条件の変更について、第16条における要求事項に適合しているか審査した。

規制委員会は、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使用済燃料プールで1年以上冷却することにより、崩壊熱及び放射線のレベルが低下するため、使用済燃料貯槽室の使用済燃料貯槽 No.1 及び燃料管理施設の使用済燃料貯槽 No.2 の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵することについて、冷却は不要であること及び放射線の遮蔽上の問題は生じないことを確認したことから、第16条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－１３ 安全保護回路（第18条関係）

第18条は、次のとおり、安全保護回路を設けることを要求している。

1. 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統等と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないこと。
2. 設計基準事故が発生する場合において、異常な状態を検知し、原子炉停止系統等を自動的に作動させること。
3. 安全保護回路を構成する機器等は、単一故障等が発生した場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保すること。
4. 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれに互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。
5. 駆動源の喪失、系統の遮断等の不利な状況が発生した場合においても、試験研究用等原子炉施設をより安全な状態に移行するか又は当該状態を維持することにより、試験研究用等原子炉施設を安全上支障がない状態に維持できること。
6. 不正アクセス行為等による被害を防止できること。
7. 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離すること。

申請者は、以下の設計方針としている。

1. 安全保護回路の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の機能

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止システムを含む適切な系の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように以下のことを考慮した設計とする。

- (1) 原子炉の運転中は、中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位等を常時監視するとともに、これらのパラメータについては、必要に応じて適切な原子炉スクラム設定値を規定する。原子炉の運転中にこれらのパラメータがスクラム設定値を超えた場合には、安全保護回路は自動的にかつ速やかにこれを検知し、原子炉停止システムを作動させて炉心を臨界未満にし、かつ原子炉停止後の炉心の核分裂生成物による崩壊熱を除去できる設計とする。
- (2) 原子炉停止システムのスクラム遮断器は、たとえ制御棒駆動機構に制御棒の引き抜きあるいは挿入の信号が入っている場合においても、スクラム信号が入れば無条件に作動するように設計する。

2. 安全保護回路の多重性

安全保護回路は多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障を想定しても、所定の安全保護機能を失うことがないように“1 out of 2”の設計とする。

3. 安全保護回路の独立性

安全保護回路を構成するチャンネルは、同一原因で同時に機能喪失を起こさず、かつ相互干渉を起こさないようにするため、次のような措置を講じる。

- (1) 分離装置を適切に配置することにより、一方の系統の故障が他の系統の機能喪失を招くことがないよう電氣的にも物理的にも独立性を維持するように設計する。
- (2) 検出器からの各ケーブル、電源ケーブルは、独立に各盤に導く。
- (3) 各スクラム系の回路は、盤内で独立して設ける。

4. 安全保護回路の故障時の機能

安全保護回路は、駆動源の喪失に対してフェイルセーフの設計をすることにより、原子炉を停止できるようにする。

- (1) 制御棒駆動機構の電源喪失や電源回路の断線が起これば、制御棒は、自動的に落下するようにする。

- (2) 原子炉スクラム遮断器操作回路の断線が起これば、不足電圧により、スクラム遮断器が作動するようにする。
- (3) 安全保護回路の回路は2回路で構成し、電氣的にも物理的にも分離させる。たとえ、単一故障が起こっても、残りのチャンネルでその機能を果たすようにする。

5. 安全保護回路の外部からの分離

安全保護回路は、外部からの侵入防止などサイバーセキュリティが考慮された設計とするため、外部から切断した設計とする。また、計算機等を使用する場合は、保守等においてコンピュータウイルスが混入しないよう対策を行う。

6. 安全保護回路と計測制御系統との分離

安全保護回路は、計測制御系統との部分的共用によって、安全保護回路の機能を失わないように、計測制御系統から機能的に分離されている設計とする。具体的には、次のような設計とする。

- (1) 安全保護回路と計測制御系統とは、電源、検出器、ケーブル、ケーブル・ルート及び盤等を分離し、計測制御系統の故障によって、安全保護回路がその機能を失わない設計とする。
- (2) 安全保護回路と計測制御系統とで検出部及び計測配管等を部分的に共用する場合は、共用機器又はチャンネルの単一故障により、安全保護回路の機能が失われない設計とする。そのための信号の分岐箇所には、絶縁増幅器等を使用し、これを介して計測制御系統に信号を伝達することにより、計測制御系統側における故障が対応する安全保護回路のチャンネルの機能を損なうことのないようにする。また、この絶縁増幅器等は安全保護回路の機器として分類し、信頼性の高いものとする。

規制委員会は、以下のことを確認したことから、第18条の要求事項に適合するものと判断した。

- 1. 運転時の異常な過渡変化が発生する場合及び設計基準事故が発生する場合において、安全保護回路が安全保護系の核計装設備及びプロセス計装設備から信号を受け、スクラム信号を発することにより原子炉停止系を作動させ、原子炉が停止する設計とする方針としていること

2. 安全保護回路を構成する機械若しくは機器又はチャンネルは、単一故障が起きた場合において、残りのチャンネルにより原子炉停止回路を自動的に作動させ安全保護機能を失わない設計とする方針としていること
3. 安全保護回路は、計測制御系と検出部及び計測配管などを部分的に共用する場合は、分岐箇所にて絶縁増幅器等を使用し、計測制御系の故障が安全保護回路の機能を失わない設計としていること
4. 安全保護回路は、ネットワークから切断した設計とし、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による被害を防止することができる設計としていること

Ⅲ－１４ 反応度制御系統（第１９条関係）

第１９条は、次のとおり、反応度制御系統を設けることを要求している。

1. 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物（構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ）の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとする
2. 制御棒を用いる場合にあっては、
 - ・炉心からの飛び出し、又は落下を防止すること
 - ・当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないこと

申請者は、以下の設計方針としている。

1. 反応度制御系統の安全機能

反応度制御系統としては、制御棒の挿入度を制御することによって反応度を制御する原子炉出力制御設備を設け、十分な反応度制御能力を有するよう設計する。当該原子炉出力制御設備は、実験物等による反応度変化、零出力から全出力までの反応度変化の調整、キセノン濃度変化、1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化の調整を行える設計とし、所要の運転状態に維持できるように設計する。

2. 制御棒の最大反応度価値

制御棒は、スクラム状態より下方へ抜け出ることのない設計とする。急激な反応度添加は、制御棒の連続引き抜きによって起こるが、この場合には制御棒の引き抜き最大速度及び最大引き抜き本数を制限することにより、過度の反応度印加率とならないよう設計する。さらに、これら反応度事故に対しては「安全系中性子束高（低設定及び高設定）」等の信号を設けて原子炉を自動的に停止し、過渡状態を速やかに終結させ、炉内構造物の損傷に至ることがないように設計する。

規制委員会は、以下のことを確認したことから、第19条の要求事項に適合するものと判断した。

1. 反応度制御装置である原子炉出力装置は、照射試料の挿入・取出し、キセノン濃度変化、温度変化、燃料の燃焼等による反応度外乱に対し、原子炉の出力変動を抑制し、安定な運転ができる設計としていること
2. 制御棒は、スクラム時の重力落下において下方に抜けることはなく、所定の反応度が投入できる設計としていること
3. 制御棒系は、同時引抜きできる本数を制限することにより反応度添加速度が制限でき、異常な引抜きによる反応度事故が発生しても、原子炉停止システムの停止能力と合わせて、燃料の許容設計限界を超えない設計としていること

Ⅲ－15 放射性廃棄物の廃棄施設（第22条関係）

第22条は、工場等には、以下のとおり、通常運転時において放射性廃棄物を廃棄する施設を設けることを要求している。

1. 周辺監視区域の外の空気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。
2. 液体状の放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できる設計とすること。
3. 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とすること。

申請者は、放射性廃棄物の廃棄施設の設計方針を以下のとおりとしている。

1. 放射性気体廃棄物は、各排気系統に設置する排風機で吸引し、高性能フィルタ等によってろ過した上で、排気筒に設置するサンプリング配管から採取した排気中の放射性物質の濃度を常時監視し、その濃度が核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（原子力規制委員会告示第8号(平成27年8月31日原子力規制委員会決定)。以下「線量告示」という。)に定める濃度限度以下であることを確認して排気筒から放出する設計とする。
2. 放射性液体廃棄物は、管理区域内で発生した廃液を専用の排水系統から廃液貯槽に集め、放射性物質濃度をサンプリングで測定し、その濃度が線量告示に定める濃度限度以下の場合は排水溝に排出し、濃度限度を超える場合は、原子力科学研究所内の放射性廃棄物処理場に運搬して処理する設計とする。廃液貯槽は、十分な容量があつて保有量を常時監視でき、配管を含めて耐食性を考慮した材質とし、漏えいを防止する設計とする。廃液貯槽室は地下に設置し、漏えい防止の排水ピット、堰を設ける。貯槽類には液位計を設け、溶接部等には漏えい検知器を設ける等、漏えいが発生した場合には警報が発報し、早期発見できるように設計する。
3. 放射性固体廃棄物は、可燃性又は不燃性に分けて金属製容器等に収納し、保管廃棄施設で一時的に保管した後、原子力科学研究所内の放射性廃棄物処理場に運搬して処理又は保管廃棄する。

さらに、上記を含め、原子力科学研究所内の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）等を参考に、原子力科学研究所内の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一般公衆の実効線量を評価し、年間11 μ Svであるとしている。

規制委員会は、以下のことを確認したことから、第22条の要求事項に適合するものと判断した。

1. 放射性気体廃棄物は、高性能フィルタ等でろ過し、放射性物質の濃度を常時監視しながら排気筒を通して排出する設計としていること、放射性液体廃棄物は耐食性及び漏えい防止を考慮した専用配管で貯槽に集め、放射性物質の濃度を測定し、その濃度が線量告示に定める濃度限度以下の場合は排水溝に排出し、濃度限度を超える場合は、原子力科学研究所内の放射性廃棄物処理場に運搬して処理する方針としていること。また、本試験研究用等原子炉施設を含め、原子力科学研究所内の原子炉施設の平常時の運転に起因して放出される放射性物質による一般公衆の年間の実効線量は $11\mu\text{Sv}$ であり、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)に定める線量目標値年間 $50\mu\text{Sv}$ を下回ること。
2. 廃液貯槽は、配管を含めて耐食性を考慮した材質とし、廃液貯槽室は地下に設置し、漏えい防止の排水ピット、堰を設けるとしていること。また、貯槽類には液位計、溶接部等には漏えい検知器を設け、漏えいが発生した場合には警報が発報し、早期発見できるように設計するとしていること。
3. 放射性固体廃棄物は金属容器に収納し、原子力科学研究所内の放射性廃棄物処理場へ運搬して処理又は保管廃棄するとしていること。

Ⅲ－１６ 保管廃棄施設（第２３条関係）

第２３条は、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いる。放射性廃棄物を保管廃棄する施設は、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、放射性廃棄物を保管廃棄する施設は、鉄筋コンクリート構造で放射性廃棄物が漏えいしにくい構造とし、固体廃棄物は、可燃性又は不燃性に分けて金属製容器（収納棚、ドラム缶等）に封入し、容器への収納が困難なものについては、汚染拡大防止の措置を講じ、一時的に施設内に保管した後、原子力科学研究所内の放射性廃棄物処理場に運搬して処理する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、保管廃棄施設は放射性廃棄物が漏えいし難

い設計とすること、廃棄物は漏えい防止対策を講じた金属容器に封入すること等、一時的に保管した後、研究所内の放射性廃棄物処理場に運搬して処理することを確認したことから、第23条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－17 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条は、試験研究用等原子炉施設は、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を要求している。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設の通常運転時における直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線については、当該研究所内の他の原子炉施設からの線量も含め、工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるように設計及び管理するとしており、また、当該施設からの寄与は、炉心からの線量を計算した結果、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地境界付近の年間空気カーマは $2\mu\text{Gy}$ であるとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉の通常運転時、燃料交換時、保守及び補修時において、放射線業務従事者等が受ける被ばく線量を、線量告示に定められた線量限度を超えないようにするのはもちろん、無用な放射線被ばくを防止するような遮へいとするとしていること、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を、研究所内の他の原子炉施設からの寄与も含めて1年間あたり空気カーマで $50\mu\text{Gy}$ 以下となるように設計及び管理し得るものであることを確認したことから、第24条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－18 放射線からの放射線業務従事者の防護（第25条関係）

第25条は、試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できる設計とすること、並びに放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができる設計とすることを要求している。また、工場等には、放射線業務従事者を放射線から防

護するため、放射線管理施設を設けるとともに、放射線管理施設には放射線管理上必要な情報を原子炉制御室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。

申請者は、放射線からの放射線業務従事者の防護に係る設計方針を以下のとおりとしている。

1. 放射線業務従事者等の立入場所における線量を低減できるように、立入り頻度及び滞在時間を考慮して放射線業務従事者等の被ばく線量を十分管理できるよう区画区分に応じて基準線量率を設け、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等の防護上の処置を行う。また、運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時において過度の放射線被ばくがないように中央制御室に遮蔽を設け、運転員が中央制御室内に留まり事故対策に必要な操作が可能とする。
2. 放射線業務従事者等の出入管理、被ばく管理及び汚染管理を行うため、出入管理設備、個人被ばく管理設備、汚染管理設備及び除染設備を設ける。
3. 実験棟内の空間線量率、空気中の放射性物質の濃度を連続的に監視し、中央制御室に表示するとともに、人が常時立ち入る箇所の空間線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を、管理区域出入口に表示する。

規制委員会は、以下のこと等を確認したことから、第25条における要求事項に適合するものと判断した。

1. 外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする事、並びに遮蔽設備の設置により放射線業務従事者が運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時において迅速な対応をするために必要な操作ができる設計としていること
2. 放射線管理施設として、放射線業務従事者の出入管理、汚染管理、除染等を行う施設を設けるとしていること
3. 放射線管理施設には、人が常時立ち入る場所の空間線量率等の放射線管理に必要な情報を取得し、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に

表示するとしていること

Ⅲ－１９ 原子炉格納施設（第２７条関係）

第２７条は、試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設を設けなければならないことを要求している。

1. 原子炉格納施設は、通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものとする。
2. 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものとする。

申請者は、原子炉格納施設を設けることとしており、原子炉建家に設ける炉室給気系及び炉室排気系は、建家内を適切な負圧に維持するように設計するとともに、放射性物質の放出を伴うような設計基準事故時には、放射性物質の放散を防止するため原子炉建家の炉室給気系及び炉室排気系の隔離弁を閉鎖し、非常用排気設備により負圧を維持する設計とするとしている。また、負圧維持のための排気は、フィルタを介し、放射性物質の濃度及び放出量の低減を図る設計とするとしている。さらに、原子炉建家の漏えい率を10%/日以下となるよう設計とするとしている。

規制委員会は、原子炉建家に設ける炉室給気系及び炉室排気系について原子炉建家内を適切な負圧に維持するように設計すること等により本試験研究用等原子炉施設の通常運転時に公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないこと及び放射性物質の放出を伴うような設計基準事故時において、放射性物質の放散を防止するため原子炉建家の炉室給気系及び炉室排気系の隔離弁を閉鎖し、非常用排気設備により負圧を維持する設計とすること等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないことを確認したことから、第２７条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－２０ 保安電源設備（第２８条関係）

第２８条は、試験研究用等原子炉施設は、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設計とすることを要求している。また、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いる。非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多

様性、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。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設のうち、研究炉の重要度分類の考え方「4. (3) 電気系統に対する設計上の考慮」に基づき、重要度の特に高い安全施設を制御棒、スクラム機構、安全保護系（停止系、工学的安全施設）、1次冷却材補助ポンプ、サイフォンブレイク弁、非常用排気設備、換気系隔離弁及び重水ダンプ系とし、その機能を維持するために必要となる電力を原子力科学研究所中央変電所から供給する設計とするとしている。また、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時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非常用発電機及び無停電電源装置からなる非常用電源系を2系統設け、想定される自然現象、火災、溢水時においても安全機能を喪失することがないように多重性及び独立性を備えた設計とするとしている。

規制委員会は、申請者が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、電力の供給が必要な重要安全施設に該当する設備・機器等については、原子力科学研究所内の受変電設備から供給する設計とするとともに、非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び無停電電源装置からなる非常用電源系を2系統設け、多重性及び独立性を備えた設計としていることを確認したことから、第28条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－21 実験設備等（第29条関係）

第29条は、試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備及び利用設備（以下「実験設備等」という。）について、以下を要求している。

1. 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがない設計とすること。
2. 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されない設計とすること。

3. 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがない設計とすること
4. 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できる設計とすること。
5. 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所とすること。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備として、照射利用設備及び冷中性子源装置を設けるとしており、その設計方針は以下のとおりとしている。

1. 照射利用設備の設計方針

- (1) 照射利用設備に挿入可能な試料による反応度は最大 $3.7 \times 10^{-2} \Delta k/k$ とし、原子炉運転中に炉心内から試料が離脱しない構造となるよう設計する。
- (2) 炉心内の照射利用設備では、原子炉運転中に試料の挿入・取出しは行わない。また、重水領域の照射設備のうち、原子炉運転中に試料の挿入・取出しを行うものについては、試料の反応度を $7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 以下になるように設計する。
- (3) 水力照射設備及び気送照射設備に異常及び事故が発生した場合、設備の保護のために自動的に原子炉を停止する設計とする。

2. 冷中性子源装置の設計方針

- (1) 主要部に使用する材料は、十分強度を有し、耐食性、耐放射線性に優れたものを使用する。
- (2) 冷中性子源装置の異常及び事故が発生した場合、設備の保護のために自動的に原子炉を停止する設計とする。
- (3) 水素格納部及び真空部は、2重気密構造として水素が系外へ漏えいしない設計とする。

規制委員会は、申請者が本試験研究用等原子炉施設について、実験設備等が破損しないよう十分な強度を有する設計としていること、水素格納設備については2重気密構造として水素が系外へ漏えいしない設計としていること、実験設備等の反応度を適切な大きさに制限するとともに原子炉運転中に炉心内から離脱しない構造

を有する設計としていること、実験設備等の異常及び事故が発生した場合自動的に原子炉を停止する設計としていること等により、本試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがない設計、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されない設計及び放射線の著しい漏えいのおそれがない設計としていることを確認したことから、第 29 条における要求事項に適合しているものと判断した。

Ⅲ－２２ 通信連絡設備等（第 30 条関係）

第 30 条は、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。

申請者は、設計基準事故が発生した場合においても、施設内にいる全ての人に対して中央制御室から指示できるように、多様性のある通信連絡設備（ページング装置、緊急構内放送システム）を設置するとしている。また、設計基準事故発生時においても、施設内の事故現場指揮所と原子力科学研究所内の現地対策本部との間で相互連絡できるように、多様性のある通信連絡設備（固定電話・FAX（電話回線）、TV会議システム・電子メール（それぞれ独立した社内LANシステム））を設けるとしている。関係官庁等外部の関係機関との連絡は、現地対策本部から行き、確実に連絡するために多様性のある通信連絡設備（固定電話、災害優先電話、衛星携帯電話、防災無線等）を設置するとしている。

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は敷地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方針としていること、また、外部必要箇所との連絡ができるよう一般電話回線及び衛星回線等の多様性を確保した通信回線を設ける方針であることを確認したことから、第 30 条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－２３ 外部電源が喪失した場合の対策設備等（第 31 条関係）

第 31 条は、試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、外部電源が喪失した

場合において原子炉停止系統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、試験研究用等原子炉の停止後の温度、水位その他の試験研究用等原子炉施設の状態を示す事項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。

申請者は、非常用電源設備は、外部電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できる設計とする。このため、外部電源が喪失した場合は、制御棒駆動機構の電源喪失に伴い制御棒が自動的に落下することにより原子炉は停止し、電源喪失直後の炉心冷却は非常用発電機及び無停電電源装置より給電される1次冷却材補助ポンプにより行い、燃料の許容設計限界を超えない設計とする。また、長期にわたる炉心冷却は、自然循環によって行える設計とするとしている。

非常用電源設備は、全交流動力電源の喪失に備え、制御棒駆動機構の電源喪失に伴う制御棒の自動的落下による原子炉の安全停止後に監視等の必要な電源を一定時間確保できる設計とする。このため、非常用発電機から給電できない場合でも、無停電電源装置からの給電により、原子炉の停止状態を確認するための必要なパラメータの監視が一定時間行える設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、外部電源喪失に対して、原子炉は自動的に停止し、炉心冷却は非常用発電機及び無停電電源装置より給電される1次冷却材補助ポンプにより行うことができること、全交流動力電源喪失時の原子炉停止状態を確認するために必要な容量を有する無停電電源装置を設けるとしていることから、第31条の要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－２４ 残留熱を除去することができる設備（第34条関係）

第34条は、中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、試験研究用等原子炉を停止した場合において、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱（以下「崩壊熱等」という。）を除去することができる設備を設けなければならないことを要求している。

申請者は、原子炉容器内において発生した崩壊熱等を除去する設備について、以

下のように設計するとしている。

1. 核分裂生成物の崩壊熱等は、原子炉停止直後においては1次冷却材熱交換器により除去し、2次冷却材を介して大気放出する設計とする。また、崩壊熱等が十分低下した後は、原子炉プール水の自然循環により冷却できる設計とする。
2. 商用電源喪失時に際しての崩壊熱等の除去は、1次冷却材補助ポンプにより行う。また、崩壊熱等が十分低下した後は、原子炉プール水の自然循環により冷却できる設計とする。
3. 1次冷却材流出に際しての崩壊熱等の除去は、原子炉プール水位確保のための工学的安全施設であるサイフォンブレイク弁を作動させるとともに、自然循環により冷却できる設計とする。

規制委員会は、申請者が、本試験研究用等原子炉施設の炉心において発生した崩壊熱等を除去するため1次冷却系設備を設けるとしていること並びに商用電源が喪失した場合及び1次冷却系設備の1次冷却材が一部流出した場合においても崩壊熱等の除去が可能な設計とするとしていることを確認したことから、第34条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－25 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（第35条関係）

第35条は、中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、原子炉容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができる設備を設けることを要求している。

申請者は、原子炉停止時の残留熱は自然循環により炉心タンク内の1次冷却水に移行し、この1次冷却水の熱を最終ヒートシンクである大気に移行するための2次冷却設備を設けるとしている。

2次冷却設備は、冷却系統設備の各系（1次冷却系設備、重水冷却系設備、使用済燃料プール水浄化冷却系）から伝えられた熱を冷却塔から大気中に放散させるための設備であり、2次冷却材ポンプ、冷却塔、配管及び弁類等で構成するとしている。また、2次冷却系設備は、次の方針に従い設計するとしている。

1. 1次冷却系及び重水冷却系等の熱を、熱交換器を介して十分冷却する能力を有するよう設計する。

2. 運転時の2次冷却系の圧力を各系統より高く保つことにより、1次冷却材(軽水)及び重水に含まれる放射性物質が2次冷却系に漏えいすることを防ぐよう設計する。
3. 動的機器である2次冷却材ポンプ等の故障等が発生した場合に2次冷却材流量の低下に伴う警報が発する設計とするとともに、当該警報発報時には原子炉を手動で停止し原子炉の安全性を確保する。

規制委員会は、申請者の設計が、本試験研究用等原子炉施設には、炉心において発生した残留熱及び1次冷却系等において発生した熱を除去するため、最終ヒートシンクである大気中へ熱を輸送することができる2次冷却設備を設けていること、また、2次冷却設備の故障等に対して2次冷却材流量低下に伴う警報を発する設計とするとともに、当該警報発報時には原子炉を手動で停止するとしていることを確認したことから、第35条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－26 計測制御系統施設（第36条関係）

第36条は、次のとおり、計測制御系統施設を設けることを要求している。

1. 炉心及び冠水維持設備並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。
2. 原子炉格納施設及びこれに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。ただし、試験研究用等原子炉施設の安全を確保する上で支障がないと認められるものについては、この限りでない。
3. 上記のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。
4. 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。

申請者は、計測制御系統施設について、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化

時において、次の事項を十分考慮した設計とするとしている。

1. 計測制御系統施設は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化及び外乱に対して監視及び制御が行えるようにする。原子炉の炉心、冠水維持設備及びその関連系統の健全性を確保するために、重要なパラメータである起動系、線形出力系、対数出力炉周期系、安全系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位及び燃料事故モニタを適切な範囲に維持制御し、監視できる設計とする。
2. 計測制御系統施設は、原子炉建家及びその関連系統の健全性を確保するために、重要なパラメータである原子炉建家の負圧を適切な範囲に維持制御し、監視できる設計とする。
3. 計測制御系統施設は、設計基準事故時に事故の状態を知り対策を講じるために必要なパラメータである起動系、線形出力系、対数出力炉周期系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位及び燃料事故モニタを十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できる設計とする。さらに、原子炉建家内の空気中の放射性物質の濃度等については、サンプリングによって測定できる設計とする。

規制委員会は、計測制御系統施設が、通常運転時及び異常な過渡変化時において、原子炉の炉心、冠水維持設備及びその関連系統の健全性を確保するために必要なパラメータを測定・制御できる設計となっていること、また、設計基準事故時に想定される範囲内において、放射性物質の濃度を含めた監視が必要なパラメータを測定・記録できる設計となっていることを確認したことから、第36条の要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－２７ 原子炉停止系統（第37条関係）

第37条は、次のとおり、原子炉停止系統を設けることを要求している。

1. 原子炉停止系統の独立性等について、
 - (1) 制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有す

るものとする。ただし、当該系統が制御棒のみから構成される場合であって、次に掲げるときは、この限りでない。

- ・試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持することができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき。

- ・原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき。

(2) 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、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものとする。

(3) 制御棒を用いる場合にあっては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前号の規定に適合するものとする。

2. 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。以下同じ。）に対して炉心冠水維持バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心又は炉心支持構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

3. 原子炉停止系統は、反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備の故障が発生した場合においても通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものでなければならない。

申請者は、以下のとおり設計するとしている。

1. 原子炉停止系統は、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にできる2つの独立した系を有する設計とするため、原理の全く異なる2つの独立の系統である「制御棒系」及び「重水ダンプ系」を設ける。制御棒系は、個々の制御棒に対して独立性を有する設計とする。重水ダンプ系は、制御棒が挿入不能の場合に、原子炉を停止できる機能を有する設計とする。

2. 原子炉停止系統の少なくとも一つは、通常運転時及び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を超えることなく、炉心を臨界未満にでき、かつ臨界未満を維持できる設計とするため、制御棒の挿入により、原子炉を未臨界にできるように設計する。また、制御棒の挿入により反応度変化を制御し、

かつ燃料温度変化及びキセノン濃度変化に対しても、十分な反応度停止余裕を維持できるように設計する。ここで、制御棒は、最も反応度効果の大きい制御棒1本が完全引き抜き位置のまま固着して挿入できない時でも、十分な反応度停止余裕を持つように設計する。

3. 原子炉停止システムの少なくとも1つは、設計基準事故時において、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止システムの少なくとも1つは、炉心を臨界未満に維持できる設計とする。このため、想定される設計基準事故時において、原子炉スクラム信号による制御棒の挿入により、炉心を臨界未満に維持できるように設計する。

規制委員会は、以下のことを確認したことから、第37条の要求事項に適合するものと判断した。

1. 原子炉停止システムは、独立した制御棒系と重水ダンプ系により構成し、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時に确实かつ安全に原子炉を停止できる設計とし、低温状態において未臨界となる設計としていること
2. 制御棒系では、スクラム信号の入力とともに制御棒が重力落下により炉心に挿入され、原子炉を停止できる設計としていること。
3. 重水ダンプ系では、スクラム信号により制御棒が未挿入の場合でも、重水をダンプすることにより、原子炉を停止できる設計としていること。
4. 制御棒の最大添加反応度及び最大反応度添加率は、反応度投入事象においても、燃料板の変形、1次冷却材圧力の上昇はなく、炉心損傷及び冠水維持機能の喪失を生じない設計としていること。
5. 起動時、出力運転中の制御棒の異常な引抜き、並びに実験物の異常等及び冷水導入等による反応度投入事象においても、燃料板の変形は無く、炉心又は炉心支持構造物の損壊がない設計としていること。

Ⅲ－28 監視設備（第39条関係）

第39条は、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（中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設に属するものに限る。）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。

申請者は、通常運転時及び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、次のように監視し、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としている。

1. 原子炉建家内雰囲気（エア）の監視は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には室内ダストモニタ、室内ガスモニタ及びトリチウムモニタによって連続的に測定し、設計基準事故時には原子炉建家内空気（エア）のサンプリングによって放射性物質の濃度等を測定するとともに、原子炉建家内の空間線量率を測定できる設計とする。
2. 原子炉施設の周辺監視区域の監視はモニタリングポストによって空間線量率を測定し、設計基準事故時における迅速な対応のための必要なモニタリングポストの情報を伝達する多様な手段を確保した設計とする。
3. 放射性物質の放出経路については、排気筒からの放出を監視できるモニタリング設備を設置するほか、必要箇所をサンプリングでき、設計基準事故時にも監視できる設計とする。
4. 周辺監視区域の境界付近における放射線量の監視等を行うモニタリングポストには、非常用電源設備を設置する設計とする。

規制委員会は、申請者が、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計測し、中央制御室等に表示して監視できる設計としていること、周辺監視区域の境界付近の放射線量を監視する構内モニタリングステーション及び周辺監視区域モニタの空間線量率計を設置するとともに、これらの機器には非常用電源設備を設けるとして

いること等を確認したことから、第39条における要求事項に適合するものと判断した。

Ⅲ－２９ 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第40条関係）

第40条は、中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該試験研究用等原子炉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あることを要求している。

第40条の解釈では具体的な要求を以下のとおり示している。

1. 設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの）を与えるおそれがある事故についての評価及び対策を求めるものである。
2. 事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象に起因する多重故障を考慮すること。
3. 「当該事故の拡大を防止するために必要な措置」とは、事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な設備の設置及び手順の策定等であり、例えば、以下に示す措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置をいう。

(1) 1次冷却システムの故障又は1次冷却材の漏えいにより、燃料体の損傷が想定される場合

- ① 炉心の冠水維持又は設計を超える冷却材の漏えいを防止する設備の配備
- ② 炉心の冠水維持に必要となる十分な水源の確保
- ③ チャコールフィルタを設けた非常用換気設備等による、事故時の原子炉建屋又は使用済燃料貯蔵施設からの放射性物質の放出を抑制又は緩和する設備の配備
- ④ 散水による燃料体損傷の緩和対策

(2) 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場合

- ① 代替注水設備（注水ライン、ポンプ車等）等による、使用済燃料等の

破損防止対策

- ② 放射線の遮蔽に水を使用する貯蔵施設にあつては、代替注水設備による遮蔽を維持できる水位の確保対策
- ③ 使用済燃料等の未臨界維持対策
- ④ 使用済燃料等の損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減させる対策

規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の第40条への適合性に関し、以下の項目について審査を行った。

Ⅲ－29. 1 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

Ⅲ－29. 2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大防止に係る対策

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、第40条における要求事項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－29. 1 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

当初申請で、申請者は以下のとおり、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（以下「設計基準事象」という。）に対して耐震Bクラス又はCクラスの安全機能喪失を重畳させた事故を想定し、いずれの事故においても、公衆に過度の被ばくを与えることがないことを確認していた。

(1) 停止機能の喪失に関する事象

停止機能の喪失に関する事象としては、設計基準事象の「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に加えて2本の制御棒挿入失敗を想定していた。

(2) 冷却機能の喪失に関する事象

冷却機能の喪失に関する事象としては、設計基準事象の「商用電源喪失」に加えて「非常用電源設備の機能不全」を、また、設計基準事象の「1次冷却材流出事故」に加えてサイフォンブレイク弁の機能不全を想定していた。

(3) 閉じ込め機能の喪失に関する事象

閉じ込め機能の喪失に関する事象としては、設計基準事象の「炉心流路閉塞事故」に加えて「非常用電源設備の機能不全」を想定していた。

上記の想定に対して、規制委員会は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故については、単に設計基準事象に安全評価で動作を期待している機器の故障を重畳させるだけではなく、試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、大規模な自然災害等の共通要因故障の原因となる事象の発生を考慮した上で、影響の緩和等の措置を行う必要があることを指摘し、申請者によって想定が以下のとおり見直された。

1. 設計基準事故等と地震の重畳

申請者は、第40条及びその解釈の要求に基づき、本試験研究用等原子炉施設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について、設計基準事故より発生頻度は低いが、周辺公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの）を与えるおそれがある事故を選定している。また、事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象に起因する多重故障を考慮している。

申請者は、基本的安全機能である停止機能、冷却機能及び閉じ込め機能が、設計基準事象の想定を超えて喪失する事故として、多重故障を引き起こす外部事象の中で最も影響が大きいと考えられる基準地震動を超える地震によって、それぞれの機能が喪失した場合を以下のとおり想定している。

(1) 停止機能の喪失

直ちに停止機能の作動が求められる設計基準事象は、①制御棒の異常な引き抜き、②実験物の異常等による反応度の付加、③冷水導入による反応度付加、④商用電源喪失、⑤重水反射体への軽水流入、⑥1次冷却材流量の低下、⑦1次冷却材流出事故、⑧1次冷却材主ポンプ軸固着事故である。基準地震動を超える地震が①から⑧の事象の原因となり得るものの中で最も影響が大きいものであることから、これを共通要因とした停止機能の喪失に関連する多重故障を想定する。

制御棒は各々が独立しており、かつ単純な構造であることから、複数の制御棒が同時に挿入できなくなることは想定し難いが、基準地震動を超える地震により、全ての制御棒（Sクラス施設）が機械的な固着により挿入できなくなり、停止機能が喪失することを想定する。

また、基準地震動を超える地震の影響により、耐震Bクラス及びCクラスの設備の全部が損傷を受け、商用電源及び非常用電源が喪失したものとする。

この場合、停止機能を喪失した上に、強制循環による冷却機能を全て失うことになり、燃料損傷に至る可能性がある。

以上のことから、申請者は、「基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象」を、多量の放射性物質等を放出する事故として選定するとしている。

（2）冷却機能の喪失

① 炉心流路閉塞

炉心流路閉塞については、1流路の閉塞を設計基準事象としており、評価の結果、敷地周辺の一般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。

原子炉運転前の炉心点検により異物がないことを確認すること、1次冷却系配管に取り付けたストレーナにより冷却材から異物を除去すること等の対策をとっているため、1流路を超える流路閉塞が発生することは想定し難いが、燃料要素1体の流路全てが閉塞することを想定する。

この場合、原子炉は停止するものの、燃料要素1体が流路閉塞により損傷し、内蔵する放射性物質が燃料板から放出された場合は、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与える可能性がある。

以上のことから申請者は、冷却流路の喪失のうち、「炉心流路閉塞による炉心冷却機能の喪失事象」を多量の放射性物質等を放出する事故として選定するとしている。

② 冷却材流量の喪失

冷却材流量の喪失に関連する設計基準事象は、1次冷却材流量の低下、1次冷却材主ポンプ軸固着事故等あり、基準地震動を超える地震がこれらの事象の原因となり得るものの中で最も影響が大きいことから、これを共通要因とした冷却材流量の喪失に関連する多重故障を想定する。

基準地震動を超える地震の影響により、耐震Bクラス及びCクラスの設備の全部が損傷を受け、商用電源及び非常用電源が喪失したものとする。

1次冷却材補助ポンプは非常用電源の喪失に伴い作動せず、崩壊熱除去のための冷却材の強制循環機能の喪失を想定する。なお、地震計からの信号により原子炉は自動停止する。

この場合、設計で期待する崩壊熱除去が行われませんが、1次冷却材の自然循環等の冷却により燃料の健全性は確保される。

以上のことから、申請者は、冷却材流量の喪失として、多量の放射性物質等を放出する事故として選定する事象はないとしている。

③ 冠水維持機能の喪失

冠水維持機能の喪失につながる設計基準事象は、1次冷却材流出事故であるとしており、基準地震動を超える地震がこれらの事象の原因となり得るもので最も影響が大きいことから、これを共通要因とした冠水維持機能の喪失に関連する多重故障を想定する。

基準地震動を超える地震の影響により、耐震Bクラス及びCクラスの設備の全部が損傷を受け、商用電源及び非常用電源が喪失したものととしている。また、Sクラスに属する施設である1次冷却系配管が破断し、流出量としては全周破断した場合に相当する流出を想定する。なお、地震加速度大又は商用電源喪失によりスクラム信号が発せられ、原子炉は停止する。

原子炉プール水位が一定水位まで低下した場合は、Sクラスに属する施設であるサイフォンブレイク弁の作動信号が発生してサイフォンブレイク弁が開き、原子炉プールからの冷却材の流出が止まり、炉心の冠水を維持する設計である。サイフォンブレイク弁は、2系統設置しており、電源喪失に対してフェイルセーフに作動するように設計していることから、機能しないことは想定し難いが、基準地震動を超える地震を原因としてサイフォンブレイク弁の故障を想定する。この場合、冠水維持機能を失うこととなり、燃料損傷に至る可能性がある。

以上のことから、申請者は、「基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象」を、多量の放射性物質等を放出する事故として選定すると

している。

(3) 閉じ込め機能の喪失

基準地震動を超える地震により、原子炉建家による放射性物質の閉じ込め機能が喪失したとしても、原子炉の停止機能、冷却材の強制循環機能及び冠水維持機能が維持されれば、多量の放射性物質等を放出する事故に至ることはないとしている。

なお、原子炉の停止機能、冷却材の強制循環機能又は冠水維持機能が喪失し、燃料が損傷した状態で、原子炉建家による放射性物質の閉じ込め機能が喪失した状態は、上記(1)及び(2)の事象において考慮するとしている。

これらを踏まえ、申請者は、以下の事故を、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。

① 基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象

全制御棒の挿入失敗、重水ダンプ弁の自動開機能の故障及び冷却材の強制循環機能の喪失

② 炉心流路閉塞による炉心冷却流量の喪失事象

燃料要素1体の流路全てが閉塞

③ 基準地震動を超える地震による炉心の冠水維持機能の喪失事象

1次冷却系配管が全周破断した場合に相当する冷却材の流出及びサイフォンブレイク弁2系統の故障

なお、使用済燃料貯蔵設備として、本試験研究用等原子炉施設には使用済燃料貯蔵プール及び使用済燃料貯槽があるが、これらの設備については以下の理由から多量の放射性物質等を放出する事故は想定しないとしている。

- ・使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料については、炉心と異なり冷却水の流出の原因となり得る配管等がないこと及び崩壊熱が小さいことから冷却機能（冠水維持機能）が喪失した場合においても影響は炉心の冠水維持機能の喪失に包含されること。
- ・使用済燃料貯槽については、運転終了後1年以上使用済燃料貯蔵プールで冷却された使用済燃料のみが貯蔵され、その冷却機能（冠水維持機能）が喪失した場合においても燃料要素の燃料板が熔融することはないこと。

規制委員会は、申請者による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、本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、多重故障を引き起こす外部事象の中で最も影響が大きいと考えられる基準地震動を超える地震によって、停止機能、冷却機能及び閉じ込め機能が喪失する事故を想定し、敷地周辺の一般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故を選定していることを確認した。

Ⅲ－２９．２ 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大防止に係る対策

１．基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象への対策

申請者は、基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象について、以下の対策を講じるとしている。なお、原子炉運転中は、運転員が中央制御室に常時２名、運転員居室に２名配置されており、事故発生時には運転員居室の２名が対応・作業に当たるとしている（以下の対策において同様）。

（１）発生防止対策及び拡大防止対策

- ・設計基準設備として、重水ダンプによる停止系が、制御棒が挿入困難な場合には、重水ダンプ弁が電動で開になり、重水ダンプにより原子炉に負の反応度を添加する。
- ・重水ダンプ弁の電動操作が困難な場合は、あらかじめ定めた手順により手動による開操作を行う。
- ・重水ダンプが困難な場合は、あらかじめ定めた手順により、炉頂部より、ホウ酸水を注入する。ホウ酸は、あらかじめ粉末の状態で炉頂部に設置しておき、重水ダンプ弁の開操作ができない場合に、原子炉プール等から汲み上げた水に溶かして、上部遮蔽体に設置された照射プラグをとりはずしできる開口部から注入する。その際、ホウ酸水の注入は、原子炉プール水位及び冷却材の強制循環機能が維持されている状況でのみ行うことから、作業員の炉頂部へのアクセス経路及び作業環境について遮蔽等の追加措置は要しない。

（２）影響緩和対策

- ① 地震影響等により、原子炉建家が損傷を受け気密が低下した場合は、当

該箇所には原子炉建家内側又は外側から目張り等の補修を行う。

- ② 炉室内及び敷地周辺の放射線モニタリングを行い、敷地周辺の放射線量の顕著な上昇が見られる場合は、原子炉建家内に放射性物質を閉じ込め、放出を抑制する。その際には、必要に応じて原子炉建家の必要箇所（出入口、非常口等）に原子炉建家の外側から目張りを行う。

（3）共通的な対策

各事故に共通的な対策として、原子力科学研究所事故対策規則等に基づき以下を講じるとしている。

- ・ 実験者、見学者等を避難させる。
- ・ 本試験研究用等原子炉施設に事故現場指揮所を置き、防護活動組織を設置し、事象の収束、拡大防止にあたる。
- ・ 高線量などの影響により事故現場指揮所を本試験研究用等原子炉施設に置くことができない場合は、緊急時対策所等に設置する。
- ・ アラーム付きポケット線量計等の着用により、作業員の被ばくを管理するとともに、緊急作業時の線量限度を超えないようにする。
- ・ 現場の作業においては空気呼吸器を着用するなど、内部被ばくを低減する。
- ・ 敷地周辺の放射線量を監視する。

2. 炉心流路閉塞による炉心冷却機能の喪失事象への対策

申請者は、炉心の流路閉塞について、以下の対策を講じるとしている。

（1）拡大防止対策

設計基準の範囲の対策により原子炉は停止することから、流路閉塞による燃料の損傷の範囲は拡大することはないため、設計基準の範囲を超える拡大防止対策は不要である。

（2）影響緩和対策

上記「1.（2）②」と同様な対策を講じる。

（3）共通的な対策

上記「1.（3）共通的な対策」と同様な対策を講じる。

3. 基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象への対策

申請者は、基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象について、以下の対策を講じるとしている。また、冠水維持機能の喪失事象及び停止機能の喪失事象の重畳を想定した場合においても、水位の低下に伴い原子炉は未臨界となるが、燃料は崩壊熱により損傷に至ることから、以下と同様の対策を講じるとしている。

(1) 発生防止対策及び拡大防止対策

① 1次冷却系配管からの漏えいの対策

- ・サイフォンブレイク弁が自動で働かない場合には、あらかじめ定めた手順及び資機材によって、手動による開操作を行う。サイフォンブレイク弁の開操作は、炉頂部において、空間線量を監視しながら、放射線業務従事者の線量限度を超えないようにして行う。
- ・流出箇所を特定し、配管の補修を行う。

② 原子炉プールへの給水又は散水に係る対策

- ・1次冷却系配管に設置された止め弁が有効に機能しない場合は、既設の設備により補給水及び流出した冷却材の回収を行う。
- ・既設の設備による冷却材の回収が困難な場合は、流出した冷却材を可搬型の汲上ポンプにより回収する。汲上ポンプ及び汲上用ホースは、あらかじめ原子炉建家の地階に設置しておき、汲上用ホースは地階の汲上ポンプから階段及び通路を経由して原子炉プールまで接続する。
- ・汲上ポンプには、可搬型の発電機から給電する。
- ・炉心上部より、消火設備を用いて散水を行い、原子炉建家外への放射性物質の放出を抑制する。その際、炉心上部に接近できない場合に備え、炉室1階や原子炉建家外から給水するためのホース等を設ける。
- ・原子炉プールへの給水や散水には、必要に応じて所内の消防車を活用する。
- ・水源としては、施設内の軽水貯留タンク No.1 (容量 35 m³) 及び軽水貯留タンク No.2 (容量 100 m³) の他に、2次冷却水 (約 600 m³) 等を使用する。

(2) 影響緩和対策

上記「1. (2) 影響緩和対策」と同様な対策を講じる。

(3) 共通的な対策

上記「1. (3) 共通的な対策」と同様な対策を講じる。

4. 自然現象等による施設の大規模な損壊

申請者は、本試験研究用等原子炉施設は実用発電用原子炉ではないが、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、上記1. から3. の想定を超える事象として、炉心の大規模損壊事象の発生を想定するとしており、この場合、以下のとおり措置するとしている。

- ・大規模損壊を発生させる原因としては、基準地震動を大きく超える地震、航空機テロ等の外部事象及び爆発等の内部事象が考えられ、こういった場合、炉心及び原子炉プールの損壊の可能性がある。このときには、消火設備等を用いて放水することにより、燃料及び原子炉建家内の空間に散水を行い、放射性物質の放散をできる限り抑制する。その他、実験者等の避難、敷地周辺の放射線量の監視、作業員の被ばく低減等について、上記で述べた対策と同じ対策をとる。

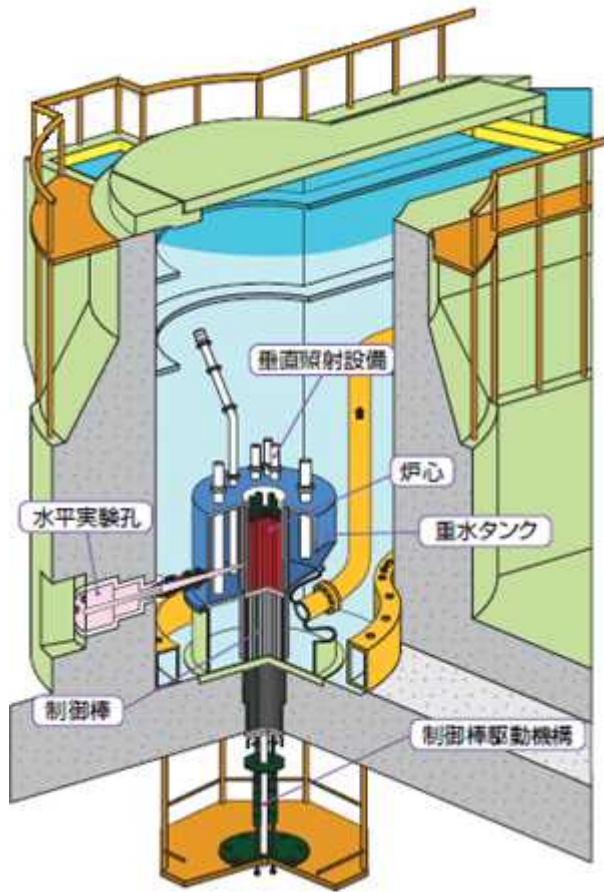
規制委員会は、炉停止機能の喪失に対しては、運転員によりホウ酸水を注入するとしていること、冷却機能の喪失に対しては、炉心の冠水を維持する手順の整備、炉心の冠水維持に必要な十分な水源の確保、また、閉じ込め機能の喪失に対しては、事故時の原子炉建屋からの放射性物質の放出を抑制又は緩和する設備の配備及び散水による燃料体損傷の緩和の措置がとられること、さらにこれらの対策の実施に当たり必要なアクセス経路の確保等が行われていることを確認した。

IV 審査結果

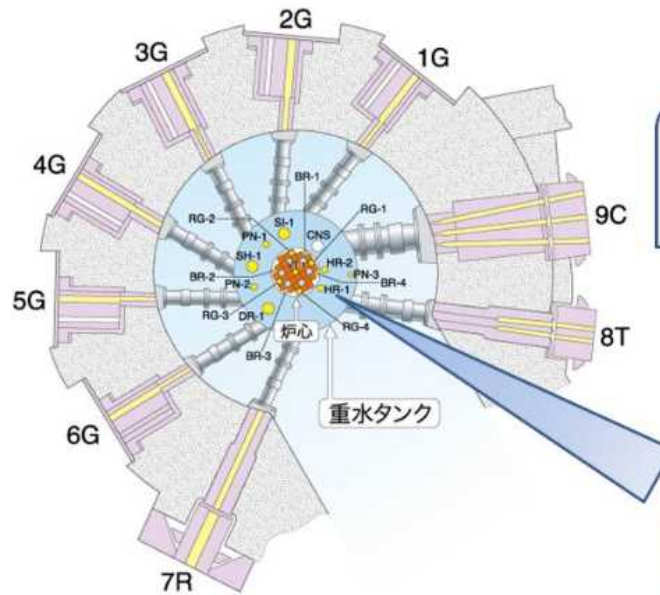
申請者が提出した本申請を審査した結果、当該申請は、原子炉等規制法第24条第1項第2号（技術的能力に係るものに限る。）及び第3号に適合しているものと認められる。

日本原子力研究開発機構 JRR-3の概要

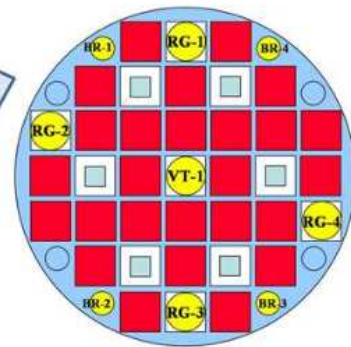
名称	JRR-3 (Japan Research Reactor No.3)
所在地	茨城県那珂郡東海村
炉型	低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型
熱出力	20MW
原子炉設置許可年月日等	昭和43年9月（昭和37年9月初臨界）
目的	ビーム実験、燃料材料照射、RI製造、放射化分析など



JRR-3炉心断面図



水平実験孔：1G～6G、7R、8T、9C
 垂直実験孔：HR、PN、PN-3、SI、DR、VT-1、BR、SH



炉心拡大

JRR-3概略図

商業用発電炉・高中出力試験研究炉と低出力試験研究炉の規制基準の比較

<商業用発電炉>

重大事故対策	意図的な航空機衝突への対応
	放射性物質の拡散抑制対策
	格納容器破損防止対策
	炉心損傷防災対策
内部溢水に対する考慮 (評価ガイドの適用)	
自然現象に対する考慮 (火山、竜巻、森林火災など) (評価ガイドの適用)	
火災に対する考慮 (評価ガイドの適用)	
電源の信頼性	
その他の設備の性能	
耐震・耐津波性能 (耐震重要度分類Sクラスの設備・機器は、基準地震動及び基準津波の策定が必要)	

<高中出力試験研究炉>

(熱出力50MW~500kW水冷却炉)

JRR-3
高中出力炉(熱出力:20MW)

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止
内部溢水に対する考慮※
自然現象に対する考慮※ (火山、竜巻、森林火災など)
火災に対する考慮※
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能 (耐震重要度分類Sクラスの設備・機器は、基準地震動及び基準津波の策定が必要)

<低出力試験研究炉>

(熱出力500kW未満)

重大事故対策及び多量の放射性物質等を放出する事故への対策は不要
内部溢水に対する考慮※
自然現象に対する考慮※ (火山、竜巻、森林火災など)
火災に対する考慮※
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能 (Sクラスの設備・機器なし)

※ 商業用発電炉の評価ガイドは参考とするが、例えば低出力試験研究炉等については、施設の公衆への影響に応じた対策を準備することも可。