

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所
（南地区）原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子
炉施設の変更）の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の
規制に関する法律に規定する許可の基準への適合につ
いて

原規規発第 2307265 号
令和 5 年 7 月 2 6 日
原子力規制委員会

平成 2 9 年 3 月 3 0 日付け 2 8 原機（安）0 2 7（平成 3 0 年 1 0 月 2 6 日
付け 3 0 原機（安）0 1 3、令和 3 年 1 2 月 2 日付け令 0 3 原機（安）0 0 8、
令和 5 年 2 月 2 2 日付け令 0 4 原機（速実）0 1 3 及び令和 5 年 4 月 1 9 日付
け令 0 5 原機（速実）0 0 1 をもって一部補正）をもつて、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（令和 4 年 4 月 2 5 日付け令
0 4 原機（大安）0 2 6 をもつて国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
理事長 小口 正範へ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 3 2 年法律第 1 6 6 号。以下「法」
という。）第 2 6 条第 1 項の規定に基づき提出された大洗研究所（南地区）原
子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）に対する法第 2 6 条
第 4 項において準用する法第 2 4 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 2 4 条第 1 項第 1 号

本件申請については、

- ・試験研究用等原子炉の使用の目的を変更するものではないこと
- ・使用済燃料については、国内又は我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国において再処理を行うこととし、再処理のために引き渡すまでの間、高速実験炉原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備にて使用済燃料を適切に貯蔵・管理する方針としていること
- ・海外再処理を行うに際しては、政府の確認を受けることとする、海外再処理によって得られるプルトニウム及び濃縮ウランは、国内に持ち帰る又は海外に移転する、また再処理によって得られるプルトニウム、若しくは濃縮ウランを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受ける方針としていること

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

2. 法第24条第1項第2号（経理的基礎に係る部分に限る。）

申請者は、本件申請に係る耐震補強対策、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策等に係る工事に要する資金については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の運営費交付金又は施設整備費補助金により充当する計画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、申請者には本件申請に係る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、本件申請に係る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つて汚染された物又は試験研究用等原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであると認められる。

5. 法第24条第1項第4号

本件申請については、試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項に変更がないことから、法第23条第2項第9号の体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであると認められる。

添付

国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構
大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書
（高速実験炉原子炉施設の変更）
に関する審査書
（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に
関する法律第24条第1項第2号（技術
的能力に係るもの）及び第3号関連）

令和5年7月26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	4
III	試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備	10
III-1	地震による損傷の防止（第4条関係）	10
III-1.1	基準地震動	11
III-1.2	耐震設計方針	29
III-2	試験研究用等原子炉施設の地盤（第3条関係）	40
III-3	津波による損傷の防止（第5条関係）	44
III-4	外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）	51
III-4.1	外部事象の抽出	51
III-4.2	外部事象に対する設計方針	52
III-4.2.1	竜巻に対する設計方針	53
III-4.2.2	火山の影響に対する設計方針	58
III-4.2.3	外部火災に対する設計方針	67
III-4.2.4	その他自然現象に対する設計方針	77
III-4.2.5	その他人為事象に対する設計方針	79
III-4.3	自然現象の組合せ	80
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	81
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）	82
III-6	火災による損傷の防止（第8条関係）	82
III-7	溢水による損傷の防止等（第9条関係）	108
III-8	誤操作の防止（第10条関係）	116
III-9	安全避難通路等（第11条関係）	117
III-10	安全施設（第12条関係）	117
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）	124
III-12	安全保護回路（第18条関係）	134
III-13	反応度制御系統（第19条関係）	134
III-14	放射性廃棄物の廃棄施設（第22条関係）	135
III-15	保管廃棄施設（第23条関係）	136
III-16	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）	137

Ⅲ－１７	通信連絡設備等（第３０条関係）	137
Ⅲ－１８	炉心等（第３２条関係）	138
Ⅲ－１９	外部電源が喪失した場合の対策設備等（第４２条関係）	143
Ⅲ－２０	試験用燃料体（第４３条関係）	144
Ⅲ－２１	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第４４条関係）	145
Ⅲ－２２	原子炉制御室等（第５０条関係）	147
Ⅲ－２３	監視設備（第５１条関係）	147
Ⅲ－２４	一次冷却系統設備（第５５条関係）	148
Ⅲ－２５	残留熱を除去することができる設備（第５６条関係）	151
Ⅲ－２６	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（第５７条関係）	152
Ⅲ－２７	計測制御系統施設（第５８条関係）	153
Ⅲ－２８	原子炉停止系統（第５９条関係）	153
Ⅲ－２９	原子炉格納施設（第６０条関係）	156
Ⅳ	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第５３条関係）	158
Ⅳ－１	事故の想定	159
Ⅳ－２	有効性評価の結果	171
Ⅳ－２．１	炉心損傷防止措置	171
Ⅳ－２．１．１	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）	171
Ⅳ－２．１．２	過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）	180
Ⅳ－２．１．３	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）	186
Ⅳ－２．１．４	原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）	193
Ⅳ－２．１．５	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）	201
Ⅳ－２．１．６	全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SB0）	208
Ⅳ－２．１．７	局所的燃料破損（LF）	210
Ⅳ－２．２	格納容器破損防止措置	217
Ⅳ－２．２．１	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）	219
Ⅳ－２．２．２	過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）	256
Ⅳ－２．２．３	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）	267
Ⅳ－２．２．４	原子炉容器液位確保機能喪失（LORL）	272
Ⅳ－２．２．５	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）	286
Ⅳ－２．２．６	全交流動力電源喪失による強制冷却機能喪失（SB0）	295

IV-2.2.7	局所的燃料破損 (LF)	297
IV-2.3	使用済燃料貯蔵設備における燃料損傷等防止措置	299
IV-2.3.1	冷却機能喪失事故	300
IV-2.3.2	冷却水喪失事故	303
IV-2.4	有効性評価に用いた解析コード	306
IV-3	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る設備及び手順等	337
IV-3.1	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る設備及び手順等に関する共通事項	337
IV-3.2	炉心損傷防止措置に係る設備及び手順	341
IV-3.2.1	原子炉停止機能喪失に対処するための設備及び手順 ..	341
IV-3.2.2	崩壊熱除去機能喪失に対処するための設備及び手順 ..	346
IV-3.2.3	全交流動力電源喪失に対処するための設備及び手順 ..	350
IV-3.2.4	局所的燃料破損に対処するための設備及び手順等	353
IV-3.3	格納容器破損防止措置に係る設備及び手順	355
IV-3.3.1	原子炉停止機能喪失の重畳に対処するための設備及び手順	355
IV-3.3.2	崩壊熱除去機能喪失の重畳に対処するための設備及び手順	358
IV-3.4	使用済燃料貯蔵設備における燃料損傷防止措置に係る設備及び手順	363
V	多量の放射性物質等を放出する事故を超えた施設の損壊への対応	366
VI	審査結果	372
	略語等	373

I はじめに

1. 本審査書の位置付け

本審査書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第26条第1項に基づいて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(以下「申請者」という。)が原子力規制委員会(以下「規制委員会」という。)に提出した「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)」(平成29年3月30日付け申請、平成30年10月26日付け、令和3年12月2日付け、令和5年2月22日付け及び令和5年4月19日付けをもって一部補正。以下「本申請」という。)の内容が、以下の規定に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

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

なお、原子炉等規制法第24条第1項第1号の規定(試験研究用等原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと)、同項第2号の規定のうち経理的基礎に係る規定及び同項第4号の規定(第23条第2項第9号の体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること)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年原子力規制委員会規則第21号。以下「設置許可基準規則」という。)及び試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(原規研発第

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

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

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

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

- (12) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(原規技発第1306197号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))
- (13) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(原規技発第13061915号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))。以下「有効性評価ガイド」という。

なお、本審査は、大洗研究所JMTR(材料試験炉)原子炉施設の原子炉容器には燃料を装荷しないこと及びHTTR(高温工学試験研究炉)原子炉施設は運転を行っていることを前提としている。このうち、JMTRについては、令和3年3月17日付けで廃止措置計画を認可している。

3. 本審査書の構成

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

「Ⅲ 試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備」には、設置許可基準規則のうち設計基準事故に対処するための設備等への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅳ 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)」には、設置許可基準規則のうち多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る設備及び手順等への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅴ 多量の放射性物質等を放出する事故を超えた施設の損壊への対応」には、多量の放射性物質等を放出する事故を超えた施設の損壊を想定し、これに対処するための設備及び手順等に関する審査内容を示した。

「Ⅵ 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(高速実験炉原子炉施設。以下「本試験研究用等原子炉施設」という。)に関して審査した内容を示している。

本審査書においては、法令の規定等や申請書の内容について、必要に応じ、文章の要約や言い換え等を行っている。

本審査書で用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

Ⅱ 試験研究用等原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力

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

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

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

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、技術的能力指針に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 組織

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

申請者は、組織を以下のとおりとしている。

- (1) 理事長は、大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。
- (2) 大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。
- (3) 大洗研究所長（以下「所長」という。）は、大洗研究所における原子炉施設の保安活動を統括する。

なお、非常事態が発生した場合には、所長は、保安規定及び原子力事業者防災業務計画に基づき、現地対策本部を設置する。また、現地対策本部は、人命の救助、避難、非常事態の原因除去、拡大防止等（周辺監視区域内の見学者等に対する避難指示等を含む。）に関する防護活動を行う。

- (4) 原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、原子炉施設の運転等に伴

う安全に関する基本的事項、品質マネジメント活動の基本事項は、理事長の諮問に基づき、中央安全審査・品質保証委員会で審議する。

設計及び工事に対する安全性の評価、設計内容の妥当性、原子炉施設の保安に関する基本的事項は、所長の諮問に基づき大洗研究所の原子炉施設等安全審査委員会で審議する。

- (5) (4) の変更に係る設計及び工事の主な業務は、高速実験炉部及び放射線管理部において実施する。地盤改良工事に係る業務については機構内の専門組織（建設部等）に依頼するが、高速実験炉部長が取りまとめを行う。
- (6) 高速実験炉部長は、運転及び保守等を的確に遂行するため、施設管理統括者として保安活動の統括を行う。

規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守の業務を実施する各担当部及び中央安全審査・品質保証委員会等について、役割分担が明確化された組織を構築するとしていることを確認した。

2. 技術者の確保

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

申請者は、高速実験炉部には、20年以上の経験を有する管理職者、10年以上の経験年数を有する技術者を確保し、このうち、原子炉主任技術者、放射線取扱主任者（第1種）、核燃料取扱主任者、技術士（原子力・放射線部門）の有資格者を確保するとしている。また、今後と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、大洗研究所（南地区）が、本試験研究用等原子炉施設の設計・建設の経験と40年以上に及ぶ運転及び保守経験を有するとしている。

本試験研究用等原子炉施設は、昭和45年の原子炉設置変更許可（高速実験炉原子炉施設の設置）を受けて建設工事を開始し、昭和50～51年の総合機能試験

の後、昭和 52 年 4 月 24 日に増殖炉心（以下「MK-I 炉心」という。）としての初臨界を達成し、各種の性能試験、特性試験等を実施しつつ 50MW、75MW と段階的に出力を上げ、この間に高速増殖炉の基本的特性等に関する種々の技術的経験及び知見を得たとしている。その後、昭和 57 年には MK-I 炉心から照射用炉心（以下「MK-II 炉心」という。）への変更を行い、昭和 58 年 3 月に出力 100MW を達成し、同年 8 月からは MK-II 炉心としての本格運転を開始し、以来今日まで高速炉用燃料・材料の開発に係る各種の照射試験等を実施したとしている。さらに、平成 7 年には、照射性能の向上を目指して、炉心の高中性子束化を図るため、MK-II 炉心に対し燃料仕様の変更、燃料集合体装荷個数の増加等を行い、原子炉熱出力を 140MW とした照射用炉心（以下「MK-III 炉心」という。）への変更を行い、平成 15 年 10 月に出力 140MW を達成し、平成 16 年 5 月からは MK-III 炉心としての本格運転を開始したとしている。

申請者は、これらのことから、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事に係る経験並びに運転及び保守に係る経験を十分有するとしている。

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

4. 品質保証活動

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

申請者は、品質保証活動について、以下のとおりとしている。

(1) 品質マネジメント計画の策定及び品質マネジメント活動の実施

原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置付け、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 2 号）」に適合するように要求事項を定めた「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書」（以下「品質マネジメント計画書」という。）及び保安規定の品質マネジメント計画に基づき、原子炉施設の安全を達成し、維持・向上を図ることを目的に原子炉施設の保安活動に係る品質マネジメントシステム（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）を確立、実施及び評価確認し、継続的に改善するとしている。

(2) 品質保証体制及び役割分担

理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のとおり品質マネジメント活動を実施する。

- ① 理事長は、本試験研究用等原子炉施設の品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント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マネジメント活動を継続的に改善する。
- ② 大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。
- ③ 所長は、大洗研究所における本試験研究用等原子炉施設に関する保安活動を統括する。
- ④ 中央安全審査・品質保証委員会は、原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、品質マネジメント活動の基本事項等を審議する。
- ⑤ 原子炉施設等安全審査委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事に対する安全性の評価、原子炉施設の保安に関する基本的事項等に関する事項を審議する。
- ⑥ 品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事項を審議する。
- ⑦ 高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉サイクル研究開発センターにおける本試験研究用等原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐する。
- ⑧ 部長及び課長は、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本試験研究用等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、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進するとともに、関係法令を遵守する。
- ⑨ 各部長はそれぞれの部署において品質マネジメント活動に関する委員会を設置し、品質マネジメント活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。
- ⑩ 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。

規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動について、当該活動を行う体制が品質マネジメント計画書等

に基づき適切に構築されていることを確認した。

5. 技術者に対する教育・訓練

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

申請者は、本試験研究用等原子炉施設における災害の発生を未然に防止し、一般公衆の被ばくを合理的に達成可能な限り低い水準に保つため、本試験研究用等原子炉施設に係る設計及び工事を行う者並びに運転及び保守を行う者に対し、関係法令及び保安規定の遵守に関する教育、非常の場合に講ずべき処置に関する教育等の保安教育、他の原子力施設における事故トラブル事例の周知など安全意識の向上に関する教育、技術者として素養を高めるために必要な教育並びに消火訓練を含めたナトリウム取扱訓練を行うとしている。加えて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター等においても教育・訓練を行うとしている。

また、本試験研究用等原子炉施設に係る教育・訓練については、今後も継続して行い、保安活動や意識向上のための啓発活動等を通じて、安全文化の育成及び維持を図っていくとしている。なお、長期停止中にあっても、シミュレータ等を用いた運転員の訓練、本試験研究用等原子炉施設における事故トラブル経験の技術者への教育等を継続し、設計及び工事並びに運転及び保守に係る経験を適切に維持及び伝承し、運転に必要な技術的能力を維持及び管理するとしている。

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

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

規制委員会は、申請者の有資格者等の選任・配置について、法令等に基づき本

試験研究用等原子炉施設として原子炉主任技術者を配置するとともに、有資格者から代行者を1名配置するとしていること、及び運転責任者の選任の条件が定められていることから、申請者の原子炉主任技術者等の選任、運転責任者の選任及び配置の方針については適切なものであることを確認した。

Ⅲ 試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備

本章においては、本試験研究用等原子炉施設に係る本申請に関して、平成 24 年 3 月 30 日付け 23 受文科科第 5939 号により受けた設置変更許可（以下「既許可」という。）から設置許可基準規則の要求事項に変更があった内容及び申請者が既許可から基本設計を変更した内容について審査した結果を、設置許可基準規則の条項ごとに示した。

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

Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第 4 条関係）

第 4 条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、地震の発生により生じるおそれのある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて算定した地震力に十分に耐えることができる設計とすることを要求している。

また、耐震重要施設については、基準地震動による地震力及び基準地震動によつ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、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面については、本申請の内容を確認

した結果、本試験研究用等原子炉施設を設置する敷地内に耐震重要施設の安全機能に影響を与える斜面は存在しないことを確認し、設置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

設置許可基準規則解釈において準用する実用炉設置許可基準解釈別記2（以下「実用炉解釈別記2」という。）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、申請者が実施した地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

1. 地下構造モデル

(1) 解放基盤表面の設定

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

申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。

- ① 敷地内で実施した地表地質調査結果及びボーリング調査結果より、新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層及び新第三紀中新世の多賀層群がほぼ水平で相当な広がりを持って、久米層は標高（以下「T.P.」という。）約-50m以深からT.P.約-130mまで、多賀層群はT.P.約-130m以深からボーリング調査下端のT.P.約-220m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、T.P. -135.4m 以深でおおむね S 波速度が 700m/s 以上となり、著しい風化がみられない。

以上のことから、T.P. -135.4m の位置に解放基盤表面を設定した。

規制委員会は、本申請における解放基盤表面は、必要な特性を有し、要求される S 波速度を持つ硬質地盤の表面に設定されていることから、実用炉解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

(2) 敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価

実用炉解釈別記 2 は、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、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 原子炉施設設置位置付近におけるボーリング調査結果、地表地質調査結果等から、敷地及び敷地近傍は下位より新第三紀中新世の多賀層群、新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層、第四紀更新世の段丘堆積物等、第四紀完新世の砂丘砂層等で構成されている。
- ② 敷地内で得られた地震観測記録を、地震波の到来方向ごとに応答スペクトル比を比較した結果、到来方向による大きな違いは見られず、ばらつきも小さい。

また、敷地及び敷地周辺で実施した単点微動観測記録の分析により、敷地地盤には特異な速度構造等はない。

以上のことから、敷地地盤は水平な成層構造とみなすことができることを確認し、一次元の速度構造でモデル化した。

- ③ 応答スペクトルに基づく地震動評価に用いる補正係数の評価等のため

に、地震観測記録から表層地盤の影響を取り除くはぎとり解析に用いる地下構造モデルとして、解放基盤表面付近以浅をモデル化した浅部の地盤構造モデルを設定した。

当該モデルの速度構造及び減衰定数は、敷地内で実施したP S検層等の地質構造調査結果を踏まえ、敷地に設置した地中地震計から得られた地震観測記録を用いて最適化したものを設定した。

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

- ④ 地震動評価に用いる地下構造モデルとして、解放基盤表面付近以深をモデル化した深部の地盤構造モデルを設定した。

当該モデルは、敷地及び敷地周辺で実施した微動アレイ探査や地震波速度トモグラフィ解析等の地質構造調査結果を踏まえて最適化して設定した。

また、減衰定数（Q値）は、解放基盤表面から地震基盤面までは100とし、地震基盤面以深は佐藤ほか（1994）に基づき設定した。

さらに、当該モデルについて、単点微動観測調査結果による検証を行い、整合する結果となっている。

- ⑤ 重力異常分布等によると、敷地の北側には重力の高まりが見られるが、敷地においてはほぼ平坦な構造となっている。

深部の一次元地盤構造モデルの整合性及びこの不整形地盤が敷地の地震動に与える影響について、敷地及び敷地周辺で実施した屈折法地震探査及び微動アレイ探査結果等に基づき作成した深部の二次元地盤構造モデルを用いて、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、両者の地震波はおおむね対応する。

規制委員会は、申請者が実施した敷地及び敷地周辺の敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価については、以下のことから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

- ① 調査の手法が地質ガイドを踏まえた適切なものであること。
- ② 敷地内で得られた地震観測記録を、地震波の到来方向ごとに応答スペクトル比を比較した結果、到来方向による大きな違いは見られず、ばらつきも小さいとしていること、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から、敷地地盤は水平な成層構造とみなすことができることを確認し、一次元の速度構造でモデル化できるとしていること。

- ③ 地下構造のモデル化に当たって、P S 検層、地震観測記録を用いた解析、文献における知見等から地震波速度、減衰定数等を適切に設定するとともに、観測記録との整合を確認していること。

2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

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

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

(1) 震源として考慮する活断層

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

申請者は、調査内容、調査結果及びその評価について、以下のとおりとしている。

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

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

- ② 敷地周辺及び敷地近傍では、国立研究開発法人産業技術総合研究所等が発行している地質図、活断層研究会編（1991）、地質調査所編（1992）、地震調査委員会（2015）、今泉ほか編（2018）等の文献調査を含む調査結果に基づき、震源として考慮する活断層として次の断層を抽出し、活断層の位置、形状等の評価した。

- a. 敷地から 30km 以遠
 (陸域) 関谷断層、深谷断層帯・綾瀬川断層、関口ー米平リニアメント、
 堅破山リニアメント、宮田町リニアメント、棚倉破碎帯西縁断層～同東縁付近の推定活断層、F 1 断層～北方陸域の断層～
 塩ノ平地震断層
 (海域) F 8 断層、F 1 1 断層
- b. 敷地から 30km 圏内の境界を横断する断層
 (陸域) 吾国山断層
 (海域) F 1 6 断層、A-1 背斜
- c. 敷地近傍 (敷地から 5 km 圏内) 境界を横断する断層
 (海域) F 3 断層～F 4 断層

③ 敷地においては、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、ボーリング調査等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。

敷地には新しい時代の活動を示唆するリニアメント等は認められず、新第三紀中新世の多賀層群及び新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層、第四紀中期更新世の東茨城層群 (※¹) 及び第四紀後期更新世の M 1 段丘堆積物並びに第四紀完新世の沖積層及び砂丘砂層が分布し、多賀層群には一部小断層が認められるものの、東茨城層群及び M 1 段丘堆積物の基底面はほぼ水平に分布していることから、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められず、敷地には、震源として考慮する活断層は認められないと評価した。

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

(2) 検討用地震の選定

実用炉解釈別記 2 は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・微小地震の分布、応力場及び地震発生様式 (プレートの形状・運動・相互作用を含む。) に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、検討用地震を複数選定することを要求している。

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

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。以下同じ。）程度以上であると考えられることから、過去の地震及び活断層による地震から、敷地に影響を及ぼすものを抽出した。

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Noda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、敷地への影響が大きい F 1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震及び F 3 断層～F 4 断層による地震を検討用地震として選定した。

② プレート間地震

プレート間地震については、過去の地震及び知見から敷地の震度が 5 弱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）、地震調査研究推進本部（2012）及び地震調査研究推進本部（2019）で想定されている地震を抽出した。

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震のうち、2011 年東北地方太平洋沖地震の本震及び余震については敷地での地震観測記録より求めた解放基盤波による応答スペクトル、それら以外の地震については Noda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルについて比較を行った。

その結果、2011 年東北地方太平洋沖地震の本震（以下「2011 年東北地方太平洋沖型地震」という。）を検討用地震として選定した。

③ 海洋プレート内地震

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

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Noda et

a1. (2002)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、中央防災会議(2004)及び中央防災会議(2013)の知見を踏まえたモーメントマグニチュード(以下「Mw」という。)7.3(海洋プレート内地震で最大震度であったと考えられる1855年安政江戸地震を上回る地震規模)のフィリピン海プレート内地震である茨城県南部の地震(以下「茨城県南部の地震」という。)を検討用地震として選定した。

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

(3) 地震動評価

実用炉解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定することを要求している。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮することを要求している。

また、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことを要求している。

さらに、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えられ得る支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求している。

申請者は、検討用地震として選定したF1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震、F3断層～F4断層による地震、2011年東北地方太平洋沖型地震及び茨城県南部の地震について、震源モデル及び震源特性パラメータの設定並びに地震動評価の内容を以下のとおりとしている。

① F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震

- a. 基本震源モデルは、地質調査結果及び地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(2022) (「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 F 1 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の一つずつ敷地に近い断層上端で、断層端部との間に背景領域を挟んだ位置に配置した。

破壊開始点はアスペリティ下端及び断層下端のうち、敷地への影響の大きい位置に複数設定した。

- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース、2011 年福島県浜通りの地震における余震分布の形状を考慮し、傾斜角を 45° としたケース並びに北部及び南部それぞれのアスペリティを敷地により近くなるよう断層端部に配置したケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価では、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002)の方法を用いた。

地震動評価に当たって使用するマグニチュード(以下「M」という。)は、断層長さから松田 (1975)により求めた。

また、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用せず、敷地での観測記録を基にした補正係数を適用した。

- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、経験的グリーン関数法により評価した。

これに用いる要素地震については、地震発生様式、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を適切に反映していることを確認した上で、茨城県北部で発生した地震 (2011 年 4 月 14 日、M5.1) の敷地での観測記録を採用した。

震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅 (2001)により断層面積から設定し、平均応力降下量は Fujii and Matsu'ura(2000)により 3.1MPa とし、アスペリティの面積は Somerville et al. (1999)の知見を参考に断層面積の 22%とし、アスペ

リティの応力降下量は、平均応力降下量及びアスペリティの断層全体面積に対する面積比（以下「アスペリティ面積比」という。）から設定した。

② F 3 断層～F 4 断層による地震

- a. 基本震源モデルは、地質調査結果及びレシピに基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、地震の断層面については、敷地により近いF 3断層の地表面トレース形状を踏まえて設定した。

断層面積については、入倉・三宅（2001）による内陸地殻内地震のスケリング則の適用範囲を参考に、孤立した短い活断層として、地震モーメントが $7.5 \times 10^{18} \text{Nm}$ （Mw6.5に相当）となるよう設定した。

地震のタイプ及び傾斜角については、音波探査等の結果を踏まえ、逆断層、西傾斜 60° とした。断層上端深さ及び断層下端深さについては、敷地周辺の微小地震の発生状況等から、断層上端深さを 5km、断層下端深さを 18km と設定した。

断層長さについては、活断層調査結果による位置を基に、地震モーメントから入倉・三宅（2001）により求めた断層面積を踏まえ、上端の長さ 21.4km、下端の長さ 27.5 km とした。

アスペリティ位置については、調査の結果、F 3断層部がF 4断層部より評価区間が長く、その変位量が大きいことから、F 3断層部の敷地に近い位置に配置した。

破壊開始点については、アスペリティ下端及び断層下端のうち、敷地への影響の大きい位置に複数設定した。

- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース、レシピを踏まえ傾斜角を 45° としたケース及びF 4断層部の敷地直下にアスペリティを配置したケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価では、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 M は、断層長さから武村（1998）により求めた。

地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数を適用せず、敷地に対

して震源が近いことから、震源近傍における破壊伝播効果を考慮した評価を実施した。

なお、敷地に対して震源が近いこと及び Noda et al. (2002) における適用範囲を踏まえ、その他の距離減衰式も用いて評価した。

- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、適切な要素地震となる地震が敷地において得られていないことから、統計的グリーン関数法により評価した。

震源特性パラメータのうち、平均応力降下量は円形クラックの式により、アスペリティの面積は短周期レベルの式を介し、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティ面積比から求めた。

③ 2011 年東北地方太平洋沖型地震

- a. 基本震源モデルは、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、レシピに基づき、諸井ほか (2013) を参考に震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。

地震規模は、2011 年東北地方太平洋沖地震を踏まえ、 $M_w 9.0$ とした。

断層面は、三陸沖中部から茨城県沖にかけて太平洋プレートの形状を考慮して設定した。断層面積は地震規模から佐藤編 (1989) により設定し、断層長さを 500 km、断層幅を 200 km とした。

- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、強震動生成域 (以下「SMGA」という。) の位置及び数は、過去に発生した $M7\sim 8$ の地震の震源域を考慮して、地震調査研究推進本部 (2012) の領域区分に対応するよう 5 領域に各 1 個の計 5 個を設定した。

茨城県沖の SMGA 位置は、2011 年東北地方太平洋沖型地震の敷地での観測記録を再現できる位置に配置した。

SMGA の応力降下量は、諸井ほか (2013) による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求められる応力降下量 24.6 MPa を設定した。

SMGA の断層全体面積に対する面積比 (以下「SMGA 面積比」という。) は、諸井ほか (2013) に従い 0.125 とした。

破壊開始点は、影響検討により最も敷地に影響が大きいと評価した 2011 年東北地方太平洋沖型地震の破壊開始点とした。

- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、茨城県沖の SMGA 位置を敷地に最も近づけたケース、短周期レベルを基本震源モデルで設定した値の 1.5 倍にしたケースを設定した。

短周期レベルの不確かさを考慮したケースでは、茨城県沖よりも地

域性の観点で短周期レベルが大きい宮城県沖及び福島県沖で発生する地震の短周期レベルをおおむねカバーするレベルとして、SMGA の応力降下量を基本震源モデルの 1.5 倍である 37MPa とした。

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

d. 応答スペクトルに基づく地震動評価では、複雑な震源過程から生成される強震動を短周期から長周期にわたり精度良く評価できる距離減衰式はないと考えられるため、敷地での地震観測記録より求めた解放基盤波を包絡した応答スペクトルを用いた。

e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、経験的グリーン関数法により評価した。

これに用いる要素地震については、地震発生様式、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を適切に反映していることを確認した上で、断層面の北半分に対して 2011 年 3 月 28 日の地震 (M6.5)、断層面の南半分に対して 2005 年 10 月 19 日の地震 (M6.3) の敷地における観測記録を用いた。

震源特性パラメータについては、地震モーメントは地震規模から Hanks and Kanamori (1979) により、次に地震モーメント及び断層面積から円形クラックの式より平均応力降下量を設定し、諸井ほか (2013) による SMGA 面積比 0.125 を用いて、各 SMGA の応力降下量と短周期レベルを設定した。

④ 茨城県南部の地震

a. 基本震源モデルの断層面は中央防災会議 (2013) による「フィリピン海プレート内地震を想定する領域」のうち敷地に近い位置に配置した。

地震規模は中央防災会議 (2013) に基づき、1855 年安政江戸地震を海洋プレート内地震として想定した場合の過去の震度を再現できる震源モデルの地震規模に保守性を考慮した Mw7.3 と設定した。

震源モデル及び震源特性パラメータは、中央防災会議 (2013) や長谷川ほか (2013) 等に基づき設定した。

b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、断層傾斜角やずれは、中央防災会議 (2013) や長谷川ほか (2013) による知見を踏まえ、 90° の右横ずれ断層として設定した。

アスペリティの応力降下量は、中央防災会議 (2013) に基づき 62MPa

とした。

アスペリティ位置は、敷地に近くなるように海洋性マントルの最上部に設定し、破壊開始点は、アスペリティ下端に複数設定した。

- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、断層傾斜角を敷地に向けたケース、アスペリティ位置を敷地に近くなるように海洋性地殻内の上端に配置したケース、応力降下量を笹谷ほか（2006）のスケール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では、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002)の方法を用いた。

また、敷地での観測記録を基にした補正係数を適用した。

- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、適切な要素地震となる地震が敷地において得られていないことから、統計的グリーン関数法により評価した。震源特性パラメータについては、地震モーメントは Hanks and Kanamori (1979)による Mw の定義式から設定し、次に平均応力降下量とアスペリティ面積比からアスペリティの応力降下量を設定した。

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

- ① 内陸地殻内地震である F 1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震及び F 3 断層～F 4 断層による地震の地震動評価においては、
 - a. 文献調査、地質調査等を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地での地震動が大きくなるよう予め敷地に近い断層上端にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること。
 - b. F 3 断層～F 4 断層による地震の地震動評価においては、孤立した短い活断層として Mw6.5 に相当する地震モーメントとして $7.5 \times 10^{18} \text{Nm}$ を設定していること。

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

3. 震源を特定せず策定する地震動

実用炉解釈別記2は、「震源を特定せず策定する地震動」について、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を基に、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、その際、「全国共通に考慮すべき地震動」及び「地域性を考慮する地震動」の2種類を検討対象とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が実施した「震源を特定せず策定する地震動」の評価については、「全国共通に考慮すべき地震動」及び「地域性を考慮する地震動」の2種類を検討対象として、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(1) 全国共通に考慮すべき地震動

実用炉解釈別記2は、「全国共通に考慮すべき地震動」の策定に当たっては、震源近傍における観測記録を基に得られた以下の知見をすべて用いることを要求している。

- ① 2004年北海道留萌支庁南部の地震において、国立研究開発法人防災科学技術研究所が運用する全国強震観測網の港町観測点における観測記録から推定した基盤地震動
- ② 震源近傍の多数の地震動記録に基づいて策定した地震基盤相当面（※²）における標準的な応答スペクトル（以下「標準応答スペクトル」という。）

上記のうち、標準応答スペクトルに基づく地震動の評価に当たっては、地震動の継続時間及び経時的変化等の特性を適切に考慮することを要求している。

また、地震ガイドは、設定された応答スペクトルに基づいて模擬地震動を作成する場合には、複数の方法により検討が行われていることを確認することとしている。

申請者は、「全国共通に考慮すべき地震動」に係る評価について、以下のとおりとしている。

① 2004年北海道留萌支庁南部の地震による港町観測点における基盤地震動に基づく地震動評価

2004年北海道留萌支庁南部の地震による港町観測点における観測記録から推定した基盤地震動として、佐藤ほか（2013）において、ボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に地盤モデルの不確かさ等を考慮した基盤地震動が評価されており、これに保守性を考慮した地震動（以下

(※²) 地震基盤からの地盤増幅率が小さく地震動としては地震基盤面と同等とみなすことができる地盤の解放面で、S波速度2,200m/s以上の地層をいう。

「2004年北海道留萌支庁南部の地震を考慮した地震動」という。)を「全国共通に考慮すべき地震動」として採用した。

なお、評価に当たり、地盤物性のうちS波速度について、港町観測点で基盤地震動を推定した位置における値と敷地の解放基盤表面における値が同等であることを確認している。

② 標準応答スペクトルに基づく地震動評価

a. 地震基盤相当面の設定

地震基盤相当面は、深部の地盤構造モデルにおけるS波速度2,200m/s以上の層となる3,052m/sの層上面(T.P. -1.255km)に設定した。

b. 標準応答スペクトルを考慮した地震動

標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成に当たり、位相特性については、一様乱数の位相を有する正弦波の重ね合わせによる位相を用いる方法(以下「一様乱数を用いる方法」という。)及び実観測記録の位相を用いる方法(以下「実観測記録を用いる方法」という。)の複数の方法を用いた。

一様乱数を用いる方法における振幅包絡線の経時変化については、Noda et al. (2002)に基づき、M7.0、等価震源距離(以下「 X_{eq} 」という。)10kmとして設定した。

実観測記録を用いる方法における観測記録については、敷地周辺で発生した地震であって敷地内で観測された内陸地殻内地震の記録のうち、敷地に最も近い位置で発生した地震(2011年8月22日、M4.3)による観測記録を選定し、模擬地震波を作成した。

これらの模擬地震波について、深部の地盤構造モデルを用いて、地震基盤相当面から解放基盤表面までの伝播特性を考慮して、解放基盤表面における地震動を評価した。

解放基盤表面における一様乱数を用いる方法による模擬地震波と実観測記録を用いる方法による模擬地震波を比較した結果、両者の応答スペクトルはおおむね同程度となっており、位相の違いによる特異な地盤の応答増幅の影響は見られない。

一方、一様乱数を用いる方法による模擬地震波の方が水平成分と鉛直成分とで強震動部の時間が重複し、かつ継続時間が長くなっており、水平及び鉛直の組合せ評価や非線形解析において安全側の評価になることから、一様乱数を用いる方法による模擬地震波を採用した。

規制委員会は、「全国共通に考慮すべき地震動」の策定については、以下のことから、実用炉解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

- ① 「2004年北海道留萌支庁南部の地震を考慮した地震動」については、2004年北海道留萌支庁南部の地震の港町観測点における記録に基づき評価された基盤地震動に保守性を考慮した地震動の知見を用いていること。
- ② 「標準応答スペクトルを考慮した地震動」については、模擬地震波の作成、解放基盤表面における評価等が適切に行われていること。
 - a. 模擬地震波の作成に当たっては、複数の方法として、一様乱数を用いる方法及び実観測記録を用いる方法により検討されている。
 - b. 一様乱数を用いる方法に基づく模擬地震波の作成に当たっては、設定された応答スペクトル（地震動レベル）に対して、地震動の経時的变化を適切に評価できる Noda et al. (2002) に基づき、地震動の継続時間の観点から保守的に M 及び X_{eq} を設定することで、地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的变化等の特性が適切に考慮されている。
 - c. 実観測記録を用いる方法に基づく模擬地震波の作成に当たっては、標準応答スペクトル（地震動レベル）に対して、適切に選定された敷地周辺で発生した内陸地殻内地震の観測記録に基づき、敷地への影響を考慮することで、地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的变化等の特性が適切に考慮されている。
 - d. 作成した模擬地震波について、深部の地盤構造モデルを用いて、地震基盤相当面から解放基盤表面までの地震波の伝播特性を適切に反映し、解放基盤表面における地震動が評価されている。
 - e. 施設への影響を考慮して、一様乱数を用いる方法に基づく模擬地震波を採用している。

（2）地域性を考慮する地震動

実用炉解釈別記2は、「地域性を考慮する地震動」の策定に当たっては、その検討の結果を踏まえ策定する場合には、事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震について、震源近傍における観測記録を用いることを要求している。

また、地震ガイドは、上記に該当する過去に発生した内陸地殻内地震について、活断層や地表地震断層の出現要因の可能性として地域性があることを踏まえ、個別に検討した上で、観測記録収集対象地震として選定されていることを確認することとしている。

申請者は、「地域性を考慮する地震動」の策定に当たり観測記録収集対象と

なる内陸地殻内地震については、地震ガイドを踏まえ、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、その結果を以下のとおりとしている。

- ① 2008年岩手・宮城内陸地震については、震源域近傍は、主に中新世から鮮新世の堆積岩・火山岩等、第四紀の火山岩類が分布し、顕著な摺曲又は撓曲構造が発達し、カルデラが密集する。

また、震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。

さらに、震源域は火山フロントに近接しひずみ集中帯と指摘され、東西圧縮型の逆断層が卓越する。

一方、敷地近傍は、地質が類似する点があるが、敷地近傍に広く分布する新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層及び久米層を不整合に覆う後期更新世の地層はほぼ水平に分布しており、地質構造は異なり、敷地近傍にカルデラも分布しない。

また、敷地近傍陸域は、変動地形等が認識しやすい地域である。

さらに、施設は火山フロントの遠方に位置し、敷地周辺の茨城県北部では南西－北東引張の正断層が卓越する。

よって、2008年岩手・宮城内陸地震の震源域は、敷地近傍とは地域性が異なることから、観測記録収集の対象外とした。

- ② 2000年鳥取県西部地震の震源域近傍は、主に白亜紀～古第三紀の花崗岩及び中新世の安山岩～玄武岩の岩脈が分布する。

また、第四紀中期以降に新たに断層面を形成して、断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にあることから変動地形等の認識が難しい地域である。

さらに、震源域は火山フロントに近接し、東西圧縮の横ずれ断層型が卓越する。

一方、敷地近傍は①に示すとおりであり、また、火山フロントとの位置関係及び地震地体構造の区分については、震源域近傍とは地域性が異なる。

よって、2000年鳥取県西部地震の震源域は、敷地近傍とは地域性が異なることから、観測記録収集対象外とした。

- ③ 以上のことから、観測記録収集対象となる地震はなく、「地域性を考慮する地震動」は策定しないこととした。

規制委員会は、「地域性を考慮する地震動」の策定については、以下のことから、実用炉解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

- ① 地震ガイドを踏まえ、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、これらの地震の震源域と敷地近傍及び敷地周辺とは地域性が異なることから、いずれの地震も観測記録収集対象となる地震ではなく、したがって「地域性を考慮する地震動」は策定しないとしていること。

(3) 震源を特定せず策定する地震動の策定

申請者は、「全国共通に考慮すべき地震動」及び「地域性を考慮する地震動」に係る検討結果及びそれらの評価を踏まえ、「震源を特定せず策定する地震動」については、以下を策定している。

- ① 2004年北海道留萌支庁南部の地震を考慮した地震動
- ② 標準応答スペクトルを考慮した地震動

規制委員会は、申請者が最新の科学的・技術的知見を踏まえ、「震源を特定せず策定する地震動」について、「全国共通に考慮すべき地震動」及び「地域性を考慮する地震動」を検討した結果、「全国共通に考慮すべき地震動」のみを対象とし、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されていることから、実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

4. 基準地震動の策定

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

申請者は、施設の耐震設計に用いる基準地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として基準地震動 S_s-D 及び S_s-1 から S_s-6 を以下のとおり策定している。

(1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

- ① 応答スペクトルに基づく手法による地震動
 - a. 基準地震動 S_s-D (最大加速度は水平方向 700cm/s² 及び鉛直方向 500cm/s²)

基準地震動 S_s-D は、応答スペクトルに基づく地震動評価結果を包絡させて策定した地震動
- ② 断層モデルを用いた手法による地震動
 - a. 基準地震動 S_s-1 (最大加速度は水平方向 NS: 973cm/s²、EW: 711cm/s² 及び鉛直方向 474cm/s²)、S_s-2 (水平方向 NS: 835cm/s²、EW: 761cm/s²)

及び鉛直方向 436cm/s^2 ）、 S_s-3 （水平方向 NS : 948cm/s^2 、EW : 850cm/s^2 及び鉛直方向 543cm/s^2 ）及び S_s-4 （水平方向 NS : 740cm/s^2 、EW : 630cm/s^2 及び鉛直方向 405cm/s^2 ）

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

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

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

（２）震源を特定せず策定する地震動

- ① 基準地震動 S_s-6 （最大加速度：水平方向 827cm/s^2 、鉛直方向 591cm/s^2 ）

基準地震動 S_s-6 は、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標準応答スペクトルを考慮した地震動

なお、「2004 年北海道留萌支庁南部の地震を考慮した地震動」は、水平方向及び鉛直方向ともに全周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを下回るため、基準地震動に選定しない。

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

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針

１．耐震重要度分類の方針

設置許可基準規則解釈の別記 1 では、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮し、耐震重要度に応じて、原子炉施設を S クラス、B クラス又は C クラスに分類することを要求している。

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

(1) 耐震クラス分類の方針

原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて、クラス分類を行うものとする。Sクラスは、安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。）とする。Bクラスは、安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設とする。Cクラスは、Sクラス、Bクラス以外であつて、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設とする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。

なお、耐震Sクラス施設の選定には、設置許可基準規則解釈の別記1「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」に示されたプロセスを適用する。

(2) クラス別施設及び設備の区分

耐震重要度分類によるクラス別施設及び設備の区分を以下のとおりとしている。

① Sクラスの施設

- a. 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系
- b. 使用済燃料を貯蔵するための施設
- c. 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付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
- d. 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- e. 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設
- f. 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設
- g. 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記 f. 以外の施設
- h. その他

② Bクラスの施設

- a. 1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る施設で、Sクラス以外の施設
- b. 2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る施設で、Sクラス以

外の施設

- c. 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系
- d. 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く。）
- e. 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設でSクラス以外の施設
- f. 使用済燃料を貯蔵するための施設でSクラス以外の施設
- g. 使用済燃料を冷却するための施設
- h. 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設でSクラス以外の施設
- i. その他

③ Cクラスの施設

Sクラス及びBクラス以外の施設

④ 設備の区分

設備は、主要設備、補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物に区分する。主要設備は当該機能に直接的に関連する設備、補助設備は当該機能に間接的に関連し主要設備の補助的役割を持つ設備、直接支持構造物は主要設備・補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物、間接的支持構造物は直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）とする。

申請者は、旧分類Aクラス施設のうち、一部を新分類Sクラス施設、一部を新分類Bクラス施設としたとしている。新分類Bクラスへ変更した施設については、機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばく（5mSv）を超えないことを確認したとしている。

その上で申請者は、化学的に活性なナトリウムを内包する機器・配管からの漏えい対策等のため、1次ナトリウム純化系、1次オーバフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系、2次ナトリウム純化系、2次補助冷却系、2次ナトリウム充填・ドレン系、回転プラグ、安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系、外周コンクリート壁、アニュラス部排気系（アニュラス部常用排気フィルタを除く。）、主排気筒及び非常用ガス処理装置については、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないようにしている。

ただし、アニュラス部排気系（アニュラス部常用排気フィルタを除く。）のうちアニュラス部排風機は、基準地震動による地震力により排風機のベルトが外

れる可能性を否定できず、動的機能維持が難しいものの、アニュラス部の圧力を監視することにより中央制御室にてアニュラス部排風機の機能喪失を感知でき、予備機が動作しない場合は運転員等が事象発生から 30 分を目標にベルトの再装着作業を実施し、機能が復旧できるとしている。

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の適用について、設計基準対象施設を耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類する方針として、この方針が設置許可基準規則に適合していることを確認した。

2. 弾性設計用地震動の設定方針

実用炉解釈別記 2 は、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が目安として 0.5 を下回らないように弾性設計用地震動を設定することを要求している。

申請者は、弾性設計用地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定）」における基準地震動 S_1 の応答スペクトルを下回らないものとして、基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定する方針としている。

規制委員会は、申請者が弾性設計用地震動を適切に設定する方針として、このことを確認したことから、実用炉解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、弾性設計用地震動の年超過確率は $10^{-3} \sim 10^{-4}$ 程度としている。

3. 地震応答解析による動的地震力及び静的地震力の算定方針

(1) 地震応答解析による動的地震力

実用炉解釈別記 2 は、基準地震動又は弾性設計用地震動を用いて、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動的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

基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。

② Bクラスの施設の地震力の算定方針

共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に2分の1を乗じた動的地震力を適用する。また、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て算定する。

③ 入力地震動の設定方針

建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動又は弾性設計用地震動を用いて、敷地の地質・地質構造の調査及び地盤の調査の結果に基づき、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮して算定する。

④ 地震応答解析方法

④-1 建物・構築物

動的解析は、スペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析に当たっては、建物・構築物の埋め込み等の設置状況に応じて地盤ばねを設定し、建物・構築物と地盤との動的相互作用を考慮するとともに、建物・構築物の剛性について、それらの形状、構造、特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した地震応答解析モデルを設定する。動的解析に用いる地盤のばね定数及び減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。動的解析は、弾性設計用地震動に対して弾性応答解析を行う。基準地震動に対しては、主要構造要素の弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための基準地震動に対する動的解析においても、同様の応答解析を行う。

④-2 機器・配管系

機器の動的解析については、その形状を考慮した1質点系若しくは多質点系等に置換した解析モデルを設定し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトルモーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。また、配管系の動的解析については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトルモーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。動的解析に用いる機器・配管系の減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。剛性の高い機器・配管系は、その

機器・配管系が設置された床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。

規制委員会は、審査の過程において、設計用床応答スペクトルを算定する際に、地盤のばね定数等の地盤物性のばらつきによる影響を考慮しているかについて説明を求めた。

これに対し申請者は、地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動を考慮した設計用床応答スペクトルを用いて評価を行った結果、耐震設計の成立性に影響しないことを示した。

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、施設と地盤との動的な相互作用及び地盤等の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて地震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、この方針が実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

(2) 静的地震力

実用炉解釈別記2は、耐震重要度分類に応じて水平方向及び鉛直方向の静的地震力を算定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

① 建物・構築物の水平地震力

水平地震力は、地震層せん断力係数に、耐震重要度分類に応じた係数(Sクラス:3.0、Bクラス:1.5、Cクラス:1.0)を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。ここで、地震層せん断力係数は、標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

② 建物・構築物の保有水平耐力

必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数は1.0とする。

③ 建物・構築物の鉛直地震力

Sクラスの施設について鉛直地震力は、震度0.3を基準とし、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

静的地震力は、地震層せん断力係数に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求める。

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、クラスに応じて算定に用いる係数等の割増しをして求めた水平震度及び鉛直震度より静的地震力を算定する方針としていることから、この方針が実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

(1) 建物・構築物

実用炉解釈別記2は、設計基準対象施設のうちの建物・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、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する評価において、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有していること。
- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、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

- a. 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の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。

- b. 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の状態で作用する荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせる。
- c. 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の状態で作用する荷重と静的地震力又は動的地震力を組み合わせる。この動的地震力には、Bクラスのうち共振のおそれのある場合において弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものを適用する。
- d. 風荷重、積雪荷重を荷重として考慮する。

また、運転時の状態で作用する荷重及び設計基準事故時の状態で作用する荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとする。さらに、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとしている。

② 許容限界

- a. Sクラスの建物・構築物
 - ア. 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対する許容限界

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。
 - イ. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体として、十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。
- b. Bクラス及びCクラスの建物・構築物

常時作用している荷重及び運転の状態ですらに作用する荷重と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。
- c. 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

上記の「a. Sクラスの建物・構築物 イ. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界」を適用するほか、耐震クラスの異なる施設が、それを支持する建物・構築物の変形等に対して、その機能

が損なわれないものとする。

d. 建物・構築物の保有水平耐力

建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が、必要保有水平耐力に対して耐震重要度に応じた妥当な安全余裕を有していることを確認する。

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は、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体として、十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせる方針としており、また、その他の地震力との組合せの場合は、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方針としていることから、これらの方針が実用炉解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(2) 機器・配管系

実用炉解釈別記2は、設計基準対象施設のうちの機器・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又は設計基準事故時に生じる荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、その施設に要求される機能を保持すること。組合せ荷重により塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。
- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、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又は設計基準事故時に生じる荷重と、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とどまること。
- ③ 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重については、次の荷重を考慮すること。
 - a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重
 - b. 地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ長時間継続する荷重

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

①荷重の組合せ

- a. Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、及び運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。
- b. Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせる。
- c. Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と静的地震力又は動的地震力を組み合わせる。この動的地震力には、Bクラスのうち共振のおそれのある場合において弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものを適用する。
荷重の方向については、耐震設計において水平2方向及び鉛直方向の地震力による応力を適切に組み合わせる。

②許容限界

- a. Sクラスの機器・配管系
 - ア. 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対する許容限界
応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えるように、降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。
 - イ. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界
構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことが無いように応力を制限する。なお、地震時又は地震後に動作を要求される動的機器については、基準地震動による応答に対して、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする、若しくは解析又は実験等により、その機能が阻害されないことを確認する。

b. Bクラス及びCクラスの機器・配管系

応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えるように、降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、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は、基準地震動による地震力との組合せの場合は、その施設の機能に影響を及ぼすことがないように応力を制限する、また、弾性設計地震動などの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とどまるように適切に設定していることから、これらの方針が実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。

5. 波及的影響に係る設計方針

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

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

(1) 波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、本試験研究用等原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配管系及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係について俯瞰した調査・検討を行う。また、以下に示す4項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認する。

- ① 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- ② 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- ③ 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- ④ 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

(2) 波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

規制委員会は、申請者が、波及的影響の評価に係る施設の抽出及び影響評価について、Sクラス施設との設置位置関係について、原子炉施設の敷地内において俯瞰した調査・検討を行い、評価に当たっては耐震重要施設の設計に用いる地震

動又は地震力を適用する方針としていることを確認したことから、実用炉解釈別記2に適合していると判断した。

Ⅲ－２ 試験研究用等原子炉施設の地盤（第3条関係）

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 地盤の変位

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

申請者は、耐震重要施設が内包される原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物（以下「評価対象施設」という。）を設置する地盤における断層の活動性評価について、敷地における文献調査、変動地形学的調査及び地表地質調査の結果のほか、ボーリング調査、微化石分析等に基づく検討結果から、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) ボーリング調査の結果、評価対象施設及びその近傍の地盤である新第三紀鮮新世～第四紀前期更新世の久米層、第四紀中期更新世の東茨城層群及び第四紀後期更新世のM1段丘堆積物中には、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められず、久米層中には、断層の存在を示唆する鏡肌や条線及び挟材物等は認められない。
- (2) 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。

- (3) 以上のことから、評価対象施設を設置する地盤には、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないと評価した。

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

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

2. 地盤の支持

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

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

- (1) 試験研究用等原子炉施設は、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) 評価対象施設の基礎地盤の支持力、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、評価対象施設の基礎地盤の地質構造及び配置を考慮し、評価対象施設の中心を通り、南北及び東西方向に直交する断面（南北断面として1断面、及びそれに直交する東西断面として2断面の合計3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、入力地震動の位相の反転についても考慮した。

また、地下水位は、保守的に地表面に設定した。

さらに、評価対象施設のうち主冷却機建物については、基礎地盤のすべりに対する安全性を向上させる目的で、東西両側に改良地盤を設置することとし、各種試験により物性値を設定し、必要な支持性能を有することを確認することとした。

(5) 動的解析の結果は、評価基準値及び評価基準値の目安を満足する。

- ① 原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎底面における地震時最大接地圧は 1.14N/mm^2 であり、基礎地盤における評価基準値（平板載荷試験の結果による 2.94N/mm^2 ）を下回る。
- ② 主冷却機建物の基礎底面における地震時最大接地圧は 0.62N/mm^2 であり、基礎地盤における評価基準値（平板載荷試験の結果による 2.69N/mm^2 ）を下回る。
- ③ 基礎地盤の最小すべり安全率は 1.7 であり、評価基準値（1.5）を上回る。
- ④ 基礎底面の最大傾斜は $1/2,370$ であり、評価基準値の目安（ $1/2,000$ ）を下回る。

当初、申請者は、評価対象施設のうち、主冷却機建物の基礎地盤のすべり安全率の評価については、不確かさとして地盤強度のばらつきを考慮した場合に、すべり安全率が評価基準値（1.5）を下回ることから、抑止杭による補強を行うこと（以下「抑止杭工法」という。）により、評価基準値を満足する方針としていた。

規制委員会は、審査の過程において、抑止杭工法は、基準地震動による地震力に対して、抑止杭間も含めた土塊が中抜けするおそれがあること、動的解析の結果では、抑止杭の根入れ部に破壊領域が認められること等から、同工法によるすべり抑制効果の技術的成立性について指摘した。

これに対して、申請者は、地盤補強対策を見直すこととし、周辺地盤改良工法（高圧噴射攪拌工法）による地盤改良を実施する方針に見直すとともに、同工法の品質管理方針を示した。

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

(1) 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

地盤に設置するとしていること。

- (2) 耐震重要施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、評価基準値又は評価基準値の目安を満足していること。

3. 地盤の変形

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

申請者は、評価対象施設の支持地盤に係る設計方針及び地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。

- (1) 評価対象施設は十分な支持性能を有する地盤に支持されていることから、不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の影響はなく、周辺地盤の変状により評価対象施設の安全機能が損なわれるおそれはない。
- (2) 評価対象施設の支持地盤の地殻変動による傾斜については、敷地には「将来活動する可能性のある断層等」は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変動による評価対象施設への影響は小さいと考えられるが、敷地周辺に想定される断層のうち、すべり量が大きく、かつ、すべり域が敷地に近い2011年東北地方太平洋沖型地震のSMGA位置の不確かさを考慮した震源モデルについて、Okada(1992)の手法により、評価対象施設の傾斜を評価した結果、最大値は1/17,000であり、評価基準値の目安である1/2,000を下回る。

また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においても、最大値は1/2,080であり、評価基準値の目安である1/2,000を下回る。

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

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

Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）

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

また、設置許可基準規則解釈では、当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波の策定については、実用炉設置許可基準解釈に基づく基準津波の策定によることとしており、実用炉設置許可基準解釈別記３（以下「実用炉解釈別記３」という。）では、基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。

また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求している。

申請者は、本試験研究用等原子炉施設は T.P. 約 35～40m に設置されており、敷地前面には T.P. 30m 以上の段丘崖が分布していることを踏まえ、敷地(T.P. 30m 以上)への津波の遡上の可能性について検討するという方針に基づき、評価を行っている。

なお、本試験研究用等原子炉施設は海からの取水は行っていない。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

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

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 地震に伴う津波

実用炉解釈別記3は、地震に伴う津波について、プレート間地震、海洋プレート内地震及び海域の活断層による地殻内地震に伴う津波を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に來襲した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。

また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方や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、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、波源設定の考え方や解析条件の相違点に着目した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映することを要求している。

申請者は、地震に伴う津波評価について、以下のとおりとしている。

(1) 検討波源の選定

- ① 敷地周辺の既往津波及び痕跡高等についての文献調査の結果、敷地周辺に影響を与えたと考えられる津波には、1677年延宝房総沖地震津波及び2011年東北地方太平洋沖地震津波がある。

また、茨城県日立市等で房総沖の波源による津波堆積物が確認されており、文献記録と対比できる津波は、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のうち「茨城県津波浸水想定／茨城県」（平成24年8月茨城沿岸津波対策検討委員会。以下「茨城県(2012)」という。）では、東北地方太平洋沖地震津波及びH23想定津波（平成19年に茨城県で想定した「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。

なお、遠地津波（チリ地震津波等）並びに近地津波のうち千島海溝沿い及び伊豆・小笠原海溝沿いの領域については、既往津波の記録、波源の位置と伝播の指向性を考慮すると、敷地への影響は小さい。

- ② 文献調査の結果を踏まえ、敷地に影響を与える可能性がある津波の検討波源は以下のとおりとした。
 - a. プレート間地震に起因する津波としては、2011年東北地方太平洋沖型の津波波源（Mw9.1）及び1677年延宝房総沖地震を踏まえた茨城県沖に想定する津波波源（Mw8.5）に、さらに断層面積及びすべり量に関する保守性を考慮した茨城県沖から房総沖に想定する津波波源

(Mw8.7) を設定した。

- b. 海洋プレート内地震に起因する津波としては、1933年昭和三陸地震を踏まえた津波波源 (Mw8.6) を選定した。
- c. 内陸地殻内地震に伴う津波については、阿部 (1989) の簡易予測式を用いて評価を行った結果、F3断層～F4断層の同時活動による津波が最大となったが、プレート間地震に起因する津波及び海洋プレート内地震に起因する津波を上回るものではないことを確認した。

(2) 津波伝播の数値計算手法

- ① 津波に伴う水位変動の評価は、敷地前面海岸を評価範囲とし、範囲内の最大値を評価するものとして、非線形長波理論に基づき、差分法による平面二次元モデルによる津波シミュレーションプログラムを用いて実施した。

なお、潮位条件としては、茨城県 (2012) による茨城沿岸の朔望平均満潮位及び茨城港常陸那珂港区ひたちなかにおける潮位観測データによる朔望平均満潮位を適用した検討を実施した。

- ② 津波シミュレーションに用いる数値計算モデルについては、北海道から千葉房総付近の太平洋の東西約 800km、南北約 1,300km を計算領域とし、計算格子間隔は、最大 4,320m から最小 5m まで徐々に細かい格子サイズを設定した。
- ③ 津波シミュレーションの再現性については、津波の規模が大きく、津波痕跡高の記録も多い 2011年東北地方太平洋沖地震の津波波源を対象として評価を実施した。

敷地評価の指標としては、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ (2012) 及び敷地内で実施した痕跡高調査結果と、数値シミュレーションにより計算された津波高さとの比から、相田 (1977) により求める幾何平均値 K 及びばらつきを表す指標 κ を用いて検証した。

その結果、土木学会 (2016) に基づく再現性の目安を満足することを確認した。

(3) 地震に伴う津波評価

- ① 2011年東北地方太平洋沖型の津波波源

2011年東北地方太平洋沖型の津波波源については、三陸沖中部から福島県沖及びその沖合の海溝軸付近を領域とした Mw9.1 の特性化波源モデルを設定した。

断層面積は杉野ほか (2014) を参考に設定した。

平均応力降下量は内閣府（2012）等を参考に 3.0MPa とし、平均すべり量は、地震の規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。

すべり量の不均一性は、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、大すべり域の位置は、三陸沖中部から福島県沖の海溝軸付近に配置し、南北に約 10 km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出した。

また、破壊伝播を考慮せず同時破壊とし、立ち上がり時間は 30 秒とした。

② 茨城県沖から房総沖に想定する津波波源

茨城県沖から房総沖に想定する津波波源については、北限を福島県沖の一部まで拡張し、南限を北米プレートとフィリピン海プレートの境界を越えて房総沖まで拡張した Mw8.7 の特性化波源モデルを設定した。

平均応力降下量は、内閣府（2012）等を参考に 3.0MPa とし、平均すべり量は、地震の規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。

すべり量の不均一性は、杉野ほか（2014）による考え方よりも保守的になるよう超大すべり域を設定するとともに、杉野ほか（2014）の設定を割り増して、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の 4 倍、2 倍、0.62 倍に、面積をそれぞれ全体の面積の 5%、15%、80% となるように設定した。

大すべり域の形状は、2 パターンのモデルを設定するとともに、それぞれのパターンで、超大すべり域、大すべり域の位置について、茨城県沖から房総沖の海溝軸に配置し、南北に約 10 km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出した。

また、破壊伝播速度、破壊開始点及び立ち上がり時間の不確かさについて検討を実施し、津波評価に影響しないことを確認した上で、破壊伝播を考慮せず同時破壊とし、立ち上がり時間は 30 秒とした。

③ 1933 年昭和三陸地震を踏まえた津波波源

1933 年昭和三陸地震を踏まえた津波波源については、文献調査の結果を踏まえて、1933 年昭和三陸地震津波を基本として設定した。

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。

不確かさを考慮したケースとして、土木学会（2016）を参考に、断層の位置及び走向について、三陸沖北部から房総沖までの範囲で変動させて、敷地への影響が最も大きくなる波源モデルを確認した。

④ 地震に伴う津波の波源の選定

以上の検討結果から、地震に起因する津波のうち、敷地への影響が大きい津波波源として、茨城県沖から房総沖に想定する津波波源を選定した。

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

- (1) 津波堆積物調査を含む文献調査により、波源モデルの設定等に必要な検討波源の選定が適切に行われていること。
- (2) 津波計算の数値計算手法について再現性の確認が適切に行われていること。
- (3) 茨城県沖から房総沖に想定する津波波源については、
 - ① 波源領域の南限を北米プレートとフィリピン海プレートの境界を超えて矩形となるよう、茨城県沖から房総沖に拡張し、Mw8.7としていること。
 - ② 超大すべり域について、杉野ほか（2014）では、Mw8.7以下では設定しないこととなっているが、保守的に超大すべり域を設定していること。
 - ③ 大すべり域及び超大すべり域のすべり量について、杉野ほか（2014）の設定よりも更に割り増して設定していること。
 - ④ 特性化波源モデルは、最新の知見を踏まえ、大すべり域及び超大すべり域の位置、面積、すべり量等について、不確かさを考慮して設定していること。

大すべり域及び超大すべり域の位置については、大すべり域の形状が敷地に与える影響を考慮した上で、茨城県沖から房総沖の範囲で南北に10km単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きい位置を抽出していること。

- (4) 東北地方太平洋沖型の津波波源については、最新の知見を踏まえ、津波波源及びその規模について保守性を考慮して設定するとともに、当該モデルの超大すべり域及び大すべり域の位置について、三陸沖中部から福島県沖の範囲で南北に10km単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出していること。

また、1933年昭和三陸地震を踏まえた津波波源については、最新の知見を踏まえ、津波波源及びその規模について保守性を考慮して設定するとともに、断層の位置及び走向について、各種の不確かさを考慮して適切に評価していること。

2. 地震以外の要因による津波

実用炉解釈別記3は、地震以外の要因による津波について、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に來襲した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。

また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。

申請者は、地震以外の要因による津波評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査の結果、敷地周辺において、陸域及び海底での地すべり、斜面崩壊並びに火山現象による歴史津波の記録は認められない。
- (2) 国立研究開発法人防災科学技術研究所（2004）により示された地すべり地形について、空中写真及び国土地理院 5mDEM（数値標高モデル）による地形判読の結果、敷地に影響を及ぼす津波を引き起こす可能性のある陸上地すべり及び斜面崩壊の地形は認められない。
- (3) 海底地すべりについては、文献調査に加え、敷地前面の音波探査による海底地形判読の結果、海底地すべりの可能性のある地形は認められない。
また、ハワイ付近に認められる海底地すべりによる津波についても、敷地への影響は小さい。
- (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。
- (5) 以上の検討から、地震以外の要因による津波は、地震に伴う津波と比較して敷地への影響は十分に小さいと評価した。

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

3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ

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

ことを要求している。

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

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せについては、地震以外を要因とする津波は、地震に伴う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ことを確認した。

4. 施設への津波の遡上評価

申請者は、施設への津波の遡上評価を以下のとおりとしている。

- (1) 津波に伴う水位変動の評価は、敷地前面海岸を評価範囲とし、範囲内の最大値を評価に用いた。当該試験研究用等原子炉施設に最も大きな影響を及ぼすおそれがある津波波源である茨城県沖から房総沖に想定する津波波源（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置から南へ 10 km 移動、同時破壊、立ち上がり時間 30 秒）による遡上検討位置での津波高さに、潮位のばらつき、高潮及び断層の破壊伝播現象が水位上昇側に与える影響を考慮しても、評価範囲での最大の津波高さは T. P. 17.8m であり、津波は敷地（T. P. 30m 以上）に到達しない。
- (2) 本試験研究用等原子炉施設に最も大きな影響を及ぼすおそれがある津波による津波高さは、過去に敷地に来襲した津波、茨城県（2012）、内閣府（2020）及び内閣府（2022）による評価を上回る。
- (3) 以上のことから、津波により本試験研究用等原子炉施設の安全機能が損なわれるおそれがないと評価した。

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

Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第６条関係）

第６条の規定は、設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。以下本節において同じ。）及びその組合せ並びに人為事象（故意によるものを除く。以下本節において同じ。）により、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することなどを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

１．自然現象の抽出

２．人為事象の抽出

Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針

Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針

Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針

Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針

Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針

Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針

Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ

Ⅲ－４．４ 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

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

１．自然現象の抽出

自然現象に対する設計方針を検討するためには、自然災害や自然現象の知見・情報を収集した上で、試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に加え、当該自然現象に関連して発生する可能性がある自然現象も含めて、抽出する必要がある。

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき自然現象の知見・情報を収集し、海

外の選定基準を考慮の上、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る個々の自然現象として、竜巻、火山の影響、森林火災、洪水、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、地滑り及び生物学的事象を抽出している。

また、これらの自然現象ごとに、関連して発生する可能性がある自然現象も含まれている。

規制委員会は、申請者による自然現象の抽出が、自然災害や自然現象に関する国内外の知見・情報を収集し、設置許可基準規則解釈に具体的に例示したもの及び個々の自然現象に関連して発生する可能性があるものを含めた自然現象を検討対象とした上で、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、客観的な選定基準に基づき安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

2. 人為事象の抽出

人為事象に対する設計方針を検討するためには、人為事象に関する知見・情報を収集した上で、試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出する必要がある。

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき人為事象の知見・情報を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下）及びダム の崩壊を抽出している。

規制委員会は、申請者による人為事象の抽出が、人為事象に関する国内外の知見・情報を収集し、設置許可基準規則解釈に具体的に例示したものを含めた人為事象を検討対象とした上で、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、客観的な選定基準に基づき安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出していることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

Ⅲ－4. 2 外部事象に対する設計方針

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

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

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に対する設計方針について、竜巻については「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」、森林火災については外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」、風（台風）、洪水、降水、積雪、凍結、落雷、生物学的事象及び地滑り（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について、人為事象ごとに本試験研究用等原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき人為事象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象に対する設計方針について、火災・爆発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」、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下）及びダム の崩壊（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」において記載している。

Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針

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

規制委員会は、竜巻に対する防護に関して、以下の項目について審査を行った。

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

竜巻に対しては、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、竜巻に対してその施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある施設（以下「竜巻防護対象施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

また、竜巻防護対象施設及び施設の破損等により竜巻防護対象施設に対して波及的影響を及ぼし得る施設（以下本節においてこれらを「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

（1）竜巻防護対象施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、竜巻防護対象施設として上記構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建物を抽出する方針としている。

これらの抽出した施設のうち、屋外施設（外殻となる施設を含む。）及び外殻となる施設による防護機能が期待できない施設に分類された施設を、設計対処施設としている。

なお、上記分類に含まれない、外殻となる施設による防護機能によって竜巻の影響を受けないことが確認された竜巻防護対象施設及び代替措置により必要な安全機能が維持される設備については、竜巻による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による竜巻防護対象施設を抽出するための方針が安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえて竜巻から防護すべき設備を抽出するとしていることを確認した。

（2）竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を、倒壊等による機械的影響の観点及び附属設備の損傷による機能的影響の観点から抽出する方針としている。

規制委員会は、申請者が竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針について、安全機能への影響を網羅的な観点で検討するものであることを確認した。

なお、竜巻防護対象施設への竜巻による影響として飛来物によるものもあるが、この点については「3.（1）設計竜巻荷重の設定」にて記載している。

規制委員会は、以上のとおり、申請者による設計対処施設を抽出するための方針が、竜巻防護対象施設及び同施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分した上で、それぞれについて安全機能への影響を網羅的に検討し、抽出するものであることを確認した。

2. 発生を想定する竜巻の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、試験研究用等原子炉施設の敷地への襲来を想定する竜巻（以下「設計竜巻」という。）を設定することが必要である。竜巻ガイドは、この設定について、竜巻発生の観点から、試験研究用等原子炉施設が立地する地域及び類似の気象条件等を有する地域（以下「竜巻検討地域」という。）を設定した上で、竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて設計対処施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻（以下「基準竜巻」という。）を設定することを示している。さらに、試験研究用等原子炉施設が立地する地域の特性等を踏まえて基準竜巻に対して最大風速を割り増す必要性を検討した上で、設計竜巻を設定することを示している。

(1) 竜巻検討地域の設定

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

(2) 基準竜巻の最大風速の設定

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

具体的には、 V_{B1} として竜巻検討地域で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール 3（風速 70～92m/s）の最大値（92m/s）を選定している。 V_{B2} として、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率 10^{-5} に相当する風速（68.1m/s）を選定している。その上で、 V_{B1} と V_{B2} を比較し、大きい方の V_{B1} を基準竜巻の最大風速として設定している。

(3) 設計竜巻の最大風速等の設定

申請者は、設計竜巻の最大風速の設定に当たり本試験研究用等原子炉施設の地形等を踏まえれば基準竜巻の最大風速を割り増す必要はないが、将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し、基準竜巻の最大風速を安全側に切

り上げて設計竜巻の最大風速を 100m/s とするとしている。また、設計竜巻の最大接線風速等の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会 (NRC) の基準類を参考とするとしている。

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

3. 設計荷重の設定

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

(1) 設計竜巻荷重の設定

申請者は、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻荷重として、風圧力による荷重、設計対処施設内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を設定している。このうち飛来物の衝撃荷重の設定に当たっては、本試験研究用等原子炉施設の構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、運動エネルギー、飛来物の衝撃荷重、貫通力等の大きさから設計上考慮すべき飛来物（以下「設計飛来物」という。）を設定している。その上で、衝突時に設計対処施設に与えるエネルギーが設計飛来物によるものより大きくなるものについては、固定、固縛等により確実に飛来物とならないようにする方針としている。

規制委員会は、風圧力による荷重、設計対処施設内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。また、飛来物の衝撃荷重の設定において、飛来物となり得るものを現地調査等により網羅的に抽出した上で設計飛来物を選定していること、飛来物の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物より大きくなる場合には固縛等の飛来発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

申請者は、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定に当たり、設計対処施設に常時作用する荷重及び運転時荷重を適切に組み合わせるとしている。

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を踏まえた検討により、設計竜巻荷重に加え積雪荷重を考慮するとしている。

さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

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

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

4. 設計対処施設の設計方針

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

申請者は、以下のとおり、竜巻に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないように設計としている。

(1) 屋外の竜巻防護対象施設（竜巻防護対象施設を内包する施設も含む）

屋外の竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とし、安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ鋼板等で補強する防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計とする。

(2) 外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設

外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。設計飛来物の衝突により、窓、換気扇等の開口部の貫通が発生することを考慮し、開口部を補強する防護対策を講じる又は開口部から侵入する飛来物の衝突に対して竜巻防護対象施設そのものを鋼板等で補強する防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計とする。

(3) 竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設

竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても竜巻防護対象施設に影響を与えないように設計する。

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

なお、竜巻注意情報等が発表され、竜巻が本試験研究用等原子炉施設に接近するおそれが確認された場合において、原子炉の運転を停止する方針としていることを確認した。

5. 竜巻随件事象に対する施設の設計方針

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

申請者は、過去の竜巻被害事例及び本試験研究用等原子炉施設の配置から想定される竜巻随件事象として、火災、溢水及び外部電源の喪失を抽出している。

火災については、本試験研究用等原子炉施設の敷地に隣接する道路から飛来する車両からの火災を想定し、火災源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価し、竜巻防護対象施設の許容温度を超えないとしているが、竜巻防護対象施設の外殻となる建物の外壁面に不燃塗料を塗布することで、火災による影響を更に緩和する方針としている。

また、竜巻飛来物が建物を貫通し、建物内部において火災が発生した場合にあっては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる方針としている。なお、建物内部における火災による影響の詳細については、「Ⅲ－8 火災による損傷の防止（第8条関係）」にて記載する。

溢水については、竜巻防護対象施設の外殻となる建物内外からの溢水を想定し、溢水源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえた影響評価を行った上で、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないよう防護対策を講じる方針としている。なお、溢水による影響の詳細については、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」にて記載する。

外部電源喪失については、原子炉保護系の作動等により、原子炉が自動停止するとともに、竜巻防護対象施設として抽出される非常用ディーゼル発電機の安全機能が損なわれないように防護する設計とする方針としている。

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

Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出
2. 試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価
3. 個別評価の結果を受けた試験研究用等原子炉施設への火山事象の影響評価
4. 火山活動に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針
5. 降下火砕物による影響の選定
6. 設計荷重の設定
7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針
8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出

火山ガイドは、施設に影響を及ぼし得る火山については、地理的領域にある第四紀火山のうち完新世に活動を行った火山、及び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に基づく評価により、将来の火山活動可能性が否定できない火山を抽出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 31 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として、高原山、那須岳、男体・たかはらやま なすだけ なんたい女峰火山群、日光白根火山群、赤城山、燧ヶ岳、安達太良山、磐梯山、沼沢及にょほう につこうしらね あかぎさん ひうちがたけ あだたらやま ばんだいさん ぬまざわび榛名山の 10 火山を抽出した。
- (2) 完新世に活動を行っていない 21 火山については、階段ダイヤグラムを作成し、最後の活動終了からの期間が全活動期間より長いこと、又は、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことから 19 火山を施設に影響を及ぼし得る火山ではないと評価した。また、最後の活動終了からの期間が全活動期間より短いことから、将来の活動可能性が否定できない火山としてささもりやま こもちやま笹森山、子持山の 2 火山を抽出した。
- (3) 以上のことから、本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山として、12 火山を抽出した。

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

とを確認した。

また、規制委員会は、申請者が完新世に活動を行っていない火山のうち 19 火山を施設に影響を及ぼし得る火山ではないとする評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、最後の活動終了からの期間が全活動期間又は過去の最大休止期間より長いことによる評価であることから、妥当であると判断した。

2. 試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価

火山ガイドは、施設に影響を及ぼし得る火山について、施設の運用期間における火砕物密度流等の設計対応不可能な火山事象の活動可能性を評価し、活動可能性が十分小さいと判断できない場合は、当該火山事象が運用期間中に施設に影響を及ぼす可能性の評価を行うことを示している。

申請者は、1. で抽出した火山（12 火山）の過去の活動履歴を考慮し、本試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価について、以下のとおりとしている。

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

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

また、規制委員会は、申請者が本試験研究用等原子炉施設の運用期間に設計対

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

3. 個別評価の結果を受けた試験研究用等原子炉施設への火山事象の影響評価

火山ガイドは、施設の運用期間中において設計対応不可能な火山事象が施設の安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合に施設の安全性に影響を与える可能性のある設計対応可能な火山事象を抽出し、当該火山事象に対する設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うことを示している。

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

- (1) 火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については、文献調査の結果、敷地までの離隔距離及び敷地の地形条件から、本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。
- (2) 降下火砕物については、文献調査結果、地質調査結果及び敷地と各火山との位置関係も含めて検討した結果、敷地及びその周辺において降灰層厚と噴火規模が最も大きいものは、^{あかぎかぬま}赤城鹿沼テフラである。

赤城鹿沼テフラは、敷地周辺では町田・新井（2011）によると 10cm～40cm、山元（2013）によると 32cm～64cm、敷地近傍の調査によると 35cm 程度の層厚が示されている。

また、敷地及び敷地近傍での地質調査結果では、約 25cm～約 35cm の層厚である。

以上の文献調査及び地質調査の結果から、敷地周辺における層厚のばらつきを考慮した場合、過去の分布状況から想定される層厚として、敷地及び敷地近傍では約 35cm と評価されるが、敷地周辺では、敷地から噴出源方向に約 10 km の地点で最大 50 cm が確認されている。

さらに、敷地における降下火砕物の層厚を検討するため、活動履歴の検討結果を踏まえ、山元（2013）及び山元（2016）の噴出量 5km³ を設定し、移流拡散モデルを用いたシミュレーションを実施した結果、最大層厚としては、約 22cm

であった。

(3) 上記の検討から、敷地における降下火砕物の最大層厚を 50cm と設定した。

降下火砕物の密度は、文献調査及び地質調査結果を踏まえ、湿潤密度を $1.5\text{g}/\text{cm}^3$ と設定した。

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

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

4. 火山活動に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針

火山事象の影響評価により試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある事象として降下火砕物が抽出されたことから、降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、降下火砕物に対して防護すべき施設を抽出した上で、設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示される必要がある。

申請者は、降下火砕物によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全機能の重要度分類のクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に属する構築物、系統及び機器とし、降下火砕物に対して防護すべき施設として抽出する方針としている。

これらの抽出した施設について、屋内設備の外殻となる建物、屋外に設置されている施設、降下火砕物を含む空気の流路となる施設及び外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設に分類された施設を、設計対処施設としている。

なお、上記分類に含まれない、代替措置や修復等により必要な安全機能が維持される施設については、降下火砕物による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対処施設を抽出するための方針が、降下火砕物によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器について、火山ガイドに沿って降下火砕物の特徴を考慮した上で適切に抽出するものであることを確認した。

5. 降下火砕物による影響の選定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、設計対処施設の機能に及ぼす影響を選定することが必要である。火山ガイドは、この選定について、降下火砕物が直接及ぼす影響（以下「直接的影響」という。）とそれ以外の影響（以下「間接的影響」という。）をそれぞれ選定することを示している。

（1）直接的影響

申請者は、降下火砕物の特徴から荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を検討対象として設定した上で、直接的影響の主な因子として、構造物に対する静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）、換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）、本試験研究用等原子炉施設周辺の大気汚染並びに盤の絶縁低下を選定している。

（2）間接的影響

申請者は、間接的影響として、本試験研究用等原子炉施設外で生じる影響である外部電源の喪失及び大洗研究所へのアクセスの制限を選定している。

規制委員会は、申請者による降下火砕物の直接的影響及び間接的影響の選定が、火山ガイドを踏まえたものであり、降下火砕物の特徴及び設計対処施設の特徴を考慮していることを確認した。

6. 設計荷重の設定

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

申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々に設計対処施設に応じて常時作用する荷重及び運転時荷重を適切に組み合わせる設計としている。また、火山事象以外の自然現象による荷重の組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、設計対処施設ごとに常時作用する荷重、運転時荷重等を考慮するものであることを確認した。

なお、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪による荷重の組合せの抽出については「Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ」、設計基準事故時の荷重との組合せについては「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」で記載している。

7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

設計対処施設については、降下火砕物の直接的影響によって安全機能が損なわれない設計方針とする必要がある。

(1) 構築物等の健全性の維持（荷重）に対する設計方針

申請者は、設計対処施設のうち降下火砕物が堆積する建物及び屋外施設について、設計荷重が許容荷重に対して安全裕度を有することにより構造健全性を失わず、安全機能を損なうことのない設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計について、設計荷重が許容荷重に対して余裕を有することにより構造健全性を失わず、安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

(2) 降下火砕物による荷重以外に対する設計方針

申請者は、降下火砕物による構築物への化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）、化学的影響（腐食）等によって、以下のとおり安全機能が損なわれないように設計するとしている。

① 構築物への化学的影響（腐食）

設計対処施設である建物及び屋外施設は、外装塗装等を実施し、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによる化学的影響（腐食）に対して、安全機能が損なわれないように設計するとしている。

② 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）

設計対処施設である水循環系を有する施設は、降下火砕物が内部に流入することを防止するため、多量の降下火砕物が到達するおそれのある場合には、降下火砕物流入防止板を設置する方針としている。また、フィルタ及びストレーナーの設置により、降下火砕物の侵入を防止し、流入した降下火砕物を除去できるように設計するとともに、閉塞が生じた場合にあっては、閉塞したフィルタ及びストレーナーを交換できるように設計としている。

また、降下火砕物が水循環系に侵入した場合の腐食に対しては、耐食性を有する材料の使用や塗装等により影響を及ぼさないように設計すると

している。摩耗については、降下火砕物の硬度が砂と同等又は砂よりも硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さく、保守管理等により補修が可能としている。

③ 電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）

電気系及び計測制御系の設計対処施設は、全て建物内に設置し、建物の空調換気系の吸気口をガラリ構造にすることで降下火砕物を吸い込みづらくするとともに、フィルタを設置することで機械的影響（閉塞）に対し高い防護性能を有する設計ととしている。また、耐食性のある材料の使用や塗装等により化学的影響（腐食）を受けないように設計としている。摩耗については、保守管理等により補修が可能としている。

④ その他の影響

設計対処施設への直接的影響としては、上記の①から③のほかに、降下火砕物による水質汚染の影響が考えられるが、水質汚染の影響については、本試験研究用等原子炉施設では水質管理を行うとともに給水処理設備により水処理しているため、有意な影響を受ける可能性がないとしている。

また、電気系及び計測制御系のうち、空気を取り込む機構を有する原子炉保護系及び関連する計装設備並びに非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤は、絶縁低下しないようにフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置としている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対処施設に与える化学的影響、機械的影響その他の影響に対して、安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

（3）外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針

申請者は、降下火砕物を含む空気の流路となる設計対処施設（外気を取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設を含む。）については、機械的影響（閉塞、摩耗）に対して、フィルタ等の設置、空調換気系の停止等により、閉塞及び摩耗に対して機能が損なわれないよう設計としている。また、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能とする設計としている。

中央制御室は、降下火砕物による影響によりその居住性が損なわれないよう、外気を遮断するため中央制御室の空調換気設備を隔離することで閉回路を構

築し、雰囲気空気を再循環できる設計とした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保する設計方針としている。

なお、屋外かつ降下火砕物を含む空気の流路となる施設のうち、主冷却機屋外ダクト及び主排気筒については、設計上考慮する必要がある降下火砕物の層厚に対し十分な流路が確保されることから、閉塞は生じることなく、安全機能が損なわれずとしている。また、非常用ディーゼル発電機に係る排気筒については、排気筒端部を水平方向に開口させることで、降下火砕物の流入を防止する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が降下火砕物や設計対処施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入防止対策として、フィルタの設置や空調換気系の停止等により、安全施設の安全機能が損なわれずとするとともに、原子炉制御室にあっては再循環運転等による居住性を確保する方針としていることを確認した。

(4) 降下火砕物の除去等の対策

申請者は、設計対処施設に、長期にわたり静的荷重がかかることや機械的影響（閉塞）及び化学的影響（腐食）が発生することを避け、機能を維持するために、降下火砕物の除去等に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針としている。

規制委員会は、申請者が、降下火砕物の除去等の対応を適切に実施する方針としていることを確認した。

規制委員会は、以上のとおり、申請者が、降下火砕物の直接的影響により安全機能が損なわれずとしており、この設計方針が火山ガイドを踏まえていることを確認した。

8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

火山ガイドは、降下火砕物による間接的影響として長期間の外部電源の喪失及び試験研究用等原子炉施設へのアクセス制限を想定し、外部からの支援がなくても、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないように対応が必要であることを示している。

申請者は、安全機能が損なわれずように非常用ディーゼル発電機により、必要な電源の供給を可能とする設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、非常用ディーゼル発電機の運転を可能とするものであり、火山ガイドを踏まえたものであることを確認した。

なお、降下火砕物の影響を考慮し、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が本試験研究用等原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉の運転を停止する方針としていることを確認した。

Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針
2. 考慮すべき外部火災
3. 外部火災に対する設計方針
 - (1) 森林火災
 - (2) 近隣の産業施設の火災・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による火災
 - (4) 二次的影響

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針

外部火災によって安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、外部火災に対して防護すべき設備（以下「外部火災防護対象施設」という。）を抽出した上で、外部火災に対して設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示される必要がある。

申請者は、外部火災によって発生する火炎及び輻射熱の直接的影響並びにばい煙等の二次的影響によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全機能の重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とし、外部火災防護対象施設として抽出する方針としている。

これらの抽出した施設については、施設を内包する建物、屋外に設置されている施設及び二次的影響を受ける施設に分類された施設を、設計対処施設としている。

なお、上記分類に含まれない、代替措置や修復等により必要な安全機能が維持できる施設及び施設の構造上外部火災の影響を受けることがなく安全機能を損なうおそれのない施設については、外部火災による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対処施設を特定する方針について、外部火災によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器を、火災及び輻射熱の影響並びにばい煙等の二次的影響の特徴を考慮した上で、安全機能の重要度を踏まえて抽出するものとしていることを確認した。

2. 考慮すべき外部火災

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

申請者は、外部火災ガイドを参考に、外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（大洗研究所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等の火災等を含む。以下同じ。）及び航空機落下火災による熱的影響並びに二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を考慮するとしている。

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

3. 外部火災に対する設計方針

（1）森林火災

外部火災ガイドは、森林火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、試験研究用等原子炉施設敷地周辺で発生し得る森林火災の設定方法及び森林火災による原子炉施設への影響を評価する方法を示している。

申請者は、外部火災ガイドを参照するが、大洗研究所敷地周辺の特徴を考慮して以下のとおり森林火災を設定し、その影響を評価した上で、森林火災に対する設計方針を策定している。

① 発生を想定する森林火災による影響評価

外部火災ガイドは、森林火災による影響の評価について、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度の算出方法を示すとともに、延焼速度を基に発火点から試験研究用等原子炉施設まで

の到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を、火炎輻射強度を基に危険距離（火災の延焼防止に必要な距離をいう。以下同じ。）を算出する方法を示している。

a. 発生を想定する森林火災の設定

申請者は、大洗研究所敷地周辺状況を考慮し、敷地周辺において大規模な森林火災は発生し得えないこと、また、敷地外からの森林火災を想定した場合でも大洗研究所に延焼するおそれがないことから、大洗研究所敷地内での森林火災を想定するとし、発生を想定する森林火災の条件として、本試験研究用等原子炉施設周辺の可燃物の量（植生）、気象条件、発火点等を以下のように設定している。

ア. 可燃物の量（植生）の設定

申請者は、環境省による植生調査データ及び現地調査により得られた樹種を踏まえ、可燃物量が多くなるように植生を設定している。

イ. 気象条件の設定

申請者は、水戸地方気象台の過去 10 年間の気象データから、最大風速を抽出し、気象条件として設定している。また、風向については、当該気象データの中から最大風速における風向と卓越風向を調査し、これらを基に風向を設定している。

なお、最小湿度及び最高気温のデータについては、森林火災シミュレーション解析コード（FARSITE）における枯死した可燃物の含水率の設定に用いられることになるが、保守的に乾燥状態を想定して含水率を初期値（0.01）で一定としているため、最小湿度及び最高気温データを用いないとしている。

ウ. 発火点の設定

申請者は、大洗研究所敷地内の植生、本試験研究用等原子炉施設の周辺状況及び本試験研究用等原子炉施設と障壁となる施設との位置関係を考慮した上で、発火点については、人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所として道路沿いを想定するとともに、本試験研究用等原子炉施設から敷地境界までの距離が短く、かつ、障壁となる建物等を有しない地点として、本試験研究用等原子炉施設の東側の敷地境界を設定している。

エ. 土地利用状況及び地形の設定

申請者は、土地利用データについては、環境省による植生調査データ及び現地調査に基づくデータを用い、地形データについては、国土地理院により提供されている地理院地図の情報から土地の標高、地形等のデータを用いている。

規制委員会は、発生を想定する森林火災の設定が、外部火災ガイドを参照したものであり、植生、気象条件等の設定が本試験研究用等原子炉施設の特徴を考慮した上で、パラメータごとに厳しい値を採用していることを確認した。

b. 森林火災による影響評価

申請者は、保守的に火災をモデル化した上で、上記の設定を基に FARSITE で使用されている評価式を用いて森林火災による影響を簡易的に評価するとしている。当該評価式を用いることで、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を算出し、延焼速度を基に発火点から森林境界（想定される発火点から防火帯までの経路において設計対処施設に最も近接する地点）までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を算出している。具体的には、延焼速度は約 11.5m/min と算出され、これを基に、発火点から森林境界までの火災到達時間を約 7.1 分としている。森林境界での最大火線強度は 1,063kW/m と算出され、これに必要な防火帯幅を 17.4m としている。また、最大の火炎輻射強度は 515kW/m² と算出されている。

なお、簡易評価では、建物の壁面温度に直接影響する地表を伝播する火災及び樹冠を伝播する火災のみを扱って森林火災挙動を評価しており、伝播の加速については延焼方向に最大風速の風が吹くことを仮定し、飛び火については本試験研究用等原子炉施設周辺の防火帯相当エリア以外には森林空白地帯等を設けない想定としている。

規制委員会は、申請者による森林火災の影響評価が、外部火災ガイドを参照したものであり、受熱側の輻射強度が保守的に評価されるようモデル化するとともに、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を評価し、防火帯幅を導出していることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災の設定及び森林火災による影響評価が、外部火災ガイドを参照したものであり、必要なパラメータが適切に

設定及び算出されていることを確認した。

② 森林火災に対する設計方針

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

申請者は、発火点から森林境界までの火災到達時間が約 7.1 分と算出されたことから、本試験研究用等原子炉施設に常駐する自衛消防隊による火災の延焼防止措置の開始までの対策として、当初防火帯の森林側に予備散水設備を設ける方針としていた。

しかしながら、「V 多量の放射性物質等を放出する事故を超えた施設の損壊への対応」等に対処するための資機材置場を確保するため、既設の駐車場を資機材置場に変更し、発火点から森林境界までの延焼経路間に駐車場を移設することで離隔距離が確保されることから、予備散水設備を設けない方針に変更することとした。

これにより、仮想的に発火点から森林境界までの火災が発生すると想定した場合の火災到達時間は約 7.1 分であるものの、実際には、新たに設ける駐車場及び自衛消防隊により、火災の延焼を防止することが可能であるとしている。

規制委員会は、申請者が想定する森林火災について、発火点から森林境界までの火災到達時間を考慮しても、予備散水設備を設けなくとも火災の延焼を防止できるものであることを確認した。

また、申請者は、防火帯に必要な防火帯幅が 17.4m と算出されたことから、18m 以上確保した上で、防火帯内には原則可燃物を含む機器等を置かない運用とし、やむを得ず仮置きする場合には、速やかに可燃物を移動できるように人員を配置する等の運用としている。また、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が 515kW/m^2 と算出されたことから、この結果を設計方針の策定に用いる火炎輻射強度とし、これに対する危険距離を算出した上で、危険距離に応じた離隔距離を確保するとしている。

なお、本試験研究用等原子炉施設の東側以外の防火帯については、森林境界における火線強度と防火帯幅の関係から、風上 20m 内の範囲に樹木が存在しないことを踏まえ、約 7m 確保するとしている。

設計対処施設のうち建物については、森林境界における森林火災から最も近い建物の外壁温度が許容温度を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計する

としている。設計対処施設のうち屋外の施設については、森林火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

なお、新設する駐車場において車両火災が発生すると想定した場合においても、車両火災による火炎輻射強度は、想定する森林火災の火炎輻射強度を下回るとしている。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを参照したものであり、必要な防火帯幅及び外部火災防護対象施設との離隔距離を確保するものであることを確認した。

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

なお、大洗研究所敷地内において、自衛消防隊等による消火活動を必要とする森林火災が発生した場合において、必要に応じ、原子炉の運転を停止する方針としていることを確認した。また、本方針については、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機落下火災が発生した場合でも同じとしていることを確認した。

(2) 近隣の産業施設の火災・爆発

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

申請者は、以下のとおり近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価した上で、火災・爆発の発生が想定される地点から設計対処施設までの距離が危険距離及び危険限界距離（爆発の爆風圧が 0.01MPa 以下になる距離をいう。以下同じ。）以上となるように、設計方針を策定している。

① 近隣の産業施設の火災・爆発の発生の想定

近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価するためには、試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設を抽出する必要がある。

また、外部火災ガイドは、具体的な火災・爆発の設定方法、危険距離及び危険限界距離の算出方法を示している。

a. 近隣の産業施設の火災・爆発の設定

申請者は、大洗研究所敷地外の 10km 圏内に存在する産業施設として危険物貯蔵施設及び高圧ガス貯蔵施設を抽出するとともに、大洗研究所敷地に接近する可能性のある車両を想定した上で、それらの火災やガス爆発を想定し、危険限界距離を算出している。

また、危険距離については、近隣の産業施設（本試験研究用等原子炉施設に接近する可能性のある車両含む。以下「近隣の産業施設等」という。）の火災・爆発の影響により、設計対処施設の外壁温度が許容温度（200℃）を超えるような距離とし、近隣の産業施設等における燃料油等から評価される輻射強度を算出し、設計対処施設の外壁温度が許容温度を下回ることを確認することで、設計対処施設と近隣の産業施設等との距離が危険距離を上回っていることを確認している。

なお、大洗研究所敷地外の 10km 圏内に存在する産業施設については、大洗研究所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等と比べ、貯蔵している危険物の量が少なく、かつ、大きな離隔距離を有することから、大洗研究所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等による火災に包絡されるとしている。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設等の火災・爆発の発生の想定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、地図等を用いて近隣の産業施設等が抽出された上で、その施設における危険物等の火災やガス爆発の発生が想定され、近隣の産業施設等の火災・爆発による危険限界距離が算出されていることを確認した。

また、設計対処施設との離隔距離について、輻射強度を算出することで、危険距離を上回る隔離距離が確保されていることを確認した。

b. 試験研究用等原子炉施設敷地内の危険物による火災等の設定

申請者は、大洗研究所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等についても考慮し、危険物の保有量と設計対処施設との距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。

規制委員会は、申請者による試験研究用等原子炉施設敷地内の危険物タンク等による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、火災源等として、試験研究用等原子炉施設敷地内に存在する危険物貯蔵施設等を特定し、これらによる火災が設定されていることを確認した。

② 想定される近隣の産業施設等の火災・爆発等に対する設計方針

発生を想定する近隣の産業施設等の火災・爆発に対して防護設計を行うために、設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、近隣の産業施設等と試験研究用等原子炉施設との距離を、評価上必要とされる危険距離及び危険限界距離以上に確保することを示している。

a. 近隣の産業施設等の火災・爆発等に対する設計方針

申請者は、近隣の産業施設等において想定される火災・爆発に対して設定した危険距離及び算出された危険限界距離を上回る離隔が確保される設計としている。また、近隣の産業施設等の爆発に伴い発生が想定される飛来物については、本試験研究用等原子炉施設との間に、十分な離隔距離があることから、近隣の産業施設等の爆発に伴い発生が想定される飛来物による影響については考慮不要としている。

b. 試験研究用等原子炉施設敷地内の危険物貯蔵施設等の火災に対する設計方針

申請者は、大洗研究所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災を想定し、輻射強度を算出している。その上で、設計対処施設のうち建物について、算出された輻射強度に対し、建物の外壁温度が許容温度を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、設計対処施設のうち屋外の施設については、危険物貯蔵施設等による火災に伴う温度上昇により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、申請者による試験研究用等原子炉施設敷地内の危険物貯蔵施設等による火災に対する設計方針が、算出された輻射強度を用いて外壁温度を評価し、建物の外壁温度を許容温度以下とするものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、設定した危険距離及び算出された危険限界距離等に対して、必要な離隔距離を確保することで、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

(3) 試験研究用等原子炉施設敷地内における航空機落下による火災

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

申請者は、以下のとおり本試験研究用等原子炉施設敷地内における航空機落下による火災を設定した上で、設計方針を策定している。

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による火災の設定等

外部火災ガイドは、航空機落下による影響評価について、落下を想定する航空機の条件及び落下地点の設定方法、輻射強度の算定方法を示している。

申請者は、航空機落下の最新の事例及び機種による飛行形態の違いを基に、航空機を種類別に分類し、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。また、航空機の種類ごとの落下確率に関するデータを基に、本試験研究用等原子炉施設を中心に航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上となる区域を設定し、その中で設計対処施設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発火した場合を想定している。なお、落下事例がない航空機については、保守的に落下事故の発生件数を 0.5 件としている。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設計対処施設までの距離を基に、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想定している。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上となる範囲が設定されていること、搭載された全燃料が燃焼した場合を想定していること、その上で輻射強度が最大となる航空機の種類と落下地点を想定することにより、航空機落下による火災が保守的に設定されていることを確認した。

② 航空機落下による火災に対する設計方針

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による火災の設定等に基づき、外部火災防護対象施設に対する設計方針を策定する必要がある。

申請者は、航空機落下による火災を想定した場合について輻射強度を算

出している。その上で、設計対処施設のうち建物について、算出された輻射強度に対し、建物の外壁温度が許容温度を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、設計対処施設のうち屋外の施設については、航空機落下による火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

さらに、航空機落下による火災と大洗研究所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災の重畳について、同様に建物の外壁温度を評価し、離隔距離を確保することにより、外壁温度が許容温度を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機火災の設定において大洗研究所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災との重畳を考慮し、より厳しい火災に対する輻射強度が算出されていること、算出された輻射強度を用いて外壁温度を評価し、建物の外壁温度を許容温度以下とするものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、当該火災が保守的に評価された上で策定されていることを確認した。

(4) 二次的影響

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

申請者は、火災に伴い発生を想定する二次的影響として、ばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。なお、爆風による影響については、「(2) 近隣の産業施設の火災・爆発」において記載している。

これら二次的影響に対する設計として、外気を取り入れる設計対処施設については、ばい煙に対して、フィルタによりばいじんを捕獲すること等により、機能が損なわれないよう設計するとしている。

さらに、居住性を確保する必要性のある中央制御室は、ばい煙及び有毒ガス

に対して、外気を遮断するため中央制御室の換気設備を隔離することで閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環できる設計とした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保する設計方針としている。

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

なお、大洗研究所の敷地内外において、多量のばい煙又は有毒ガスが発生し、本試験研究用等原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉の運転を停止する方針としていることを確認した。

Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針

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

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象のうち、その他自然現象によって安全施設の安全機能が損なわれないようにするため、その他自然現象に対して防護すべき施設を「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」等と同様に安全機能の重要度分類のクラス１、クラス２及びクラス３に属する構築物、系統及び機器とし、以下のとおり設計している。

なお、建物による防護が期待できる場合は、建物を設計上対処する施設としている。

- １．風（台風）に対しては、建築基準法に基づき風荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
- ２．降水に対しては、本試験研究用等原子炉施設近隣の気象観測所で観測された最大１時間降水量に対し、余裕を考慮した処理能力を持つ構内雨水排水管及び一般排水路を設置して海域に排水するとともに浸水防止のための建物への雨水流入防止措置を行う設計とする。なお、構内雨水排水管及び一般排水路の処理能力を上回る降水に対しては、雨水等の表流水のほとんどが、大洗研究所敷地内の窪地をせき止めて造成した人造湖（以下「夏海湖」という。）に集約され、敷地の北側から一般排水溝に流れる。
- ３．積雪に対しては、建築基準法等に基づく茨城県建築基準法等施行細則から設定した設計基準積雪量から積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。なお、設計基準積雪量を上回るような積雪に対しては、除雪を行うことで積雪荷重を低減する。
- ４．凍結に対しては、本試験研究用等原子炉施設近隣の気象観測所で観測された

最低気温を考慮し、屋外設備で凍結のおそれがあるものは保温等の凍結防止対策を行う設計とする。

5. 落雷に対しては、建築基準法に基づき、高さ 20m を超える安全施設に対し、JIS A 4201:2003「建築物等の雷保護」に規定される外部雷保護システムに適合する避雷設備を設置するなど落雷による災害防止対策を行う設計とする。
6. 生物学的事象に対しては、海より取水していないため、海生生物等による被害を受けないことから、設計上考慮する必要はないが、微生物等の発生を考慮して補機冷却設備及び脱塩水供給設備に薬液注入等を行う設計とする。小動物の侵入に対しては、屋外設置の端子箱貫通部等の閉止処置を行う設計とする。
7. 地滑りに対しては、本試験研究用等原子炉施設の敷地内に地滑りの素因となるような地滑り地形の存在は認められず、地滑りが発生しないことから、設計上考慮する必要はない。
8. 洪水に対しては、大洗研究所の敷地周辺には潤沼 (T.P. 0m) があるが、大洗研究所の敷地は T.P. 約 38m の太平洋に面した広陵地帯の鹿島大地にあり、また、大洗研究所の敷地内には夏海湖があるが、本試験研究用等原子炉施設は夏海湖 (T.P. 約 29m) に対し高い位置に設置されているため、洪水による被害の影響を受けないことから、設計上考慮する必要はない。なお、万一夏海湖が氾濫した場合でも、地形的に北部の谷地を流れる経路となり、谷地や水路を伝って潤沼に流れるため、洪水による被害の影響を受けることはない。

規制委員会は、申請者の設計方針が、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

1. 風 (台風) については、安全施設への影響として考えられる最大の風速を考慮して風荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する設計としていること。なお、風 (台風) に対する防護対策は、「Ⅲ-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」に包絡される。
2. 降水については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮し、これに対して構内雨水排水管等を設計するとしていること。
3. 積雪については、安全施設への影響として考えられる設計基準積雪量を考慮して積雪荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する設計としていること。
4. 凍結については、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最低気温を考慮し、これに対して凍結防止対策を行う設計としていること。
5. 落雷については、規格類を考慮し、避雷設備を設置する設計としていること。
6. 生物学的事象については、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置を

- との方針としていること。
7. 地滑りについては、本試験研究用等原子炉施設の敷地の地形状況から、地滑りが発生しないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
 8. 洪水については、涸沼及び夏海湖と本試験研究用等原子炉施設周辺の地形状況から判断して、洪水による被害を受けないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針

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

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の２．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象のうち、「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」に記載した爆発及び近隣工場等の火災以外のその他人為事象については、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）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）」等に基づき、航空機落下確率を評価した結果、約 9.4×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。
2. ダムの崩壊については、崩壊により本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼすようなダムはないことから、設計上考慮する必要はない。
3. 船舶の衝突については、本試験研究用等原子炉施設は港湾等を有しておらず、東側の海岸からも十分に離れていること、また、海水を取水源としていないことから、船舶の衝突や座礁による影響を受けないため、設計上考慮する必要はない。
4. 電磁的障害については、安全保護回路に対し、絶縁回路の設置や鋼製筐体の適用等により、電磁的障害による影響を受けない設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

1. 飛来物（航空機落下）に対しては、最新の航路、飛行実績等の情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

2. ダムの崩壊に対しては、本試験研究用等原子炉施設周辺にダムはないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
3. 船舶の衝突に対しては、本試験研究用等原子炉施設の立地的要因や海水を取水源としない特性から、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
4. 電磁的障害に対しては、安全保護回路を構成する機器に電磁波侵入防止対策を講じるとしていること。

Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ

安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討する必要がある。

その上で、その組合せによる影響により、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、安全施設の安全機能を損なわないことを確認する際に使用する自然現象の組合せ（以下「設計組合せ事象」という。）として、あらかじめ「竜巻及び積雪」及び「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」を設定した上で、設計組合せ事象以外の組合せについて、「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から、「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」で本試験研究用等原子炉施設の敷地では発生しないと評価した地滑り及び洪水を除いた事象の組合せを検討している。

設計組合せ事象以外の組合せが本試験研究用等原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象の設計に包絡されている、②自然現象を組み合わせた場合でも、個々の自然現象が試験研究用等原子炉施設に与える影響より増長しない、③同時に発生することが過度に保守的であるため同時発生が想定し得ない、という三つの観点から検討している。

その結果、上記の①又は②に該当する自然現象の組合せについては、安全施設の安全機能が損なわれないとしている。また、①から③までのいずれにも該当しない自然現象の組合せについては、安全施設へ与える影響を考慮すると、「竜巻及び積雪」又は「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」のいずれかに包絡されるとしている。

そのため、設計上考慮すべき自然現象の組合せとして、「竜巻及び積雪」及び「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」が抽出され、それら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、申請者による自然現象の組合せが、安全施設に与える影響を考慮

して検討されていること、また、自然現象の組合せが安全施設に与える影響については、安全機能が損なわれないようにしていることを確認した。

なお、設計上考慮すべき自然現象の組合せである「竜巻及び積雪」に対する設計方針については「Ⅲ－４．２．１ 竜巻の影響に対する設計方針」において、「火山の影響、風（台風）及び積雪」に対する設計方針については「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」においてそれぞれ記載している。

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

重要安全施設の設計に当たっては、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（組合せを含む。）により作用する力（衝撃）に設計基準事故時の荷重（応力）を適切に考慮する必要があり、それぞれの因果関係や時間的変化を踏まえて、適切に組み合わせる必要がある。

申請者は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設について、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。）を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある施設を選定している。

その上で、選定した重要安全施設（以下本節においては単に「重要安全施設」という。）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。また、これらの自然現象又は「Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ」で抽出した自然現象の組合せにより、重要安全施設を含む安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することから、これらの自然現象により設計基準事故は発生しないため、当該自然現象と設計基準事故を組み合わせる必要はないとしている。さらに、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、当該自然現象によって設計基準事故が発生しないものであること、また、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により、重要安全施設に作用する力と設計基準事故時の荷重を適切に組み合わせるものであることを確認した。

Ⅲ－５ 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

第7条の規定は、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。

これに対して申請者は、以下の設計方針としている。

1. 本試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁により防護し、監視、施錠管理等を行うことにより人の侵入防止及び出入管理が行える設計とする。
2. 本試験研究用等原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込み（大洗研究所内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為並びに郵便物等による大洗研究所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）が行われることを防止するため、持込み点検が可能な設計とする。
3. 本試験研究用等原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。
4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、核物質防護対策として上記の対策1. から3. を講じるものであることを確認したことから、設置許可基準規則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条の規定は、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、消火設備の破損、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。

本条文で要求している火災とは、一般的な可燃性物質による火災（以下「一般火災」という。）に加え、設置許可基準規則解釈第8条第2項に規定する化学的に活性なナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼（以下「ナトリウム燃焼」という。）のことをいう。

また、規制委員会は、本要求事項に加え、本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏

まえ、ナトリウム燃焼について、その特有の危険性を考慮し、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ように、申請者に対し防護措置を講じることを求めた。(※³)

具体的には、ナトリウム燃焼に対する必要な三つの防護措置として、ナトリウム漏えいの発生防止、ナトリウム漏えいの検知、ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制、ナトリウム燃焼の感知、ナトリウム燃焼の消火、ナトリウム漏えい時の燃焼影響評価、ナトリウム燃焼の影響軽減及びナトリウムと構造物との反応の防止を求めることとした。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域及び火災区画の設定
2. 一般火災の発生防止に係る設計方針
3. 一般火災の感知及び消火に係る設計方針
4. 一般火災の影響軽減に係る設計方針
5. ナトリウム漏えいの発生防止に係る設計方針
6. ナトリウム漏えいの検知並びにナトリウム燃焼の感知及び消火に係る設計方針
7. ナトリウム燃焼の影響軽減に係る設計方針
8. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、火災防護基準を参考に火災防護対策等が講じられることを確認したことから、設置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. 火災区域及び火災区画の設定

第8条第1項の規定は、安全施設に対し、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措置を講ずることを要求している。

また、火災防護基準は、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のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるために、火災区域又は火災区画を設定することを要求している。

申請者は、一般火災及びナトリウム燃焼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に措置を講ずるとしている。

また、申請者は、原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある火災（ナトリウム燃焼を含む。）が発生し、当該火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認した場

(※³) 令和3年5月26日第10回原子力規制委員会

合において、原子炉を停止する方針としている。

(1) 火災から防護する対象の抽出

申請者は、火災から防護する対象については、安全機能の重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器の中から、原子炉を安全に停止する（原子炉を停止し、また、停止状態を維持することをいう。以下本節において同じ。）ために必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器（関連した補機及びケーブルを含む。以下本節において「火災防護対象機器等」という。）、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（関連した補機及びケーブルを含む。）、使用済燃料の冠水等（使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持することをいう。以下本節において同じ。）に必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器（関連した補機及びケーブルを含む。）を抽出する方針としている。

また、これら抽出した構築物、系統及び機器（関連した補機及びケーブルを含む。以下本節において「安全機能を有する機器等」という。）の一般火災に対する火災防護対策については、本試験研究用等原子炉施設の安全上の特徴、安全機能を有する機器等の機能の種類、並びに安全機能を有する機器等の配置、構造及び動作原理に係る以下の四つの観点を考慮し、火災防護基準による火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を適切に組み合わせるとしている。

- (a) 不燃性材料で構成されるため、その機能が影響を受けない。
- (b) 環境条件から一般火災が発生しないため、その機能が影響を受けない。
- (c) フェイルセーフ設計のため、その機能を喪失しない。
- (d) 代替手段により機能を達成できるため、その機能を喪失しない。

上記の四つの観点のいずれにも該当しない場合には、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のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるとしている。また、(c)又は(d)に該当する場合には、火災の感知及び消火を講じるとともに、一般火災による安全機能を有する機器等への影響を判断して火災の発生防止又は火災の影響軽減のいずれかの火災防護対策を組み合わせることを考慮するとしており、(a)又は(b)に該当する場合は、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で定められる対策で機能への影響を低減するとしている。

規制委員会は、申請者による火災から防護する対象を抽出するための方針が、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえたものであることを確認した。

(2) 火災区域及び火災区画の防護方針

申請者は、安全機能を有する機器等を設置する建物ごとに建物内の全体を火災区域として、また、安全機能を有する機器等、ナトリウムを内包する配管又は機器、耐火壁等の配置を考慮し、更に細分化したものを火災区画として設定するとしている。

設定した火災区域又は火災区画に対しては、以下のとおり火災防護対策を講じる設計としている。

- ① 上記(1)(a)から(d)のいずれにも該当しない安全機能を有する機器等を設置する火災区画は、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のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。
- ② ①の火災区画を除き、上記(1)(c)又は(d)に該当する安全機能を有する機器等を設置する火災区画は、火災の感知及び消火を考慮した上で、必要に応じて、火災の発生防止又は火災の影響軽減のいずれかを組み合わせた火災防護対策を講じる設計とする。
- ③ 上記(1)(a)又は(b)に該当する安全機能を有する機器等のみを設置する火災区域又は火災区画は、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計とする。

なお、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、上記①から③の区分にかかわらず、ナトリウム漏えいの発生防止、ナトリウム漏えいの検知、ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火並びにナトリウム燃焼の影響軽減のそれぞれを講じる設計とする。また、当該区画にあつては、ナトリウム燃焼を起因に一般火災が発生するおそれがあることを十分に考慮する。

規制委員会は、安全機能を有する機器等を設置する場所を、火災区域又は火災区画として設定し、火災防護対策を講じる設計としていることを確認した。

規制委員会は、申請者による火災区域及び火災区画の設定に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

また、原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある火災の発生又はナトリウムの漏えいに対し、原子炉を停止する方針であることを確認した。

2. 一般火災の発生防止に係る設計方針

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

(1) 試験研究用等原子炉施設における一般火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じている。

- ① 火災区画に、発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備を設置する場合、以下を考慮した設計とする。
 - a. 発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止
 - b. 発火性又は引火性物質を内包する設備との離隔距離等の確保
 - c. 火災区画の換気
 - d. 防爆型の電気・計装品の使用及び電気設備の接地
 - e. 発火性又は引火性物質の貯蔵量の制限
- ② 可燃性の蒸気が発生するおそれのある火災区画においては、換気等により可燃性の蒸気を滞留させない設計とする。
- ③ 可燃性の微粉が発生するおそれのある火災区画においては、換気等により可燃性の微粉を滞留させない設計とする。なお、火災区画には、研磨機のように静電気がとどまるおそれのある設備を設置しない設計とする。
- ④ 火災区画には、火花が発生するおそれのある設備を金属製の筐体に収納する等の対策を行い発火源となる設備を設置しない設計とする。
- ⑤ 蓄電池が設置される火災区画においては、水素が発生するおそれがあるため、当該区画に換気設備を設置する。また、水素の漏えいを検知し中央制御室に警報を発する対策を講じる設計とする。
- ⑥ 試験研究用等原子炉施設は、地絡や短絡等に起因するケーブルの加熱及び損傷の防止の対策を講じる設計とする。
- ⑦ 可能な限り機器等を金属製の筐体・金属製の可とう電線管に収納すること、又は使用時以外は通電しない運用とすることにより、当該機器等を起因とした火災によって、同一火災区画内の他の機器等で火災が発生することを防止する設計とする。
- ⑧ 火災区画内での煙の充満による消火活動が困難とならないように、可燃性物質を運転に必要な量にとどめる運用とする。

規制委員会は、申請者による試験研究用等原子炉施設における火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(2) 安全機能を有する機器等における一般火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じている。

- ① 機器等及び支持構造物のうち主要な構造材には、不燃性材料を使用する。
- ② 建物内の変圧器及び遮断器は、可燃性物質である絶縁油等を内包しない

ものを使用する。

- ③ 難燃ケーブルは、実証試験によりケーブル単体で自己消火性及び延焼性を確認したケーブル又は当該試験に示される同等の性能を確認したケーブルを使用する。核計装等のケーブルは、難燃ケーブルを使用する方針とするものの、難燃ケーブルの使用が困難な場合には、難燃ケーブルと同等の性能が確保されるよう措置を講じることにより、火災の発生を防止する。
- ④ 換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き難燃性材料を使用する。
- ⑤ 保温材は、不燃性材料を使用する。
- ⑥ 建物内装材は、不燃性材料を使用する。

規制委員会は、申請者による安全機能を有する機器等における火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(3) 自然現象による試験研究用等原子炉施設内の構築物、系統及び機器における一般火災の発生防止

申請者は、自然現象のうち、火災区域内において火災を発生させるおそれのあるものとして、地震と落雷を想定している。その上で、安全機能を有する機器等を十分な支持性能をもつ地盤に設置することで、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止し、本試験研究用等原子炉施設内の構築物、系統及び機器について、落雷による火災の発生防止対策として建物等には避雷設備を設けるとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、自然現象により本試験研究用等原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生を防止するものであり、火災防護基準の規定にのっとっていることを確認した。

規制委員会は、以上のとおり、申請者による一般火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

3. 一般火災の感知及び消火に係る設計方針

火災防護基準は、火災感知設備及び消火設備について、早期の火災感知及び消火を行える設計とすることを要求している。また、これらの火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象に対して機能及び性能を維持すること、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、安全機能を有する機器等の安

全機能が損なわれないよう消火設備を設計することを要求している。

(1) 火災感知設備

申請者は、火災感知設備について、以下の設計方針としている。

- ① 1.(2)①から③のとおり設定した火災区画の区分に応じて、それぞれの火災区画における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置する。
- ② 早期に火災を感知するため、煙感知器、熱感知器、炎感知器の中から異なる種類の感知器を組み合わせる設置するとともに、火災の発生場所を特定することができるものとする。
- ③ 感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、急激な温度上昇や煙の濃度上昇を把握することができる方式（以下「アナログ式」という。）の火災感知器を優先して使用する。
- ④ 赤外線感知機能等を備えた監視カメラシステムを用いる場合は、死角となる場所がないように当該システムを設置する。
- ⑤ 外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるように、非常用電源設備に接続する設計とする。
- ⑥ 火災感知設備の作動状況が中央制御室で監視できるものとする。
- ⑦ 原子炉格納容器（床下）では、通常運転時に窒素が満たされることにより火災（ナトリウム燃焼含む。）が発生するおそれがない。このため、高温・高放射線環境による火災感知器の故障を防止するため、運転開始前に撤去又は作動信号を除外し、原子炉停止後、空気雰囲気置換した後、速やかに交換又は復旧する運用とする。

規制委員会は、申請者による火災感知設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

ただし、一部の火災区域又は火災区画については、アナログ式の火災感知器では有効に機能しないことから、環境条件を考慮し、以下の対応により十分な保安水準が確保されることを確認した。

- ① 屋外エリアでは、安全機能を有する機器等を網羅的に監視できるように、屋外仕様の赤外線感知機能等を備えた監視カメラ及びアナログ式でない炎感知器（赤外線方式）を設置する。
- ② 水素等により発火性の雰囲気形成のおそれのある場所では、爆発の発生を考慮し、防爆型のアナログ式でない熱感知器及びアナログ式でない煙感知器を設置する。
- ③ 消防法令に基づく火災感知器の取付け面の高さに係る適用範囲を超え

る場所では、以下のように火災感知器を設置する。

- a. 火災感知器の取付け面の高さが 8m 以上で 20m 未満の場所では、熱感知器が適用できないことから、アナログ式の煙感知器及びアナログ式でない炎感知器（赤外線方式）を設置する。
- b. 火災感知器の取付け面の高さが 20m 以上の場所では、煙感知器及び熱感知器が適用できないことから、アナログ式でない炎感知器（赤外線方式）を設置するとともに、空調換気設備の運転状態に応じた空気の流れ及び火災の規模に応じた煙の流動を踏まえて煙を有効に感知できるようにアナログ式の煙感知器を設置する。

また、1.（2）③に該当する火災区画であって、消防法に基づく対策を講じる場所については、想定される火災の性状を考慮して、アナログ式の煙感知器を選択するとしているが、多量の燃料油等による一般火災が想定される場所、煙が滞留する場所、水蒸気が多量に発生する場所等には、当該感知器に代えてアナログ式の熱感知器を設置するとしていることを確認した。

さらに、放射線量が高く、かつ、火災感知器を設置できない又は火災感知器を設置した場合に火災感知器の保守点検ができない場所（原子炉格納容器（床下）を除く。）では、火災区画全体が不燃性材料で覆われていること、想定される可燃性物質以外に火災源が存在せず、可燃性物質を適切に管理できること、窒素雰囲気等の維持や当該場所での作業時以外は火元となり得る機器等の電源を切る等により、一般火災による影響が想定されず、かつ、一般火災の発生防止等の防護措置を講じることから、十分な保安水準を確保できるため、火災感知器を設置しないとすることを確認した。

（2）消火設備

申請者は、消火設備について、本試験研究用等原子炉施設がナトリウムを取り扱うことを踏まえ、ナトリウムを取り扱わない第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物以外では消火剤に水を使用する消火設備を用いないとした上で、以下の設計方針としている。

① 火災区域又は火災区画における消火設備の設計方針

消火設備を以下のとおり設置する。

- a. 煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画
 - 1.（2）①及び②に該当する火災区画のうち、火災区画における潜在的火災継続時間（以下「火災等価時間」という。）が 20 分以上であ

って火災時の煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難となるおそれのある火災区画には、中央制御室から当該火災区画までのアクセスが 20 分未満で可能であり、現場での手動操作による固定消火設備（ハロン消火設備）を設置する。

b. 煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画

一般火災時に煙の充満により消火活動が困難とならない火災区画においては、可搬式消火器（ABC 消火器）で消火する。

なお、当該火災区画のうち中央制御室については、火災防護対象機器等を操作するために必要な制御盤等の電気機器を設置されていることから、当該機器への影響を考慮し、制御盤等の一般火災に対しては、可搬式消火器（二酸化炭素）で消火する。

また、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画においては、ナトリウム燃焼に対応する特殊化学消火剤を装填した消火器を設置し、消火する。なお、火災の性状に応じて、当該火災区画付近に設置する可搬式消火器（ABC 消火器）と使い分けて消火する。

c. 消火剤に水消火設備を使用する火災区域

ナトリウムを取り扱わない第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物は、1.（1）の「(b)環境条件から火災が発生しないため、その機能が影響を受けない。」に該当することから、消防法で求められる屋内消火ポンプ式消火栓を設置する。

② 消火設備の系統分離に応じた独立性の確保

系統分離を行うために設けられた火災区画に設置する固定消火設備（ハロン消火設備）は、動的機器である弁の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。）を仮定しても、同時に消火機能を失うことがないようにする。

③ 一般火災に対する二次的影響の考慮

固定式消火設備（ハロン消火設備）については消火対象とする火災区画と異なる火災区画に固定式消火設備（ハロン消火設備）のボンベ及び制御盤を設置することで、火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙等の二次的影響を受けない設計とし、火災が発生していない安全機能を有する

機器等に悪影響が及ばない設計とする。

④ 消火設備の電源確保

消火設備は、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、非常用電源設備から受電する設計又は電源が不要な設計とする。

⑤ その他

上記①から④に加えて、以下の対策を講じる。

- a. 消火剤の確保
- b. 可搬式消火器の配備
- c. 中央制御室に固定式消火設備（ハロン消火設備）の故障警報を発するための吹鳴機能の確保
- d. 固定式消火設備（ハロン消火設備）の作動前における退出警報を発するための吹鳴機能の確保
- e. 消火活動を行うために必要となる照明の設置
- f. ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画における可搬式消火器（ABC 消火器）の設置禁止

規制委員会は、申請者による消火設備の設計方針が、ナトリウムを取り扱うことを考慮した上で、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(3) 地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持

申請者は、消火設備及び火災感知設備について、凍結、風水害及び地震時における地盤変位を以下のとおり考慮するとしている。

- ① 凍結を防止するために、消火設備は本試験研究用等原子炉施設近隣の気象観測所で観測された最低気温（ -12.7°C ）の環境下でも使用可能なものとする。また、火災感知設備は凍結、風水害等により性能が著しく阻害されないよう屋内に設置し、屋外に設置する火災感知器は予備を確保し影響を受けた場合に早期に取り替える方針とする。
- ② 消火設備は、風水害に対して性能が著しく阻害されないよう屋内に設置し、屋外に可搬式消火器を設置する場合には、格納箱に収納する等の対策を講じる。
- ③ 可搬式消火器は、地震等により転倒しないように転倒防止措置を講じ、1.(2)①及び②に該当する火災区画における固定式消火設備（ハロン消火設備）及び火災感知設備は、基準地震動による地震力に対して機能を喪

失しないものとする。

- ④ 固定式消火設備（ハロン消火設備）は、地盤変位による影響を受けないように、屋外と連結する配管を設置しないものとする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

（４）消火設備の破損、誤作動又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、可搬式消火器（二酸化炭素消火器）については消火剤の性状から、また、固定式消火設備（ハロン消火設備）についてはハロゲン化物消火剤の電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても、電気及び機械設備に影響を与えないとしている。

可搬式消火器（ABC 消火器）については、破損又は誤作動により、電気機器へ悪影響を及ぼすおそれがあることから、転倒又は落下により可搬式消火器（ABC 消火器）が破損又は誤作動しないよう転倒防止措置を講じるとしている。また、誤操作を防止するため、訓練を受けた運転員等が使用する方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

規制委員会は、以上のことから、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

４．一般火災の影響軽減に係る設計方針

火災防護基準は、原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器について、原子炉施設内のいかなる火災による影響を考慮しても、互いに異なる系統を分離することにより、多重化された系統が同時に機能を喪失することがないように設計することを要求している。また、火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合にも、原子炉を安全に停止できるよう設計することを要求している。

（１）原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域の分離

申請者は、一般火災の影響軽減を考慮する火災防護対象機器等を設置している火災区域は、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁で他の火災区域から分離

するとしている。

規制委員会は、申請者が、耐火性能を確認した隔壁等により火災区域を分離する設計方針としており、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(2) 原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器の系統分離

申請者は、一般火災の影響軽減を考慮する火災区画内には、同一系列の異なる火災防護対象機器等を設けないことを基本としている。当該火災区画の耐火壁は、火災防護対象機器等の配置及び火災等価時間を考慮した耐火能力を有するものを設計としている。

ただし、火災区画の火災等価時間が3時間を超え、隣接する火災区画に系列の異なる火災防護対象機器等を設置する場合には、以下のいずれかを設計する方針としている。

- ① 火災区画間の耐火壁を3時間以上の耐火能力を有する設計とする。
- ② 隣接する火災区画の系列の異なる火災防護対象機器等に対して耐火能力を有する隔壁を設置し、当該隔壁と耐火壁を合わせて3時間以上の耐火能力を有する設計とする。

また、申請者は、同じ火災区画内に同一系列統の異なる火災防護対象機器等を設ける場合において、以下のいずれかにより火災区画内及び隣接火災区画間の延焼を防止することで、火災防護対象機器等を防護し、同機器等の相互の系統分離を行う設計としている。

① 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の一般火災の影響軽減を考慮する火災防護対象機器等は、3時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離する。

② 1時間の耐火能力を有する隔壁等並びに感知及び消火による系統分離

互いに異なる系統の一般火災の影響軽減を考慮する火災防護対象機器等は、1時間の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、これらの系統を含む火災区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。

ただし、中央制御室から当該火災区画まで20分未満で移動できる場合には、自動消火設備に代えて手動操作による固定消火設備（ハロン消火設

備)を設置する。

なお、一般火災時に煙の充満により消火活動が困難とならず、かつ、中央制御室から一般火災の発生した当該火災区画まで 20 分未満で移動できる場合には、自動消火設備に代えて可搬式消火器による消火を行うものとする。

規制委員会は、申請者による一般火災の影響軽減に係る設計方針が、火災防護基準に規定している一般火災の影響軽減のための対策と同一ではないものの、耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離し、十分な保安水準が確保されるように対策が講じられることを確認した。

(3) 原子炉制御室制御盤内における一般火災の影響軽減対策

申請者は、中央制御室の制御盤等内で発生が想定される一般火災に対して、運転員の操作性及び視認性を確保することを目的として機器等を近接して設置することから、上記(2)の同じ火災区画内に同一系列統の異なる火災防護対象機器等を設ける場合の系統分離対策を講じることができないものの、以下のとおり対策を講じている。

- ① 火災防護基準に基づく措置を講じる異なる系統のケーブルについて、可能な限り 0.5 時間の耐火能力を有する耐火テープを当該ケーブルに施工することで、一般火災の影響を軽減する。
- ② 常駐する運転員による一般火災の早期感知に努めるとともに、火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する系統の異なる火災防護対象ケーブルを接続する制御盤等は、早期に一般火災を感知し、一般火災の影響を軽減するため、制御盤内に煙感知器を設置する。
- ③ 中央制御室内には、可搬式消火器として ABC 消火器に加え、二酸化炭素消火器を設置する。
- ④ 消火活動に当たる常駐する運転員は、一般火災を感知した場合、一般火災の影響を軽減するために、可搬型消火器(二酸化炭素)による消火を行う際は、二酸化炭素の局所的な滞留による人体への影響を考慮し、二酸化炭素濃度計を携帯する。
- ⑤ 常駐する運転員による一般火災の早期感知及び消火を図るため、消火活動の手順を定めて、定期的に訓練を実施する。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室制御盤内における一般火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、申請者が上記①から⑤までの対策を講じ

ることにより十分な保安水準が確保されることを確認した。

(4) 原子炉格納容器内における一般火災の影響軽減対策

申請者は、原子炉格納容器のうち原子炉格納容器(床上)について、上記(2)「② 1時間の耐火能力を有する隔壁等並びに感知及び消火による系統分離」による対策を講じているものの、ケーブル等の可燃性物質が多く設置されており、火災等価時間が隔壁等の耐火能力である1時間を超えるおそれがあるため、消火について以下のとおり対策を講じ、1時間以内に消火することによって、影響を軽減している。

- ① 消火活動を行う運転員等は、必要に応じて、防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等の防護具(以下単に「防護具」という。)を装備することとし、当該防護具を原子炉格納容器の入口に設置する。
- ② 原子炉格納容器には2箇所(2階)の入口及び2箇所(1階)のアクセスルートを、また、原子炉格納容器(床上)の中2階には2箇所(2階)のアクセスルートを設置することで、火災の状況に応じて、アクセスルートを選定できる設計とする。
- ③ 火元から離れた位置で消火活動が行えるよう、放射距離の長い大型の可搬式消火器(ABC消火器)を設置する。
- ④ 機器等が密集する場所においては、局所的な煙の滞留により消火活動が阻害されないよう、可搬型排煙装置を設置することで、排煙できるものとする。

なお、1時間以内に消火が困難と判断した場合には、運転員等の人命を最優先に考え原子炉格納容器内からの退避を行うとともに、原子炉格納容器(床上)の空調換気設備を停止しダンパを閉止することで原子炉格納容器(床上)を密閉状態にし、窒息消火を行うとしており、当該窒息消火については、中央制御室において原子炉格納容器(床上)の酸素濃度及び温度を確認することにより、原子炉格納容器(床上)の密閉状態及び一般火災の状況を監視している。

規制委員会は、申請者による原子炉格納容器内における一般火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、原子炉格納容器(床上)は一般火災時に煙の充満により消火活動が困難とならず、かつ、原子炉制御室から20分未満で消火活動に当たれることを踏まえ、申請者が上記①から④までの対策を講じることにより、一般火災の影響を軽減できることから十分な保安水準が確保されることを確認した。

なお、原子炉格納容器(床下)は通常運転時には窒素が充填されることにより一般火災が発生するおそれはないことを確認した。

(5) その他の一般火災の影響軽減に対する設計上の考慮

申請者は、その他の一般火災の影響を軽減するための対策として以下を講じているとしている。

- ① 空調換気設備には、火災区画へ火炎、熱、煙による悪影響を及ぼさないようにするため、防火ダンパを設置する設計とする。
ただし、一般火災の影響軽減を考慮する火災区画に限る。
- ② 中央制御室には、一般火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備する設計とする。
- ③ 地下階に設置される燃料油の貯蔵タンク内のベーパーをベント管により屋外へ排気する設計とする。
- ④ 火災区画内で可燃性物質を保管する場合は、防火性能を有する鋼製のキャビネットに収納する。ただし、当該キャビネット以外で可燃性物質を保管する場合には、一般火災の影響評価において設定する可燃性物質の制限量を超えないように管理する。また、発火源や安全機能を有する機器等と適切に分離されるように、米国電気電子工学会（IEEE）規格 384 の分離距離を考慮した可燃性物質の位置を管理し、さらに、当該可燃性物質には、不燃シートで覆うことによる火災予防措置を講じる。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとったものであることを確認した。

(6) 一般火災の影響評価

申請者は、一般火災による影響を考慮しても原子炉の安全停止に必要な安全機能が損なわれないよう設計するとし、評価に当たっては、内部火災影響評価ガイドを参考に、設計基準において想定される火災によっても原子炉の安全停止を達成できることを確認しているとしている。

なお、ナトリウム燃焼を考慮する火災区画の影響評価に当たっては、ナトリウム燃焼と一般火災との重畳を考慮するものとしている。（詳細は、「7.（4）ナトリウム燃焼の影響評価」にて記載する。）

規制委員会は、申請者が、内部火災影響評価ガイドを参考に、設計基準において想定される一般火災によっても原子炉を安全に停止できることを確認した上で、原子炉の安全停止に必要な安全機能が損なわれないよう設計していることを確認した。

規制委員会は、以上のとおり、申請者による一般火災の影響軽減に係る設計方

針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

5. ナトリウム漏えいの発生防止に係る設計方針

規制委員会は、ナトリウムを内包する配管及び機器については、地震による損傷によりナトリウム漏えい及び漏えいに伴うナトリウム燃焼が発生するおそれがあることから、耐震設計上の重要度分類Sクラス又は基準地震動による地震力によって破損を生じない（※⁴）ように対策を講じることを要求した。

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- (1) ナトリウムを内包する配管及び機器の設計、製作等については、関連する規格及び基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (2) ナトリウムを内包する配管は、エルボを引き廻し、十分な撓性を備えた設計とする。
- (3) ナトリウムを内包する配管及び機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるように設計する。

なお、ナトリウムを内包する配管及び機器は、内包するナトリウムを固化することによるナトリウム漏えい防止措置を講じる、又はナトリウムを内包する配管若しくは機器が破損した場合に想定されるナトリウム漏えい量がごく少なく、漏えいに伴う影響が小さいことが確認できたものを除き、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムが漏えいすることがないように設計する。このうち、2次冷却材ダンプタンクについては、2次冷却材の漏えいに伴う緊急ドレン後に長期間ナトリウムを保有するため、弾性設計用地震動による地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えるように設計する。

- (4) ナトリウムを内包する配管及び機器の腐食を防止するため、冷却材の純度を適切に管理するとともに、減肉に対する肉厚管理を適切に行う。

規制委員会は、申請者による試験研究用等原子炉施設におけるナトリウム漏えいの発生防止に係る設計方針が、ナトリウムを内包する配管等において破損が生じないように対策が講じられることを確認した。

6. ナトリウム漏えいの検知並びにナトリウム燃焼の感知及び消火に係る設計方針

規制委員会は、ナトリウムを内包する配管及び機器の一系統における単一の機器の破損を想定し、ナトリウムの漏えいを早期に検知できる設計とすること、並

(※⁴) 「基準地震動による地震力によって破損を生じない設計」とは、耐震設計上の重要度分類B、Cクラスに分類される機器であっても、設計上の裕度を考慮することや設備の耐震補強等により、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。

びにナトリウム燃焼を早期に感知（※⁵）及び消火（※⁶）できる設計とすることを要求した。

（１）ナトリウム漏えい検知設備

申請者は、ナトリウムの漏えいを検知するための設備について、以下の設計方針としている。

- ① ナトリウム漏えいを検知するため、ナトリウム漏えい検出器を用いる。
- ② 原子炉冷却材バウンダリ及び冷却材バウンダリ等を構成する配管及び機器（主冷却器及び補助冷却器を除く。）には、通電式のナトリウム漏えい検出器を使用する。

なお、当該ナトリウム漏えい検出器については、二重構造に設計した原子炉冷却材バウンダリの間隙部に設置することにより、原子炉冷却材バウンダリの破損に伴うナトリウム漏えいに対して、ナトリウムが二重構造の外に漏えいする前に検知する。

- ③ 主冷却器及び補助冷却器については、光学式のナトリウム漏えい検出器を使用する。
- ④ ナトリウム漏えい検出器は、通電式、光学式ともに埃、電氣的ノイズ等による誤作動を防止するための対策を講じる。
- ⑤ ナトリウム漏えい検出器の作動状況を中央制御室で適切に監視できるとともに、ナトリウム漏えいの発生場所を特定することができるものとする。

なお、２次冷却材を内包する配管又は機器が設置される場所（原子炉格納容器（床下）を除く。）には監視用 ITV を設置し、中央制御室のモニターで確認できるものとする。

- ⑥ ナトリウム漏えい検出器は、外部電源喪失時においても、ナトリウム漏えいの検知が可能となるように、非常用電源設備に接続する設計とする。

規制委員会は、申請者によるナトリウムの漏えいを検知するための設備の設計方針が、ナトリウムの漏えいを適切に監視し、早期に検知できるように対策等が講じられることを確認した。

（※⁵）「ナトリウム燃焼を早期に感知できる」とは、火災防護基準の「火災感知設備」に要求される事項に適合する感知設備を設置することをいい、当該感知設備は、ナトリウムの漏えい検出器と兼用しても差し支えないものとした。

（※⁶）「ナトリウム燃焼を早期に消火できる」とは、火災防護基準の「消火設備」に要求される事項（ただし、「消火剤に水を使用する消火設備」は除く。）に適合する設備を設置することをいい、要員による消火活動に期待する場合には、ナトリウム燃焼の特殊性を踏まえ、要員の安全確保に必要な防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等必要な資機材の配備が行われなければならない。

(2) ナトリウム燃焼感知設備

申請者は、ナトリウムの燃焼を感知するための設備について、以下の設計方針としている。

- ① ナトリウム燃焼は、漏えいを起点として発生するため、ナトリウム漏えい検出器をナトリウム燃焼の感知手段として兼用する。
- ② ナトリウム燃焼時には、煙や高温の熱が発生するため、一般火災に適用する煙感知器及び熱感知器がナトリウム燃焼にも適用できることから、ナトリウム燃焼を確実に感知するためにナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、異なる感知方式の感知器として煙感知器又は熱感知器を設置する。

規制委員会は、申請者によるナトリウムの燃焼を感知するための設備の設計方針が、ナトリウムの燃焼を早期に感知できるように対策等が講じられることを確認した。

また、「3. 一般火災の感知及び消火に係る設計方針」で述べた火災感知設備に要求される事項に適合するように対策が講じられる方針であることを確認した。

(3) ナトリウム燃焼消火設備

申請者は、ナトリウム燃焼を消火するための設備について、以下の設計方針としている。

① ナトリウムを内包する配管又は機器のある火災区画に設置する消火設備の設計方針

ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を設置する。特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、当該火災区画ごとに分散して配置する。

ただし、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画である原子炉格納容器（床下）については、原子炉の運転中において窒素雰囲気維持されることから、ナトリウム漏えいに伴うナトリウム燃焼が発生し得ないため、原子炉格納容器（床下）の雰囲気を窒素雰囲気から空気雰囲気に置換した場合に、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を設置する。

② ナトリウム燃焼に対する二次的影響の考慮

特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器については、火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙等の二次的影響を受けないように、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画内に分散して設置する。

③ その他

上記①及び②に加えて、以下の対策を講じる。

- a. 十分な特殊化学消火剤量の確保
- b. ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画以外にも特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の配備
- c. 消火活動を行うために必要となる照明の設置及び防護具の配備

規制委員会は、申請者によるナトリウムの燃焼を消火するための設備の設計方針が、ナトリウムの性状等を考慮したものであることを確認した。

(4) 地震等の自然現象に対するナトリウム漏えい検知設備、ナトリウム燃焼感知設備及びナトリウム燃焼消火設備の機能等の維持

申請者は、ナトリウム漏えい検知設備、ナトリウム燃焼感知設備及びナトリウム燃焼消火設備について、凍結、風水害及び地震時における地盤変位を以下のとおり考慮するとしている。

- ① 凍結を防止するために、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は本試験研究用等原子炉施設近隣の気象観測所で観測された最低気温（ -12.7°C ）の環境下でも使用可能なものとする。
- ② 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器、ナトリウム漏えい検出器並びにナトリウム燃焼感知設備として使用する煙感知器及び熱感知器は、風水害等に対して性能が著しく阻害されないよう屋内に設置する。
- ③ 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、地震等により転倒しないように転倒防止措置を講ずる。
また、ナトリウム漏えい検出器並びにナトリウム燃焼感知設備として使用する煙感知器及び熱感知器は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないものとする。ただし、ナトリウム漏えい検出器のうち、構造上、当該地震力に対して機能喪失しない設計とすることが困難なものについては、地震の影響により異常が生じた場合に当該異常を検知して、現場確認の上、復旧作業を行うものとする。
- ④ 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、屋外と連結する消火配管を有しないことから、地盤変位による影響を受けることはない。

規制委員会は、申請者の設計方針が、凍結、風水害及び地震時における地盤変位による影響を考慮しても、ナトリウム漏えい検知設備、ナトリウム燃焼感知設備並びにナトリウム燃焼消火設備の機能及び性能が維持されることを確認した。

(5) ナトリウム燃焼消火設備の破損、誤作動又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、ナトリウム燃焼消火設備の破損又は誤作動により、電気機器へ悪影響を及ぼすおそれがあることから、転倒又は落下によりナトリウム燃焼消火設備が破損又は誤作動しないよう転倒防止措置を講じるとしている。また、誤操作を防止するため、訓練を受けた運転員等が使用する方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、ナトリウム燃焼消火設備の破損等により、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないことを確認した。

規制委員会は、以上のことから、申請者によるナトリウム漏えいの検知並びにナトリウム燃焼の感知及び消火に係る設計方針が、要求事項を満足するものであることを確認した。

また、規制委員会は、ナトリウム燃焼をきっかけに一般火災にも発展することを想定し、ナトリウム燃焼及び一般火災が重畳した際の感知及び消火並びに延焼の防止に係る対応方針について確認した。

これに対し、申請者は、ナトリウム燃焼と一般火災の識別について、ナトリウム燃焼は、ナトリウムを内包する配管又は機器が破損し、ナトリウムが漏えいした場合に空気雰囲気下において生じるものであり、一般火災を起因にナトリウム燃焼が生じるおそれはないことから、ナトリウム漏えい検出器の作動、ナトリウムエアロゾルの発生等を確認することで識別できるとしている。

また、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、一般火災にも使用できるものの、可搬型消火器（ABC 消火器）と比べて放射距離が短いため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画において、一般火災のみが生じていることが確認できた場合には、可搬型消火器（ABC 消火器）を使用する方針としている。

ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、ナトリウム燃焼に伴い他の可燃性物質に延焼しないように離隔距離を確保することとし、ナトリウム燃焼に伴い他の可燃性物質に延焼するおそれがある場合には、当該可燃性物質について耐火能力を有する隔壁で覆い延焼を防止する方針としている。また、当該区画については、油やケーブル等の可燃性物質を運転に必要な量にとどめ、影響を軽減する方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、ナトリウム燃焼と一般火災を適切に識別でき、ナトリウム燃焼及び一般火災が重畳して発生した場合においても適切に消火活動が行え、並びにナトリウム燃焼による可燃性物質への延焼を防止するものであることを確認した。

7. ナトリウム燃焼の影響軽減に係る設計方針

規制委員会は、ナトリウム燃焼が発生した場合において、その影響を軽減できるように以下の設計を講じるように要求した。

- ①ナトリウム漏えい発生時に、空気雰囲気でのナトリウム燃焼を抑制できるように設計すること。例えば、配管を二重構造にして漏えいしたナトリウムをその間隙に保持すること、ナトリウム漏えいが発生する区画を窒素雰囲気で維持し、ナトリウム燃焼の要素となる酸素を遮断すること、ナトリウム漏えいが発生した系統のナトリウムを緊急ドレンにより早期に排出してナトリウムの漏えい量を低減すること等の設計をいう。
- ②火災防護対象機器等を設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画におけるナトリウム燃焼による影響に対し、火災防護基準の「2.3 火災の影響軽減」に要求される事項に適合する設計であること。
- ③高温のナトリウムとコンクリートが接触すると、当該ナトリウムとコンクリート中の水分及び反応生成物とコンクリート成分の反応が生じるため、これを防止する設計とすること。例えば、コンクリート床面に鋼製のライナを敷設することや、配管周辺に受樋を設置することにより、ナトリウムとコンクリートの接触を防止すること等の設計をいう。
- ④ナトリウムが漏えいした場合のナトリウムの漏えい量、及び漏えいしたナトリウム燃焼の影響を評価すること。評価に当たっては、以下によること。
 - (a)破損を想定する機器は、配管（容器の一部であって、配管形状のものを含む。以下同じ。）とする。また、破損の想定に当たっては、一系統における単一の機器の破損（他の系統及び機器は健全なものと仮定）を想定する。
 - (b)本試験研究用等原子炉施設の冷却材であるナトリウムは、低圧でサブクール度が大きいいため、配管の破損想定は低エネルギー配管相当と考え、配管内径の 1/2 の長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラックからの漏えいとする。
 - (c)漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、漏えい停止機能を考慮することができる。この漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの漏えい継続時間を考慮してナトリウムの漏えい量を求める。
 - (d)配管が二重構造設計である場合は、内管の損傷によるナトリウム漏えいを外管により保持する機能に期待することができる。
 - (e)ナトリウムの漏えい区画がナトリウムに対する不活性ガス雰囲気である場合はナトリウム燃焼を防止できるが、漏えいしたナトリウムの除去の

際など、当該区画の不活性化環境を解除する場合も考慮し、ナトリウム燃焼の影響を評価する。

(1) ナトリウムの燃焼抑制

申請者は、ナトリウムの漏えい発生時において、ナトリウム燃焼を抑制するために以下の対策を講じるとしている。

① 原子炉冷却材バウンダリを構成し1次冷却材を内包する配管及び機器については、二重構造に設計するとともに、当該間隙を窒素雰囲気で維持する。

なお、当該配管又は機器からナトリウムが漏えいした場合において、漏えいしたナトリウムは当該間隙で保持され、ナトリウム燃焼は抑制される。この際、ナトリウムがドレンされた後でなければ、原子炉格納容器（床下）を空気雰囲気に置換しないものとする。

② 原子炉格納容器（床下）は、原子炉運転中において、窒素雰囲気で維持される設計とする。このため、原子炉格納容器（床下）に設置するナトリウムを内包する配管及び機器からナトリウムが漏えいした場合において、漏えいしたナトリウムは原子炉格納容器（床下）で保持され、ナトリウム燃焼は抑制される。この際、原子炉格納容器（床下）で保持されるナトリウムの温度が十分に低下し固化した後でなければ、原子炉格納容器（床下）を空気雰囲気に置換しないものとする。

③ 原子炉格納容器（床下）外の2次冷却材を内包する配管及び機器については、2次冷却材ダンプタンクに緊急ドレンできる設計とする。このため、ナトリウムが漏えいした場合において、漏えいの発生した系統内に残存する冷却材は2次冷却材ダンプタンクに緊急ドレンされることで、ナトリウムの漏えい量を低減することができ、ナトリウム燃焼は抑制される。

規制委員会は、申請者の設計方針が、ナトリウムの漏えい発生時において、ナトリウム燃焼を抑制できるように対策等を講じるとしていることを確認した。

(2) ナトリウム燃焼の影響軽減

申請者は、ナトリウム燃焼による影響を軽減するために以下の対策を講じるとしている。

① 原子炉の運転中は窒素雰囲気が維持されることからナトリウム燃焼が発生するおそれのない原子炉格納容器（床下）を除き、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、耐火能力を有する耐火壁又は隔壁により、他の火災区画と分離する。

- ② ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画の床面には、鋼製のライナを設置した上で漏えいナトリウムの拡散面積を抑制するために堰を設け、ナトリウムと空気の接触面積を低減する設計とする。
- ③ 漏えいしたナトリウムと空気中の水蒸気等の反応により水素が蓄積するおそれのある火災区画については、窒素ガス供給設備を設置し、窒素ガスを当該区画に供給することにより水素濃度を燃焼限界濃度以下に抑制できる設計とする。
- ④ 主冷却機建物においては、鋼製のライナ又は受樋を設置し、漏えいしたナトリウムをナトリウム溜に導くことで、漏えいしたナトリウムを保持できる設計とする。
- ⑤ 主冷却機建物及び原子炉附属建物においては、ナトリウム燃焼に伴い発生する多量のナトリウムエアロゾルの拡散を防止するため、空調換気設備を停止し、防煙ダンパを閉止することで、他の火災区画への影響を軽減できるように設計する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、ナトリウム燃焼による影響を軽減できるように対策等を講じていることを確認した。

(3) ナトリウムと構造材との反応防止

申請者は、高温のナトリウムとコンクリートが直接接触することにより、コンクリートの侵食及び水素の発生が生じることから、ナトリウムとコンクリートの接触を防止するために、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、耐火能力を有する鋼製のライナ又は受樋を設置するとしている。

また、当該ライナ及び受樋については、ナトリウム燃焼に伴い鋼製材料の腐食による減肉を考慮した厚さに設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、ナトリウムと構造材の反応を防止できるように対策等を講じていることを確認した。

(4) ナトリウム燃焼の影響評価

申請者は、ナトリウムの燃焼による影響を考慮しても原子炉の安全停止に必要な安全機能が損なわれない設計とするとし、評価に当たっては、以下に基づき、設計基準において想定されるナトリウム漏えいによって発生するナトリウム燃焼を想定しても原子炉の安全停止を達成できることを確認するとしている。

- ① 一系統の単一の配管の破損を想定し、配管直径の 1/2 の長さと同配管肉厚

の1/2の幅を有する貫通クラックから漏えいが発生する。なお、二重構造を有する配管及び機器については、内管の破損により漏えいしたナトリウムは外管により保持されることを踏まえて評価する。

- ② 原子炉格納容器（床下）に設置する配管又は機器の破損については、原子炉運転中、窒素雰囲気中で維持されることからナトリウム燃焼は抑制されるため、原子炉格納容器（床下）を空気雰囲気に置換した場合の影響を評価する。
- ③ ナトリウム漏えい量の評価に当たっては、漏えい停止機能（緊急ドレン）による漏えい停止までの漏えい継続時間を考慮する。
- ④ 漏えいしたナトリウムが鋼製の床ライナ又は受樋を介して、ナトリウム溜に導かれることを考慮する。
- ⑤ ナトリウム燃焼の影響評価に当たっては、以下の判断基準に基づき、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。
 - a. 火災区画の境界を構成する構造材の温度が許容値を満足し、隣接する火災区画に設置している健全な系統の機能を喪失させないこと。
 - b. ナトリウム燃焼に伴い発生する水素が、蓄積し燃焼に至らないこと。
 - c. 鋼製のライナ又は受樋が腐食により損傷し、ナトリウムと構造材との反応が生じないこと。
- ⑥ ナトリウム燃焼に伴う一般火災との重畳を考慮する。具体的には、ナトリウム燃焼に伴い延焼するおそれがある可燃性物質も同時に燃焼するものとして評価する。この際、火災区画内でのナトリウム燃焼量は、想定されるナトリウム漏えい量に対して、漏えいしたナトリウムが鋼製の床ライナ又は受樋を介してナトリウム溜に導かれること、及びナトリウム燃焼に伴い火災区画内の酸素濃度が低下してナトリウム燃焼が抑制されることを考慮する。

規制委員会は、申請者が、設計基準で想定されるナトリウム漏えいによって発生するナトリウム燃焼が発生し、一般火災との重畳を考慮したとしても原子炉を安全に停止できるよう設計するとしていることを確認した。

規制委員会は、以上のことから、申請者によるナトリウム燃焼の影響軽減に係る設計方針が、要求事項を満足するものであることを確認した。

8. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

火災防護基準は、上記1. から4. までの項目に加え、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じた設計とすることを要求している。

申請者は、以下のとおり火災防護対策を講じている。

(1) ケーブル処理室

ケーブル室は、入口が一箇所となる設計であるため、消防隊員が入室しなくても消火活動が行えるように、自動消火設備である固定消火設備（ハロン消火設備）により消火する設計とする。また、ケーブルトレイ間は、幅0.9m及び高さ1.5mの離隔距離を確保することが困難なため、以下の火災防護対策を講じた設計とする。

① 火災防護基準による一般火災の影響軽減を考慮する火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減

一般火災の影響軽減を考慮する火災防護対象ケーブルは、1時間の耐火能力を有する耐火シートを敷設した電線管内に敷設する。

なお、1時間の耐火能力を有する耐火シートを敷設した電線管を敷設することができない中央制御室の制御盤等に接続する狭隘部に対しては、0.5時間の耐火能力を有する耐火テープをケーブルに施工することで、火災の影響を軽減する。

② 一般火災の早期感知

ケーブル室には、異なる種類の感知器（煙感知器及び熱感知器）をそれぞれ設置する。また、ケーブルからの一般火災を早期に検知し、一般火災の影響を軽減できるよう、光ファイバ温度センサを設置する。

③ 一般火災の早期消火

ケーブル室には、自動消火設備である固定消火設備（ハロン消火設備）を設置し、当該設備は、運転員がケーブル室（火災範囲外）において手動起動することも可能とし、単一の感知器が複数器作動した場合において自動起動する設計とする。

当該設備を手動起動させる条件としては、ケーブル室の火災感知器が作動する前に行われる操作であり、光ファイバ温度センサが作動し中央制御室に警報が発せられ、現場において光ファイバ温度センサの誤作動でないことが確認された場合に、運転員が手動で起動できる設計とする。このた

め、中央制御室には、手動起動装置を設置せず、ケーブル室（火災範囲外）にのみ設置するものとする。

④ 火災防護基準による一般火災の影響軽減を考慮する火災防護対象ケーブルを敷設する電線管内での火災

一般火災の影響軽減を考慮する火災防護対象ケーブルを敷設する電線管内の火災については、電線管内で窒息消火されるよう当該電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞する。

（２）電気室

電気室は、電源供給のみに使用することとし、他の目的に使用しない設計とする。

（３）蓄電池室

蓄電池室は、直流開閉装置及びインバーターを設置しない設計とする。蓄電池室の換気設備は、水素の排気に必要な換気量以上とし、蓄電池室の水素濃度が2%を十分下回るように維持できるように設計するとともに、当該設備が故障した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。

（４）ポンプ室

安全機能を有する機器等のあるポンプ室には、煙を排気するための可搬型の排煙装置を設置できる設計とする。

（５）中央制御室

中央制御室の空調換気設備には、防火ダンパを設置する設計とする。また、中央制御室の床面には、消防法に適合した防炎性を有するカーペットを使用する設計とする。

（６）使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、消火中に臨界にならないように、燃料の配置を考慮することにより、水中において未臨界となるよう設計とする。また、原子炉附属建物新燃料貯蔵設備は、床面で吊り下げられた収納管に新燃料等を収納し、消火中に臨界にならないように、収納管を適切な間隔を有するように配列した設計とするとともに、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で当該設備が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率が0.95以下を保たれるよう設計する。

(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備

原子炉附属建物において、廃ガス処理室、廃液タンク室、アルコール廃液タンク室の火災区画は、当該区画に関連する空調換気設備を停止しダンパを閉止することで隔離できる設計とする。また、当該火災区画の空気は、排気ラインに設けたフィルタを介して、主排気筒から外部に放出されるものとし、環境への放射性物質の放出を防ぐことができる設計とする。

原子炉附属建物では、水を用いた消火設備を設置しない設計とすることから、当該火災区画では汚染水の生じるおそれがない。

放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは、密閉した金属製容器等に貯蔵する設計とする。

崩壊熱による一般火災の発生を考慮する必要がある放射性廃棄物を貯蔵しない設計とする。また、金属ナトリウムが付着しているおそれのある固体廃棄物については、金属ナトリウムを除去するとともに、除去した金属ナトリウムを安定化处理し、貯蔵中における一般火災の発生を防止する設計とする。

規制委員会は、申請者による特定の火災区域又は火災区画における火災防護対策の設計方針が、(1) においては火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、火災防護対策を講じることにより十分な保安水準が確保されることを、また、(2) から (7) においては火災防護基準の規定にのっとり、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した対策を講じたものであることを確認した。

Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等 (第9条関係)

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 溢水に対し防護すべき設備（以下本節において「防護対象設備」という。）を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

4. 建家内の防護対象設備を防護するための設計方針
5. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針
6. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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、設置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. 防護対象設備を抽出するための方針

試験研究用等原子炉施設内で発生する溢水に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、溢水に対して防護すべき構築物、系統及び機器を防護対象設備として抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、安全機能の重要度分類がクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器の中から、原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持するための構築物、系統及び機器（以下本節において「原子炉の安全停止に係る構築物、系統及び機器」という。）、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器、並びに使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持するための構築物、系統及び機器を防護対象設備として抽出するとしている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、安全機能の重要度分類がクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器の中から、原子炉の安全停止、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め、及び使用済燃料の冠水等に係る構築物、系統及び機器を抽出するものであることを確認した。

2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

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

(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水

申請者は、溢水ガイドを参考に、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水では、それぞれの防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源（多重化された系統を有する設備の破損による溢水では、単一の系統破損による溢水源）を想定し、その影響を評価するとしている。

溢水量の算出に当たっては、漏水検知器が溢水を検知し、運転員が現場又は中央制御室からの隔離操作により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出するとしている。配管の破損形状については、配管が内包する流体のエネルギーに応じて高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、高エネルギー配管については完全全周破断を想定し、低エネルギー配管については貫通クラックを想定する方針としている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については、高エネルギー配管及び低エネルギー配管を対象として防護対象設備への影響が最も大きくなる単一の設備破損を想定する方針であること、溢水量については、溢水の検知から、現場又は原子炉制御室からの隔離操作により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出する方針であることを確認した。

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

申請者は、溢水ガイドを参考に、本試験研究用等原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水では、それぞれの防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源を想定し、その影響を評価するとしている。ただし、消火設備のうちスプリンクラーについては、本試験研究用等原子炉施設に設置しないこと、屋内消火栓については、第一及び第二使用済燃料貯蔵建物に設置するものの、当該建物に位置する防護対象設備である水冷却池は水環境での使用を想定しているものであり、明らかに溢水の影響が生じず、溢水防護区画に設定しない（「3.（1）溢水防護区画の設定」にて記載する。）ことから、それぞれ溢水源としないとしている。

規制委員会は、申請者が、消火設備を溢水防護区画の設定が必要なエリアに設置しないことから、消火設備からの放水を溢水源としない方針であることを確認した。

(3) 地震による機器の破損等（スロッシングを含む。）により生じる溢水

申請者は、溢水ガイドを参考に、基準地震動による地震力により本試験研究用等原子炉施設内で発生する溢水を想定している。

具体的な溢水源として、流体を内包する機器のうち、基準地震動による地震力により破損が生じる可能性のある機器及びスロッシングにより溢水する可能性がある使用済燃料貯蔵設備水冷却池を想定し、その影響を評価している。

溢水量の算出に当たっては、複数系統及び複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出している。

また、使用済燃料貯蔵設備水冷却池からの溢水量については、基準地震動により発生するスロッシングによる当該水冷却池の外への漏えい量を三次元流動解析により評価している。

規制委員会は、申請者が、溢水源については、基準地震動による地震力によって破損が生じる可能性のある機器・配管の破損を想定する方針であること、溢水量については、基準地震動による地震力に対して機器・配管の同時破損を想定する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が、スロッシングによる溢水量について、基準地震動を想定し、三次元流動解析により評価する方針であることを確認した。

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

3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、防護対象設備が設置される区画及び溢水経路を設定する方針が示されることが必要である。

(1) 溢水防護区画の設定

申請者は、溢水防護区画は基本的に壁、扉で区切られた部屋単位とし、防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を溢水防護区画として設定している。ただし、「環境条件から明らかに溢水が発生しない」又は「密封構造を有するもの、又は水環境での使用を想定しているものであり、明らかに溢水の影響が生じない」の条件を満足する防護対象設備については、溢水防護区画の設定を除外できるとしている。また、防護対象設備に関連するケーブル類についても、端部（電

源盤等)を除き、被覆等により溢水の影響を受けないことから、溢水防護区画の設定を除外できるとしている。さらに、必要に応じて堰等も区画に用いている。

規制委員会は、申請者が、環境条件から明らかに溢水が発生しない区画にある防護対象設備及び密封構造等により明らかに溢水の影響が生じない防護対象設備を除き、防護対象設備が設置されている全ての区画、原子炉制御室及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を溢水防護区画に設定する方針であることを確認した。

(2) 溢水経路の設定

申請者は、扉からの漏水の状態並びに貫通部及び堰の有無を考慮し、評価対象区画の溢水水位が最も高くなるように溢水経路を設定するとしている。また、ハッチ及び目皿から溢水防護区画外への流出はないものとして評価すること、上階で生じた溢水に起因する没水評価の際には、ハッチを単純な開口部として扱い、上階で生じた溢水がそのまま評価対象フロアに落水してくるものとして評価することにより、評価対象区画の溢水水位が最も高くなるようにしている。

規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、評価対象区画の水位が最も高くなるように行われる方針であることを確認した。

規制委員会は、以上のとおり、申請者による溢水防護区画の設定について、防護対象設備を設置している場所、原子炉制御室及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を対象とする方針であること、また、評価対象区画の水位が最も高くなるような保守的な条件で溢水経路を設定する方針であることを確認した。

4. 建家内の防護対象設備を防護するための方針

防護対象設備は、2.(1)～(3)に示すそれぞれの溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないように対策される設計であることが必要である。

(1) 没水の影響に対する設計方針

申請者は、想定される没水により、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とするとしている。具体的には、以下のいずれか又は組合せにより対策を講

じる設計とするとしている。

- ① 漏水検知器等を溢水の発生を確実に検知できる位置に設置することにより溢水を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。また、漏水検知器等は、地震及び外部電源喪失により機能を喪失しない設計とする。
- ② 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁、止水板、貫通部密封処理等により流入を防止する設計とする。壁等は、溢水により発生する水位及び水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震、火災等により生じる環境及び荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- ③ 防護対象設備の設置高さを嵩上げし、防護対象設備の機能喪失高さが、当該機器が設置される区画内の溢水水位を上回る設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画内の溢水に対して、防護対象設備の安全機能を損なわないものであることを確認した。

(2) 被水の影響に対する設計方針

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

- ① 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁、止水板、貫通部密封処理等により被水を防止する設計とする。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震、火災等により生じる環境及び荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- ② 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段（二酸化炭素消火設備、消火器等）を採用し、被水の影響がない設計とする。
- ③ 被水する防護対象設備は、規格基準に基づく被水耐性を有する機器の設置、保護カバーによる防護措置等を行い、被水の影響を受けない設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画内の被水に対して、防護対象設備の安全機能を損なわないものであることを確認した。

(3) 蒸気放出の影響に対する設計方針

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

- ① 蒸気放出に対する検知器として火災感知器（アナログ式の煙感知器）を流用することにより蒸気放出を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- ② 溢水防護区画外の蒸気放出に対しては、壁及び貫通部密封処理により蒸気の流入を防止する設計とする。壁等は、蒸気放出の要因となる地震等により生じる環境及び荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- ③ 蒸気に曝される防護対象設備は、蒸気耐性を有する機器の設置、防護板による防護措置等を行い、蒸気の影響を受けない設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画内の蒸気放出に対して、防護対象設備の安全機能を損なわないものであることを確認した。

(4) アクセス通路の設計方針

申請者は、溢水が発生した場合においても、現場操作が必要な設備に対して、アクセス通路の環境の温度及び放射線量並びに溢水水位を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、現場操作が必要な設備へのアクセス通路について、環境条件を考慮しても、アクセス性が失われないものであることを確認した。

(5) 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシング後の機能維持に関する設計方針

申請者は、地震によるスロッシング後においても、使用済燃料貯蔵設備水冷却池の液位が使用済燃料集合体頂部水位を上回り、使用済燃料の冠水の確保とともに、冷却機能及び遮へい機能を維持できる設計とする方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシング後においても、使用済燃料の冠水確保並びに冷却機能及び遮へい機能を維持できるものであることを確認した。

規制委員会は、以上のとおり、申請者による溢水に対する設計方針が、没水、被水及び蒸気放出に対して防護するものであること、アクセス通路のアクセス性を確保するものであること、及び使用済燃料貯蔵設備水冷却池の機能を維持するものであることを確認した。

5. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

第9条第2項の規定は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、管理区域外へ漏えいしないことを要求している。

申請者は、想定される溢水により、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としている。具体的には、以下の対策を講じる設計とするとしている。

- ① 放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は、全て管理区域内に設置する。
- ② 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合に、管理区域外に漏えいすることがないように、管理区域の下階は管理区域となるよう配置を考慮する。
- ③ 段差や堰、止水板を設けることにより、放射性物質を含む液体が非管理区域側へ漏えいすることを防止する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、管理区域内で放射性物質を含む液体があふれ出た場合においても、管理区域の配置上の考慮をすること及び段差や堰、止水板を設けることにより、当該液体が非管理区域側へ漏えいしないものであることを確認した。

6. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

溢水に対する設計方針を踏まえた上で、溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動が要求される場合には、溢水の影響を考慮しても安全機能が失われないことを確認するため、研究炉安全評価指針に基づき安全解析を行うことが必要である。

申請者は、溢水により原子炉の安全停止に係る構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれない設計とすることから、溢水による外乱に対して改めて安全解析を行う必要がないとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水による外乱に対する安全解析を必要

としないものであることを確認した。

Ⅲ－８ 誤操作の防止（第１０条関係）

第１０条第１項の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、申請者は、当初申請からの設備変更として、中央制御室外原子炉停止盤を追加している。同条第２項の規定は、安全施設は、容易に操作できるよう設計することを要求している。

申請者は、以下の設計方針としている。

1. 新設する中央制御室外原子炉停止盤に設置される手動スクラムボタンには名称を表示するとともに、扉付きの盤内に設置し、誤操作を防止する。また、盤は銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する。
2. 原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において集中して対応できるものとし、中央制御室は、地震や外部電源喪失等の事象が発生した場合においても、制御盤等の固定、天井照明設備の落下防止、非常用ディーゼル電源系に接続された非常用照明の設置等により、運転員が容易に操作できるよう設計する。
3. 中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置を執るため、運転員が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離、その他の適切に防護するための設備を設ける。
4. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、運転員の操作を期待しなくても、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、安全に収束できる設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、新設する中央制御室外原子炉停止盤において、手動スクラムボタンの名称表示等により誤操作を防止するものであること、想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が安全施設を容易に操作できるものであること、設計基準事故が発生した場合でも、原子炉制御室の居住性を確保するための措置を講じるものであること及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、運転員の操作を期待しなくても安全に収束できるものであることを確認したことから、設置許可基準規則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 条第 3 項の規定は、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を備える設計とすることを要求している。

申請者は、設計基準事故は原子炉保護系の作動により運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計することから、運転員に期待される対応は中央制御室での監視であるとしている。中央制御室の監視にあつては、常設照明の一部を非常用ディーゼル電源系から給電できるものとし、さらに、中央制御室の出入口付近にバッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。また、設計基準事故の発生後に行う現場巡視等においても、昼夜及び場所を問わず使用できる当該可搬型照明を活用するものとし、さらに、操作が必要となる場所にあつては、バッテリー内蔵型又は非常用ディーゼル電源系から給電できる照明を常設するとしている。

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の作業場所において、作業用照明及びその専用の電源を備えるものであること、原子炉制御室に配備するバッテリー内蔵型の可搬型照明により、昼夜及び場所を問わず作業可能とするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－10 安全施設（第 12 条関係）

第 12 条の規定は、既許可における要求事項から変更はないものの、申請者は、既許可の原子炉施設に対して、以下の変更（以下、「出力変更等」という。）を加え、これに伴い、新たに本試験研究用等原子炉施設における安全施設の安全機能の重要度を設定するとしている。

- ①原子炉熱出力を 140MW とした照射用炉心である MK-Ⅲ炉心から、原子炉熱出力を 100MW とした照射用炉心（以下「MK-Ⅳ炉心」という。）に変更する。これに伴い、燃料集合体最大装荷個数を削減し、最大過剰反応度を削減する。（詳細は「Ⅲ－21 炉心等（第 32 条関係）」にて記載する。）
- ②原子炉停止系統を、既許可における 6 式の制御棒及び制御棒駆動系を、4 式の制御棒及び制御棒駆動系並びに 2 式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系に分離する。

後者は、「Ⅳ 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第 53 条関係）」における「BDBA」に対応するための設備としても位置付け、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において機能は期待しない。（詳細は「Ⅲ－31 原子炉停止系統（第 59 条関係）」及び「Ⅳ－3 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る設備及び手順等」にて記載する。）

第12条第1項は、安全施設について、安全機能の重要度に応じて安全機能が確保されたものでなければならないことを要求している。

同条第2項は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、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ことを要求している。

同条第3項は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において機能が発揮できること、同条第4項は、運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること、同条第6項は、安全施設について、二以上の試験研究用等原子炉施設において共用し、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ことを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 安全機能の重要度に応じた安全機能の確保に係る設計方針
2. 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統に係る設計方針
3. 安全施設の機能の発揮に係る設計方針
4. 安全施設の試験又は検査に係る設計方針
5. 安全施設の共用又は相互接続に係る設計方針

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、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 安全機能の重要度に応じた安全機能の確保に係る設計方針

第12条第1項の規定は、安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものであることを要求している。

申請者は、設置許可基準規則の解釈で引用する研究炉の重要度分類の考え方のほか、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全員会決定。以下「発電炉重要度分類指針」という。）及び「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」（昭和55年11月6日原子力安全委員会決定。以下「FBR指針」という。）を参考に、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を考慮して、以下のとおり、安全施設の安全機能の重要度を分類し、安全機能を確保するように設計するとしている。

(1) 安全機能の性質による分類

申請者は、安全施設が果たす安全機能の性質に応じて、以下に示すように、2種類に分類するとしている。

① 異常発生防止系（PS）

その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、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。

② 異常影響緩和系（MS）

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、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。

(2) 安全機能の重要度による分類

申請者は、PS及びMSのそれぞれに属する安全施設を、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及びクラス3に分類するとしている。各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、以下の基本的目標を達成できる設計とするとしている。

① 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。

② クラス2

高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

③ 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。

(3) 重要度分類の適用原則

申請者は、安全施設の安全機能の重要度を分類するに当たって、原則として以下によることとしている。

① 安全機能を直接果たす安全施設（以下「当該系」という。）が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする安全施設（以下「関連系」という。）の範囲と分類は、以下によるものとする。

a. 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。

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

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

規制委員会は、申請者が、安全重要度分類の適用について、安全施設が果たす安全機能の性質に応じて、異常発生防止系（P S）及び異常影響緩和系（M S）の2種類に分類し、P S及びMSのそれぞれに属する安全施設を、それが有する安全機能の重要度に応じ、クラス1、クラス2及びクラス3に分類していること、また、安全上の機能別重要度分類を適用するに当たっての基本原則を定めていることから、研究炉の重要度分類の考え方、発電炉重要度分類指針及びF B R指針を踏まえていることを確認した。

2. 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統に係る設計方針

第12条第2項の規定は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備は、当該設備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、及び独立性を確保した設計とすることを要求している。

ただし、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよいとされている。

また、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、又は、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いてその機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しないとされている。

申請者は、安全施設のうち、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、研究炉安全設計審査指針を参考に、①MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器、並びに、②MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器について、想定される単一故障及び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、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計するとしている。

また申請者は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、多重性を有しない静的機器であって、設計基準事故が発生した場合に、24時間を超える長期間にわたり機能が要求される設備として、アニュラス部排気設備のダクトの一部及び1次予熱室素ガス系の仕切弁を抽出している。

抽出された設備については、以下のとおり、(1)単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合又は(2)単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合に該当するとしている。

(1) 単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合

アニュラス部排気設備は、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成され、弁及び排風機並びに非常用ガス処理装置は多重化されているが、ダクトの一部が単一設計となっている。

申請者は、当該ダクトが損傷したとしても、想定される最も過酷な条件下において、その故障を安全上支障のない期間に確実に修復でき、かつ、当該修復作業にあつては、必要に応じて空気呼吸器を着用するものとし、放射線防護上の措置を講じることで、作業員の被ばく低減に努めるとしている。

なお、単一設計箇所であるダクトの一部が事故の発生と同時に損傷したと仮定しても、設計基準事故の判断基準である周辺公衆への実効線量 5mSv を下回るとしている。

(2) 単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合

1次予熱室素ガス系の仕切弁については、単一設計であるものの、隔離弁による代替機能により、1次冷却材漏えい量の低減機能を達成し、所定の安全機能を維持できる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計が安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備について、当該設備の単一故障が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該設備の機能、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、及び独立性を確保した設計とすること、また、静的機器であって長期間の機能維持を期待する設備については、アニュラス部排気設備のダクトの一部及び1次予熱室素ガス系の仕切弁を抽出した上で、アニュラス部排気設備のダクトの一部については故障を安全上支障のない期間に確実に修復できること、また、1次予熱室素ガス系の仕切弁については隔離弁により所定の安全機能を代替することができるとしていることを確認した。

3. 安全施設の機能の発揮に係る設計方針

第12条第3項の規定は、安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮できることを要求している。

申請者は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に機能が期待されている安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される圧力、温度、中性子照射量等の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ように設計するとしている。

具体的には、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ける燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、既許可に包絡されることから、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ等の設計温度、圧力等の変更を必要とするものはなく、安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう設計するとしている。

また、配管エルボに代表される応力集中部は、熱膨張応力、熱応力等による疲労（クリープ疲労）破損が、相対的に、最も注意すべき破損様式となるため、設計条件の下で配管の破損が生じることがないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者が、安全施設が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可能な設計方針としていることを確認した。

4. 安全施設の試験又は検査に係る設計方針

第12条第4項の規定は、安全施設は、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ことを要求している。

申請者は、安全施設については、以下のとおり設計するとしている。

- (1) 原子炉の運転中に待機状態にある安全施設（運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除く。）については、運転中に定期

的に試験又は検査ができる設計とする。

- (2) 多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。
- (3) 運転中における安全保護回路の機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系統等の不必要な動作が発生しないように設計する。

規制委員会は、申請者が、安全施設の安全機能の重要度に応じて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可能な設計方針としていること、また、発電用原子炉施設を参考に安全施設の具体的な試験又は検査の方法等を定める方針としていることを確認した。

5. 安全施設の共用又は相互接続に係る設計方針

第12条第6項の規定は、二以上の試験研究用等原子炉施設における安全施設の共用又は相互接続する場合には、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないことを要求している。

申請者は、安全施設は、他の原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本とした設計とし、例外として、二以上の試験研究用等原子炉施設において共用する安全施設を以下のとおり抽出している。なお、本試験研究用等原子炉施設以外の試験研究用等原子炉施設と相互接続する安全施設はないとしている。

(1) 屋外管理用モニタリングポスト

周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定し、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取得して発信・共有するものであり、共用によって、原子炉施設の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必要とされる安全機能が阻害されることはない。

(2) 通信連絡設備

敷地内の従業員及び見学者等を含めた全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生連絡、避難指示等の必要な指示を行うための設備として、また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡する必要がある場所との通信回線として使用するものであり、共用によって、原子炉施設の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必要とされる安全機能が阻害されることはない。

規制委員会は、申請者による安全施設の共用又は相互接続の設計方針について、

屋外管理用モニタリングポスト及び通信連絡設備を大洗研究所内の原子力施設と共用しているが、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必要とされる安全機能が阻害されることはないため、共用によって本試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないことを確認した。

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条の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、申請者は、既許可の原子炉施設に対して、出力変更等を実施するに当たり、改めて運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の代表事象を精査して、評価を実施したとしている。

また、今回の変更に伴い、原子炉施設の安全解析に用いる気象条件は、既許可の1996年1月から2000年12月までの気象資料に代えて、2009年1月から2013年12月までの5年間にわたり敷地において観測された気象データの平均を使用するとしている。

第13条第1号の規定は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行できることを要求している。

同条第2号の規定は、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できること、設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないこと、施設の敷地周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る設計方針
2. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象の選定
3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象の判断基準及び解析に当たって考慮すべき事項
4. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価結果

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る設計方針

申請者は、「Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）」にて記載したとおり、出力変更等に当たり、新たに安全施設の安全上の機能別重要度を設定したとしている。

また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の解析において解析上期待し得る緩和機能は、MS－１及びMS－２に属する構築物、系統及び機器による緩和機能としている。

規制委員会は、Ⅲ－１０安全施設（第１２条関係）で確認したとおり、MS－１又はMS－２に属する構築物、系統及び機器は、それぞれ、合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持する設計であること、又は、高度の信頼性を確保し、かつ、維持する設計であることから、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に動作が期待できるものであり、それぞれの事象の拡大を防止するために必要な措置となることを確認した。

なお、MS－１又はMS－２に属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、「４．運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価結果」における解析条件の中で考慮していることを確認した。

2. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象の選定

申請者は、設置許可基準規則解釈に基づき、①研究炉安全評価指針によるほか、②「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考とし、また、本試験研究用等原子炉施設の経験や諸外国における高速増殖炉の安全性評価の考え方を踏まえ、高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という。）を念頭において検討がなされた③FBR指針（以下本節において、①から③を総称して「審査指針等」という。）も参考とし、審査指針等に示される運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を、水冷却型研究炉、発電用軽水型原子炉及びナトリウム冷却型高速炉の三者で比較し、本試験研究用等原子炉施設の設備上の特徴や類似設備との比較により、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象を選定したとしている。

その結果、申請者は、運転時の異常な過渡変化事象については、既許可において選定した事象から変更がなく表Ⅲ－１のとおりであり、設計基準事故については、既許可において選定した事象に、新たに「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取替取扱事故」の２事象を追加し、表Ⅲ－２のとおりとしている。

その理由として、申請者は、「冷却材流路閉塞事故」については、異常の原因となる冷却材流路の閉塞等が生じないように適切な防止対策を講じる設計としていたこと、また、「燃料取替取扱事故」については、燃料取扱中及び貯蔵中に臨界となる可能性、機械的又は熱的な原因による燃料体の損傷を排除する設計としてい

たことから、既許可においては設計基準事故の代表事象に含める必要はないと判断していた。

一方、本申請に当たっては、FBR指針の知見を反映し、冷却材流路閉塞や燃料集合体の落下といった故障モードを想定することとし、当該2事象を新たに設計基準事故の代表事象に加えたとしている。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が用いた審査指針等のうち、前述の①及び②の審査指針は、ナトリウム冷却型高速炉に対して直接適用できるものではなく、申請者が同審査指針を部分的に適用することで運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を選定していることから、事象選定の抜けがなく適切に選定されていることを確認する必要があると判断した。

このため、本試験研究用等原子炉施設を構成する機器に対して、一般産業分野において潜在的な故障を見出すために広く活用されている故障モード影響解析（以下「FMEA」という。）を基に体系的に分析し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定に抜けがなく適切に行われているかを確認するよう求めた。

これに対して申請者は、本試験研究用等原子炉施設を構成する機器を対象にFMEAにより分析した結果、故障影響によって生じる施設への影響のうち、比較的発生頻度が高く故障影響程度が小さいものは設計又は運転管理により対応し、比較的発生頻度が低く故障影響程度が大きいものは運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で対応するとし、施設の故障モードの影響は、審査指針等の比較により選定した運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故により代表できることを示した。

これにより、規制委員会は、申請者が選定した運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が、本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえた上で審査指針等と整合するものであることに加え、本試験研究用等原子炉施設における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定に抜けがなく適切に行われていることを確認した。

表Ⅲ－１ 本試験研究用等原子炉施設における運転時の異常な過渡変化事象

(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	未臨界状態からの制御棒の異常な引き抜き
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	1次冷却材流量増大
	1次冷却材流量減少
	外部電源喪失
	2次冷却材流量増大
	2次冷却材流量減少
	主冷却器空気流量の増大
	主冷却器空気流量の減少

表Ⅲ－２ 本試験研究用等原子炉施設における設計基準事故

(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故	燃料スランピング事故
(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故	1次主循環ポンプ軸固着事故
	1次冷却材漏えい事故
	冷却材流路閉塞事故 [※]
	2次主循環ポンプ軸固着事故
	2次冷却材漏えい事故
	主送風機風量瞬時低下事故
(3) 燃料取扱いに伴う事故	燃料取替取扱事故 [※]
(4) 廃棄物処理設備に関する事故	気体廃棄物処理設備破損事故
(5) ナトリウムの化学変化	1次冷却材漏えい事故
(6) 原子炉カバーガス系に関する事故	1次アルゴンガス漏えい事故

※：本申請において、新たに設計基準事故として追加された事象。

3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象の判断基準及び解析に当たって考慮すべき事項

申請者は、前節で選定した運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の判断基準並びに解析に当たって考慮すべき事項を、以下のとおりとしている。

(1) 判断基準

① 運転時の異常な過渡変化

運転時の異常な過渡変化時には、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができる設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は、以下のとおりである。

- a. 燃料被覆管が機械的に破損しない設計とするため、被覆管最高温度（肉厚中心）は840℃を超えないこと。
- b. 冷却材が沸騰しない設計とするため、冷却材最高温度は910℃を超えないこと。
- c. 燃料最高温度が燃料熔融温度である2,650℃を超えないこと。

② 設計基準事故

設計基準事故が生じた場合は、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、事象の過程において他の異常事象を生じることなく、放射性物質の閉じ込め機能の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は、以下のとおりである。

- a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- b. 原子炉格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- c. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないため、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えないこと。

設計基準事故において、上記①の運転時の異常な過渡変化の判断基準を満足する場合には、上記 a. の基準を満足するため原子炉冷却材バウンダリは健全であり、その外側に位置する原子炉格納容器の機能が阻害されることはなく、上記 b. の基準を満足すると判断する。

その他、原子炉格納容器に事故時影響が発生する場合には、原子炉格納容器の内圧及び原子炉格納容器鋼壁温度が、設計圧力及び設計温度を超えないことで、原子炉格納容器の健全性が維持されるため、上記 b. の基準を満足すると判断する。

(2) 解析に当たって考慮すべき事項

- ① 原子炉出力の初期値は定格出力とする。未臨界状態からの事象を扱う場合の原子炉出力の初期値は定格出力の 10^{-7} %出力で臨界状態とする。

運転温度の初期値は、解析の結果が厳しくなるように、定格値の温度に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いる。

- ② 解析に当たって考慮するものは、前条で選定した運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための安全機能のうち、MS-1及びMS-2に属する構築物、系統及び機器とする。

- ③ 解析に当たっては、想定された事象に加えて、事象に対処するために必要な系統及び機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。

この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復できる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

- ④ 原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、原子炉トリップ設定値を超えた場合、論理回路で原子炉スクラム信号が発せられるものとする。

- ⑤ 設計基準事故の解析に当たって工学的安全施設の動作を期待する場合は、外部電源が利用できない場合も考慮する。

- ⑥ 原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものとする。

原子炉保護系の応答時間は、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定める。

また解析では、主炉停止系は、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものと仮定するとともに、後備炉停止制御棒の挿入に期待しない。

- ⑦ 解析に当たっては、既許可で使用した実績のある解析コードであるMIMIRを使用する。また、本申請において新たに使用する解析コードであるSuper-COPD及びASFREは、妥当性を確認したものを使用する。(Super-

COPD 及び ASFRE は、多量の放射性物質等を放出する事故に対する有効性評価においても使用する解析コードであるため、その妥当性確認結果は、「IV-2.4 有効性評価に用いた解析コード」にて記載する。）

規制委員会は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の判断基準は設置許可基準規則を、また、解析に当たって考慮するとしている事項は研究炉安全評価指針を踏まえていることを確認した。

4. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価結果

申請者は、本試験研究用等原子炉施設における運転時の異常な過渡変化の解析結果は表Ⅲ-3のとおりであり、判断基準を満足することを確認したとしている。

設計基準事故の解析結果は表Ⅲ-4のとおりであり、この結果が運転時の異常な過渡変化における判断基準を満足することから、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることを確認したとしている。

設計基準事故については、「1次冷却材漏えい事故」を除き、原子炉冷却材バウンダリが健全であるため原子炉格納容器内の圧力が上昇することはないとしている。また、「1次冷却材漏えい事故」については、内管の損傷により漏えいしたナトリウムは窒素雰囲気中の二重管内に保持される設計であるものの、原子炉格納容器への影響を確認するためあえて漏えいナトリウムが空気雰囲気状態で二重管外に漏えいし燃焼する場合を想定し、その場合であっても、表Ⅲ-5のとおり、原子炉格納容器内の圧力及び鋼壁温度は設計圧力及び設計温度を超えないため、原子炉格納容器の健全性が保たれ、漏えい率は適切な値以下に維持されることを確認したとしている。

申請者は、線量評価に用いる気象データについては、2009年1月から2013年12月までの5年間のデータの平均を使用するとし、当該期間の気象データに対して、「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。）に基づいて検討を行い、本申請における気象データが長期間の気象状態を代表していることを確認した上で、線量評価に使用したとしている。また、当該気象資料の変更を踏まえた線量評価結果は、表Ⅲ-6のとおり、発生事故当たり5mSvを超えないことを確認したとしている。

規制委員会は、申請者の解析上期待し得る構築物、系統及び機器による安全機能の仮定並びに設置許可基準規則を踏まえた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の判断基準は妥当であり、いずれの解析結果においても判断基準を下回っており、設置許可基準規則解釈の規定に掲げる要件を満足していることを確認した。

表Ⅲ－3 運転時の異常な過渡変化時の評価結果

	燃料最高温度 (°C)	被覆管最高温度 (°C)	冷却材最高温度 (°C)
判断基準	2,650	840	910
未臨界状態からの制御棒の異常な引き抜き	約 1,270	約 470	約 470
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	約 2,390	約 630	約 620
1次冷却材流量増大	約 2,410	初期値を超えない	初期値を超えない
1次冷却材流量減少	初期値を超えない	約 700	約 690
外部電源喪失	初期値を超えない	約 650	約 640
2次冷却材流量増大	約 2,440	約 630	約 620
2次冷却材流量減少	初期値を超えない	約 630	約 610
主冷却器空気流量の増大	約 2,440	約 630	約 620
主冷却器空気流量の減少	初期値を超えない	約 630	約 620

表Ⅲ-4 設計基準事故時の評価結果（周辺公衆の受ける線量評価を除く。）

	燃料最高温度 (°C)	被覆管最高温度 (°C)	冷却材最高温度 (°C)
判断基準*	2,650	840	910
燃料スランピング事故	約 2,410	約 640	約 630
1次主循環ポンプ軸固着事故	初期値を超えない	約 730	約 720
1次冷却材漏えい事故	初期値を超えない	約 650	約 640
冷却材流路閉塞事故 (流路閉塞)	初期値を超えない	約 690	約 610
冷却材流路閉塞事故 (核分裂生成ガスジェット衝突)	初期値を超えない	約 740	約 610
2次主循環ポンプ軸固着事故	初期値を超えない	約 630	約 610
2次冷却材漏えい事故	初期値を超えない	約 630	約 620
主送風機風量瞬時低下事故	初期値を超えない	約 630	約 620

※：設計基準事故における「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること」に対する判断基準として、運転時の異常な過渡変化の判断基準を用いている。

表Ⅲ－5 1次冷却材漏えい事故における原子炉格納容器健全性評価結果

	評価値	設計値
原子炉格納容器圧力（内圧）	約 0.049MPa [gage]	約 0.13MPa [gage]
原子炉格納容器温度（鋼壁温度）	約 110℃	150℃

表Ⅲ－6 設計基準事故時における周辺公衆の受ける線量評価結果

設計基準事故	実効線量*
1次冷却材漏えい事故	約 4.0×10^{-3} mSv
燃料取替取扱事故	約 8.1×10^{-1} mSv
気体廃棄物処理設備破損事故	約 1.8×10^{-2} mSv
1次アルゴンガス漏えい事故	約 3.1×10^{-3} mSv

※：よう素の吸入による小児の内部被ばくの実効線量と希ガスのガンマ線による外部被ばくの実効線量の合計値

Ⅲ－１２ 安全保護回路（第１８条関係）

第１８条第６号の規定は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとするを求めている。

申請者は、原子炉保護系が、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成して、ソフトウェアを用いないアナログ回路とするとしており、不正アクセス行為による被害が生じることはないとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、ソフトウェアを用いないアナログ回路とし、不正アクセス行為による被害が生じることはない設計方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１３ 反応度制御系統（第１９条関係）

第１９条の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、MK-Ⅲ炉心から、MK-Ⅳ炉心への変更に合わせて、原子炉停止系統を独立した主炉停止系と後備炉停止系に変更したことから、反応度制御に用いる制御棒本数が６本から４本に変更されている。

第１９条の規定は、通常運転時に予想される反応度変化を制御できること、制御棒が炉心から飛び出し、又は落下することを防止するとともに、反応度添加率は制御棒誤引き抜き時でも燃料の許容設計限界を超えないことを求めている。

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．通常運転時に予想される反応度変化に対する制御能力
- ２．反応度制御系統による過大な反応度投入の防止

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、設置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．通常運転時に予想される反応度変化に対する制御能力

第１９条第１項第１号の規定は、通常運転時に予想される反応度変化を制御できることを要求している。

申請者は、４本の制御棒（主炉停止系）を制御棒駆動系により上下駆動し、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を

制御できるように設計するとしている。

また、実験設備等においては、実験物の移動又は状態の変化が生じた場合でも反応度が異常に投入されないように設計するとしている。

規制委員会は、反応度制御系統は、通常運転中に予想される反応度変化を制御できるように設計することを確認した。

2. 反応度制御系統における過大な反応度投入の防止

第19条第1項第2号の規定は、制御棒が炉心から飛び出し、又は落下することを防止するとともに、反応度添加率は制御棒誤引き抜き時でも燃料の許容設計限界を超えないことを求めている。

申請者は、制御棒及び制御棒駆動機構は既許可から変更はなく、炉心からの飛び出し又は落下することはないとしている。

また、制御棒による最大反応度添加率は約 $0.00016 \Delta k/k/s$ であり、未臨界状態からの制御棒の異常な引き抜き及び出力運転中の制御棒の異常な引き抜きを評価したところ、燃料の許容設計限界を超えないとしている。

規制委員会は、主炉停止系の反応度添加率及び制御棒が誤って引き抜かれた場合の評価は、MK-IV炉心の設計内容が反映されていることを確認した。(詳細は「Ⅲ-11 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止(第13条関係)」及び「Ⅲ-19 炉心等(第32条関係)」にて記載する。)

Ⅲ-14 放射性廃棄物の廃棄施設(第22条関係)

第22条の規定は、既許可における要求事項から変更はなく、また、申請者の放射性廃棄物の廃棄施設に対する設計方針も既許可から変更はない。

しかし、申請者は、出力変更等に伴い、通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量の評価値を見直すとしている。

第22条第1号の規定は、通常運転時において、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとするを要求している。

申請者は、これに対し、試験研究用等原子炉施設の放射性廃棄物の廃棄施設の設計方針が、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、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(昭和51年9月28日原子力委員

会決定。以下「線量目標値評価指針」という。)及び気象指針を参考に、試験研究用等原子炉施設の通常運転時に放出される気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質による周辺公衆の実効線量を評価した結果、年間約 1.7 μ Sv であり、年間 50 μ Sv を下回るとしている。

なお、申請者は、上記の実効線量評価に当たり、「Ⅲ－1 1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第 1 3 条関係）」で述べたように、気象データの更新を考慮したとしている。

規制委員会は、申請者が本申請による MK-IV 炉心での設計条件及び気象条件を用いて、線量目標値評価指針及び気象指針を参考に、通常運転時における試験研究用等原子炉施設の周辺の公衆が受ける実効線量の評価を実施し、線量評価結果は、「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）」に示されている線量目標値の年間 50 μ Sv を下回ることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－1 5 保管廃棄施設（第 2 3 条関係）

第 2 3 条の規定は、既許可における要求事項から変更はないものの、申請者は、原子炉附属建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に、新たに保管廃棄施設を設けるとしている。

第 2 3 条の規定は、工場等には、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けることを要求しており、放射性廃棄物を保管廃棄する施設については、放射性廃棄物が漏えいし難いものとする事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ものとする事を要求している。

また、設置許可基準規則解釈第 2 3 条の規定は、保管廃棄施設について、将来的に試験研究用等原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を保管廃棄及び管理できることを要求している。

申請者は、これに対し、保修作業及び改造工事に伴って発生する放射性固体廃棄物を貯蔵するために、新たに原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備（200L ドラム缶約 300 本相当）及び第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備（200L ドラム缶約 650 本相当）を設けるとしている。

固体廃棄物貯蔵設備は、放射性固体廃棄物をドラム缶等の容器に入れて保管する方法により、放射性固体廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、汚染拡大防止の措置が必要なものについて、ビニルバック等で包装することにより、放射性固体廃棄物による汚染が広がらない設計とするとしている。

また、申請者は、放射性固体廃棄物の年間発生量を推定し、固体廃棄物貯蔵設備の保管量を超えることがないように、減容保管等の処理を行うため、計画的に大洗研究所廃棄物管理施設へ引き渡すことで、保管廃棄及び管理するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備について、放射性廃棄物が漏えいし難く、汚染が広がらない設計としていること、また、年間発生量及び搬出量を考慮して放射性廃棄物を貯蔵及び管理できることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１６ 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護（第２４条関係）

第２４条の規定は、既許可における要求事項から変更はなく、また、申請者の設計方針にも既許可から変更はないものの、申請者は、出力変更等に伴い、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よる敷地周辺の空間線量率を評価し直すとしている。

第２４条の規定は、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。また、設置許可基準規則解釈第２４条は、申請者の設計方針において、空気カーマで１年間当たり５０マイクログレイ以下となるように設計及び管理することとし、その旨明記する場合は、その線量を評価する必要はないとしている。

申請者は、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よる敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（空間カーマで１年間当たり５０マイクログレイ以下となるように）できる設計とする方針に、既許可から変更はないとしている。

規制委員会は、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試験研究用等原子炉施設の敷地周辺の空間線量率が十分に低減できるものとする設計方針に既許可から変更ないことを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１７ 通信連絡設備等（第３０条関係）

第３０条の規定は既許可における要求事項から変更はないものの、申請者は、既設の設備に加え、新たに通信連絡設備を設けるとしている。

第30条第1項の規定は、工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、通信連絡設備を設けることを要求している。

また、同条第2項の規定は、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、大洗研究所敷地内にいる全ての人に対し、事象の発生連絡や避難指示等の必要な指示ができるように構内一斉放送設備（大洗研究所で共用）を設けるとしている。

なお、当該設備については、外部電源喪失時にあっても使用できるように専用の非常用発電機を有する設計としている。

また、申請者は、設計基準事故が発生した場合において、大洗研究所内に設置している現地対策本部から、機構対策本部、国、地方自治体、その他関係箇所（以下「外部必要箇所」という。）へ連絡できるよう、既設の設備のほかに、災害時優先回線の携帯電話を追加配備することで、多重性を備えるとしている。

なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合において、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性は確保されることに加え、大洗研究所内の複数の施設が同時に発災した場合においても、災害時優先回線の携帯電話を複数備えることで、迅速に外部必要箇所との連絡をできるとしている。

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おいて、大洗研究所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としていること、また、外部必要箇所と通信連絡するため、通信連絡設備が常時使用できるよう、通信方式の多様性を有する専用通信回線及び多重性を備えた設備を設けることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－18 炉心等（第32条関係）

第32条の規定は既許可における要求事項からの変更はないものの、申請者は、炉心の出力をMK-Ⅲ炉心の140MWから100MWに低減するとしている。当初申請では、炉心構成をMK-Ⅲ炉心から全く変更なく中性子束高による原子炉トリップ設定値を100MW相当に変更していた。また、第13条の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故は、MK-Ⅲ炉心から変更なしとし第53条においても炉心損傷の想定がなく不十分な内容であった。

これに対し規制委員会は、炉心の出力変更は審査を行う上での重要な前提条件であることに鑑み、熱出力と設備を整合させることを求めた。

申請者は、MK-IV炉心に変更するため、既許可の原子炉施設に対して、以下の変更を加えている。

- (1) 燃料集合体最大装荷個数を削減し、核分裂性物質の最大装荷量を削減して、最大過剰反応度を削減する。
- (2) 原子炉停止系統を、独立した主炉停止系及び後備炉停止系に分離する。(詳細は「Ⅲ-10 安全施設(第12条関係)」にて記載する。)
- (3) 原子炉冷却系統施設の除熱能力は変更しないものとし、原子炉出口温度を低下させて安全裕度を拡大する。

第32条第1項の規定は、原子炉固有の出力抑制特性及び反応度制御能力を有することを要求している。

同条第2項は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転に支障が生じた場合に原子炉冷却系統及び原子炉停止系統等の機能により燃料の許容設計限界を超えないことを要求している。

同条第3項は、燃料体及び炉心構造物等は通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持することを要求している。

同条第4項は、燃料体が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉容器内の圧力、自重及び附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えること、また、輸送中又は取扱中に著しい変形を生じないことを要求している。

このため、規制委員会は、同条各項で要求する事項への適合性を確認するため、以下の項目について審査を行った。

1. MK-IV炉心の核設計方針
2. MK-IV炉心の熱設計方針
3. MK-IV炉心の原子炉停止機能及び炉心冷却機能の維持に関する設計方針
4. 燃料体の機械設計方針

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、設置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. MK-IV炉心の核設計方針

第32条第1項の規定は、原子炉固有の出力抑制特性及び反応度制御能力を有することを要求している。

申請者は、熱出力100MWのMK-IV炉心は、燃料集合体数を最大79体として核分

裂性物質量を制限するとともに原子炉停止系を 2 系統化して安全性を向上させるとしている。主要な核的制限値である最大過剰反応度は、サイクル運転(60 日)末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用反応度及び出力補償用反応度並びに運転余裕を積み上げることにより 0.035 $\Delta k/k$ 以下に設定するとしている。

本試験研究用等原子炉施設は、照射試験炉であり運転サイクルごとに炉心構成が変更されることから、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが異なる炉心の核熱特性を代表し、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心(以下「標準平衡炉心」という。)を設定するとしている。

原子炉固有の出力抑制特性に関しては、炉心は予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が生じた場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように減衰特性又は出力変動を制御し得るように設計するとしている。

標準平衡炉心体系では、反応度係数を評価してドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数及びナトリウムボイド反応度が全て負の値となるとしている。

また、炉心支持板温度係数については、実際の運転サイクルにおける炉心と標準平衡炉心の相違を考慮して $\pm 20\%$ 、それ以外については $\pm 30\%$ の変動範囲を想定するが、その場合でも各反応度係数が全て負の値であることから急速な固有の出力抑制効果を有するとしている。

反応度制御能力については、原子炉停止系を主炉停止系及び後備炉停止系の 2 系統とし、第 3 列の制御棒 4 本を主炉停止系、第 5 列の制御棒 2 本を後備炉停止系としている。

主炉停止系は、ワンロッドスタック時にあっても 100°C 体系で低温停止可能とし、後備炉停止系は、高温停止時に 350°C の状態で未臨界状態を維持できることから十分な炉停止能力を有しているとしている。

規制委員会は、熱出力 100MW の MK-IV 炉心の主要な核的制限値である最大過剰反応度は、熱出力と設備が整合していることを確認した。

また、標準平衡炉心を用いて、過剰反応度、反応度制御能力、反応度停止余裕、最大反応度添加率及び反応度係数について運転上の制限又は条件の範囲を定め、設置許可段階ではこれらの上下限値を保守側に組み合わせた安全評価により燃

燃料の許容設計限界を超えないこと、後段規制においては各運転サイクルの炉心構成における核熱特性が運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することにより、炉心の安全性を担保することを確認した。

原子炉固有の出力抑制特性については、反応度係数が不確かさを考慮しても負となること、反応度係数の不確かさについては運転サイクルごとに炉心構成が異なる影響、燃料初期組成及び燃焼の影響等が考慮されていること、反応度係数の設計手法は本試験研究用等原子炉施設 MK-III 炉心の運転データに基づいて検証されていることを確認した。

反応度停止能力については、主炉停止系の低温停止能力に関する温度条件が 100℃であり、原子炉入口温度に対して保守的な想定となっていること、また、後備炉停止系については、主炉停止系の部分挿入状態を想定し、このうち 1 本の誤引き抜きを想定しても高温停止能力を有することを確認した。

2. MK-IV 炉心の熱設計方針

第 3 2 条第 2 項の規定は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能により、燃料の許容設計限界を超えない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に燃料の許容設計限界（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定するとしている。

熱的制限値は、100MW 熱出力の MK-IV 炉心の冷却材流量を 140MW 出力の MK-III 炉心から変更しないで原子炉出口温度を低温化していることから、燃料最高温度については 2,530℃から 2,350℃とし、被覆管最高温度については 675℃から 620℃とするとしている。

熱設計基準値については、被覆管最高温度を 840℃とし、燃料最高温度はアメリカシウム (Am) を考慮した燃料融点に関する知見を反映しても既許可から変更はなく 2,650℃であり、冷却材最高温度についても既許可から変更はなく 910℃としている。

このように設計した MK-IV 炉心に対しては、運転時の異常な過渡変化に関する評価を行い、反応度係数の不確かさに加え +10% の変化幅を考慮した上で、事象に応じて反応度係数の上下限值又はゼロを保守的に組み合わせた条件としても熱設計基準値を超えないとしている。（「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 13 条関係）」にて記載する。）

規制委員会は、被覆管の熱的制限値を設定するに当たり、熱出力低下により最大燃焼度到達までの運転期間が長くなることが考慮されていること、この被覆管の熱的制限値を超えないことを条件に冷却材流量を必要最低流量とした結果、燃料最高温度は約 2,300℃となり、熱的制限値の 2,350℃を超えないことを確認した。熱設計基準値は、照射済被覆管を用いた急速加熱バースト破損試験データを 95%信頼度で統計処理した破損限界評価式に過渡事象時の温度上昇率を包絡する条件を適用して破損限界を評価し、更に、10℃の余裕を設けていることを確認した。

以上のとおり、通常運転時の熱的制限値を満たすように設計することにより、運転時の異常な過渡変化時に燃料の許容設計限界を超えないことを確認した。

3. MK-IV 炉心の原子炉停止機能及び炉心冷却機能の維持に関する設計方針

第 3 2 条第 3 項は、燃料体及び炉心構造物等は通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持することを要求している。

申請者は、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるようにするため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化に加えて設計基準事故においても熱設計基準値を超えない設計とし、反応度係数を保守側に組み合わせた解析評価で確認したとしている。

また、炉心構造物については、所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、変形・破壊が生じることはなく、燃料被覆材による放射性物質の閉じ込め機能、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状は確保されとしている。

規制委員会は、設計基準事故の解析評価においても反応度係数を保守側に組み合わせていることを確認し、熱設計基準値を超えないことから被覆管の健全性が維持されることを確認した。(詳細は「Ⅲ－1 1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止(第 1 3 条関係)」にて記載する。)

炉心構造物の健全性については、今回の設計変更において炉心冷却材流量と原子炉入口温度を変更していないことから、既許可から変更はないことを確認した。

以上のことから、燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、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、試験研究用等原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できることを確認した。

4. 燃料体の機械設計方針

第32条第4項第1号は、燃料体が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における荷重に耐え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において、燃料集合体は種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより健全性が損なわれない設計とし、寸法公差及び各部温度等の評価条件を保守的に設定しても各部の応力が設計許容応力を超えないとしている。

燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより健全性が損なわれない設計とし、寸法公差、発生ガス量、各部温度及び熱過渡条件等の評価条件を保守的に設定しても、燃料中心温度が熱設計基準値を満足するとしている。

被覆管歪は小さく、被覆管内圧によるクリープ破断が生じないこと、被覆管各部の応力が設計許容応力を超えないこと及び累積疲労サイクルが制限値を超えないこととしている。

規制委員会は、燃料集合体及び被覆管の強度評価は、一次応力の制限、一次及び二次応力による過大な塑性変形並びにクリープ変形防止等の制限に基づいて許容応力が設定され、MK-IV炉心における通常運転時及び運転時の異常な過渡変化を包絡する温度及び圧力条件で機械設計の結果が示され、許容応力を満足していることを確認した。

さらに、地震時の影響についても評価するよう求めたところ、被覆管応力と疲労損傷の観点から、燃料被覆管の健全性が維持されることを確認した。

Ⅲ－19 外部電源が喪失した場合の対策設備等（第42条関係）

第42条第2項の規定は、試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又は、パラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設けることを要求している。

申請者は、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、及び原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去でき、炉停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給する等、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供給するための非常用電源設備として、非常用ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに、電力供給設備を設けるとしている。

規制委員会は、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供給するための非常用電源設備として、非常用ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに、電力供給設備を設けるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合していると判断した。

Ⅲ－２０ 試験用燃料体（第４３条関係）

第４３条は既許可における要求事項からの変更はないものの、MK-Ⅲ炉心から、MK-Ⅳ炉心に変更したことから燃料体に合わせて試験用燃料体の熱的制限値を見直している。また、合わせて既許可に含まれていた試験用燃料体のうち今後使用予定のないものを削除している。

第４３条第１号の規定は、試験計画の範囲内において試験用燃料体の健全性が維持できない場合でも燃料体に悪影響を及ぼさないことを求めている。同条第２号は、設計基準事故時において燃料体が破損した場合でも原子炉を安全に停止するとともに炉心の冷却ができることを求めている。同条第３号は、放射性物質の漏えい量の抑制、同条第４号は輸送中又は取扱中の著しい変形の防止を求めている。

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. 試験用燃料体の健全性維持と燃料体に対する悪影響の防止
2. 試験用燃料体が破損した場合における原子炉停止及び炉心冷却機能の確保
3. 放射性物質の漏えい量抑制対策
4. 輸送中又は取扱中の変形防止

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、設置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. 試験用燃料体の健全性維持と燃料体に対する影響の防止

申請者は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について設計方針を定め、その方針を満足するよう設計するとしている。

試験計画において燃料の溶融及び被覆管の破損を想定しない場合は、燃料溶融防止、被覆管破損防止の観点で設定した熱的制限値及び熱設計基準値を超えないように設計して健全性を確保するとしている。ただし、これらの制限値は最大値として設定するものであり、照射燃料集合体の試験目的に応じて所定の試験条件

を実現するため、設計及び工事の計画の認可の段階で確定した燃料要素の仕様を用いて個別に設定としている。

燃料の溶融又は被覆管の破損を想定する場合等、試験用要素の健全性を維持出来ない場合は、その特徴に応じてコンパートメント、内壁構造部、密封構造容器を設けてその健全性を維持することで燃料体の性状又は性能に悪影響を及ぼさないようにしている。

規制委員会は、試験計画において燃料の溶融及び被覆管の破損を想定しない場合は、試験用燃料体の健全性を確保するよう設計し、試験用要素の健全性を維持出来ない場合は、コンパートメント、内壁構造容器、密封構造容器を設けてその健全性を維持することで燃料体の性状又は性能に悪影響を及ぼさないようにすることを確認した。

2. 試験用燃料体が破損した場合における原子炉停止及び炉心冷却機能の確保

申請者は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、燃料最高温度、被覆管の内圧、応力等を制限することにより、その健全性を確保としている。

規制委員会は、試験計画において試験用要素の健全性喪失を想定しない場合は、設計基準事故時においても熱設計基準値を超えないよう設計することを確認した。また、燃料の溶融又は被覆管が破損する恐れがある場合は、コンパートメント、内壁構造容器、密封構造容器を用いてその健全性を確保することを確認した。

3. 放射性物質の漏えい量抑制対策

規制委員会は、本申請において当面使用予定のない試験用燃料体を既許可から削除したことを除いて、既許可から変更がないことを確認した。

4. 輸送中又は取扱中の変形防止

規制委員会は、既許可から変更がないことを確認した。

Ⅲ－21 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第44条関係）

第44条の規定は、試験研究用等原子炉施設における燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は、燃料体、試験用燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」）を安全に取り扱えること、及び貯蔵できることを求めている。

MK-III炉心から熱出力を100MWとしたMK-IV炉心への変更に伴う燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設に変更はないが、第44条第2項第2号のニにおける使用済燃料を貯蔵する水冷却池の水位の測定及びその異常検知並びに同条第3項第2号の崩壊熱を除去する機能の異常を検知し警報を発することが既許可における要求事項から追加となっている。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 使用済燃料を貯蔵する水冷却池の水位に関する異常検知の設計方針
2. 崩壊熱を除去する機能の異常検知に関する設計方針

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、設置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. 使用済燃料を貯蔵する水冷却池の水位に関する異常検知の設計方針

申請者は、水冷却池には、その水位を測定でき、かつ異常を検知できる設備を設けるとしている。

規制委員会は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に設置した液位計により、液位の異常を検知するとともに、当該警報を原子炉制御室にて発することができるものとすることを確認した。

また、その異常検知の設定値は、遮へい上の影響も考慮されていることを確認した。

2. 崩壊熱を除去する機能の異常検知に関する設計方針

申請者は、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所において、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を設けるとしている。

また、核燃料物質取扱設備のうち、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要があるものについて、崩壊熱を除去する機能の喪失は、通気する冷却ガスの流量低下により検知するとしている。

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池には温度計を設置して温度の異常を検知するとともに、当該警報を中央制御室に発する設計とするとしている。

規制委員会は、核燃料物質取扱設備のうち、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要があるものとして、設計基準事故で想定した使用済燃料の落下に次いで影響が大きい燃料取扱用キャスクカーが選定されていることを確認した。

燃料取扱用キャスクカーにあつては、アルゴンガスを内部に通気することで、使用済燃料を冷却するとしていることを確認した。

アルゴンガスの流路に設置した流量計は、通気状態の異常を検知するとともに、当該警報をキャスクカー搭載の制御盤にて発することができるものとしていることを確認した。

Ⅲ－２２ 原子炉制御室等（第５０条関係）

第５０条の規定は、要求事項に変更はないものの、同条第２項において、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視する装置を設けることを要求している。

申請者は、火災その他の異常な事態が生じた場合に、中央制御室以外の場所から、原子炉保護系（スクラム）を作動させることで、原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設けるとしている。また、その異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から手動スクラムにより原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び原子炉の停止状態を確認するためのパラメータを監視する装置を設ける方針であることを確認したことから、設置許可基準規則に適合していると判断した。

Ⅲ－２３ 監視設備（第５１条関係）

第５１条第１項の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、その解釈において、設計基準事故時における迅速な対応のためにモニタリングポストの必要な情報を伝達する伝送系は多様性を確保することを要求している。

また、同条第２項においては、周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備のうち常設のものには、同条第１項の規定によるほか、非常用電源設備、無停電電源装

置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備を設けることを要求している。

これに対して申請者は、以下の設計方針としている。

1. 原子炉施設には、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、周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設として、大洗研究所で共用する 14 基の屋外管理用モニタリングポストを設置し、その指示は、中央制御室のほか、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟の専用の表示器に表示できる設計とする。
2. 屋外管理用モニタリングポストのうち、設計基準事故時における迅速な対応のために使用する 9 基の伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保する設計とする。
3. 屋外管理用モニタリングポストは、外部電源喪失時には、非常用発電機（可搬型含む。以下同じ。）及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機から電力が供給されるまでの一定時間（90 分）の給電ができる設計とする。
4. 外部電源喪失時には、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。
5. 非常用発電機は無給油で 10 時間以上運転可能な設計とし、その燃料は 3 日分を敷地内に保管する運用とする。
6. 電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する運用とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、14 基全ての屋外管理用モニタリングポストに対して非常用発電機及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、外部電源喪失時にもその機能を確保するとしていること、また、設計基準事故時の迅速な対応のための屋外管理用モニタリングポスト 9 基に係る伝送系は有線及び無線により多様性を確保していることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－２４ 一次冷却系統設備（第 55 条関係）

第 55 条第 1 項の規定は、試験研究用等原子炉施設には一次冷却系統設備を設けること、同条第 2 項の規定は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器を設けること、同条第 3 項の規定は、試験研究用等原子炉施設の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な

箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができる設備を設けることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 一次冷却系統設備の設計方針
2. 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの設計方針
3. ナトリウム予熱設備の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置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. 一次冷却系統設備の設計方針

第55条第1項の規定は、一次冷却系統設備が破損し、一次冷却材の漏えいが発生しないこと、適切な冷却能力を有すること及び一次冷却材の流路が確保されないおそれがある事象が発生した場合においても炉心の冷却機能を維持できることを要求している。

これに対し、申請者は、一次冷却系統設備について以下の設計方針としている。

- (1) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等又はそれらの組合せによる荷重に対し、十分に耐える強度を有する設計とする。
- (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炉心を冷却でき、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去できる冷却能力を持たせた設計とする。
- (3) 炉心構造物を含めた原子炉容器内部構造物等は、その変形、破損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選定、設計及び製作を行うとともに、1次冷却材の流路は、炉心燃料集合体のエントランスノズル部等において、複数のオリフィスを配置し、原子炉容器内部構造物の変形、破損及びはく離等が生じた場合に、一つの流路が確保されない場合にあっても、他方の流路により、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。

規制委員会は、申請者の一次冷却系統設備の設計方針が、一次冷却材の漏えいを発生させないこと、適切な冷却能力を有すること、一次冷却材の流路が確保されないおそれがある事象が発生した場合にも炉心の冷却機能を維持できるものであることを確認した。

2. 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの設計方針

第55条第2項の規定は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐え、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないこと、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても一次冷却材の液位を必要な高さに保持できること、十分な破壊じん性を有すること、原子炉冷却材バウンダリからの一次冷却材の漏えいを検出する装置を有すること並びに原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する装置を有することを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

- (1) 原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがない設計とする。
- (2) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器は二重構造とし、仕切板等により二重管内の容積を制限することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材ナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さに保持できる設計とする。
また、主中間熱交換器は、1次主冷却系の圧力を2次主冷却系より低くすることで、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流出することを防止する設計とする。
- (3) 原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器は、低温においても高い破壊じん性を有し、脆性的挙動を示すことのないオーステナイト系ステンレス鋼を使用する設計とする。
- (4) 原子炉冷却材バウンダリの二重構造の間隙には、容器及び配管の形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する適切な位置に通電式ナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、ナトリウム漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計とする。
- (5) 1次主冷却系等のカバーガスは、配管を通じて呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通する設計とし、カバーガスの圧力は、呼吸ガス圧力調整ヘッド等に圧力計を設置して監視する設計とする。また、当該圧力計により、圧力が低下した際のカバーガス供給弁の開動作の頻度を中央制御室の制御盤の動作信号により監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏

えいを検出できる設計とする。

規制委員会は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器はクリープ歪みや熱応力に耐える設計とし、ナトリウムとの共存性に優れ、低温においても高い破壊じん性を有し、脆性的挙動を示すことのないオーステナイト系ステンレス鋼を使用する設計としていること、原子炉冷却材バウンダリを構成する機器は二重構造として原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても一次冷却材の液位を必要な高さに保持できること、原子炉冷却材バウンダリからのナトリウム漏えいに対しては通電式ナトリウム漏えい検出器、原子炉等のカバーガスバウンダリからのカバーガス漏えいに対しては圧力計及びカバーガス供給弁開動作の監視により、それぞれ漏えいを確実に検出できる設計としていることを確認した。

3. ナトリウム予熱設備の設計方針

第55条第3項の規定は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つ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、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な箇所には、ナトリウム予熱設備を設け、必要な機器及び配管を約150℃に予熱することで、ナトリウムを液体の状態に保つことができる設計とするとしている。

規制委員会は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリのナトリウムを液体状態に保つために予熱設備を有する設計としていることを確認した。

Ⅲ-25 残留熱を除去することができる設備（第56条関係）

第56条の規定は、既許可における要求事項から変更はないものの、申請者は、既許可の本試験研究用等原子炉施設に対して、出力変更等を実施するに当たり、改めて、本規定の要求事項である、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去できることを確認したとしている。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 以下により、燃料の許容設計限界である熱設計基準値を超えることがないように設計する。
 - (1) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバ

- ック制御)により、原子炉停止時に残留熱を除去する設計とする。
- (2) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合には、直流無停電電源系から電源を供給するポニーモータを1次主循環ポンプに設け、ポニーモータによる強制循環運転により、原子炉停止時に残留熱を除去する設計とする。
- (3) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機及びポニーモータが使用できない場合には、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に残留熱を除去する設計とする。
2. 原子炉停止時に残留熱を除去することにより、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータである、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度が設計圧力及び設計温度を超えないように設計する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉停止時に残留熱を除去するための設備を設けることにより燃料が熱設計基準値を超えない設計としていること並びに原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度を監視し、設計圧力及び設計温度を超えない設計としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ-26 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（第57条関係）

第57条の規定は、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ため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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、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、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、1次主冷却系及び2次主冷却系を設け、崩壊熱その他の残留熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計するとしている。

重要安全施設のうち、使用時に熱を発生するものに非常用ディーゼル発電機があるため、補機冷却設備を設け、除去した熱は、冷却塔から最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を最終ヒートシンクである大気に輸送するため、1次主

冷却系及び2次主冷却系を設ける設計であること、重要安全施設のうち非常用ディーゼル発電機において発生した熱については、最終ヒートシンクである大気に輸送するため冷却塔を設ける設計であることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－２７ 計測制御系統施設（第58条関係）

第58条第3項の規定は、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を要求している。

申請者は、計測制御系統施設は、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を設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとしている。

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の測定範囲は、関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する測定範囲を確保し、十分な測定範囲を有するものとする。また、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、設計基準事故が収束するまでの期間にわたり測定でき、十分な測定期間を有するとしている。ここで、設計基準事故が収束するまでの期間とは、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の値が、通常停止時と同様の範囲に収束又は判断基準を下回った値から低下傾向で安定した状態までの期間としている。

規制委員会は、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としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合していると判断した。

Ⅲ－２８ 原子炉停止系統（第59条関係）

第59条の規定は既許可における要求事項からの変更はないものの、MK-Ⅲ炉心から、MK-Ⅳ炉心への変更に合わせて、原子炉停止系統を独立した主炉停止系と後備炉停止系に変更するとしている。

第59条第1項の規定は、原子炉停止系統は、制御棒による独立した二以上の系統を設置し、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、原子炉を未臨界に移行でき、かつ、少なくとも一つは原子炉を低温状態で未臨界を維持できることを求めている。

同条第2項は、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に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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、炉心支持構造物又は原子炉容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならないことを求めている。

同条第3項は、原子炉停止系統は、原子炉停止系統を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が故障した場合でも原子炉を未臨界に移行し、低温状態で未臨界を維持できることを求めている。

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. 主炉停止系と後備炉停止系の独立性及び反応度停止能力
2. 最大反応度価値及び反応度添加率
3. 反応度制御機能との共用による故障時の原子炉停止機能への影響

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、設置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. 主炉停止系と後備炉停止系の独立性及び反応度停止能力

申請者は、原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系）並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系（後備炉停止系）を設けるとしている。

主炉停止系は、同一の構造及び機能を有する4本の独立したものを炉心第3列に配置し、後備炉停止系は同一の構造及び機能を有する2本の独立したものを炉心第5列に配置するとしている。

制御棒及び後備炉停止制御棒は、自重等で炉心に挿入され、これにより原子炉を未臨界に移行する。

主炉停止系については、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着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とするとしている。

規制委員会は、審査の過程において、主炉停止系と後備炉停止系に関する独立性について説明を求めた。

これに対し申請者は、主炉停止系と後備炉停止系はそれぞれの想定される環境

条件及び運転時の状態において、物理的・電氣的に分離し、偶発的故障や地震等による共通原因故障によって同時にその機能が損なわれない設計とすることを示した。

反応度停止能力に関しては、主炉停止系はワンロードスタック時にあっても低温停止可能であること、後備炉停止系は高温停止能力を有していることを示した。（「Ⅲ－１９ 炉心等（第３２条関係）」にて記載する。）

規制委員会は、以上のことから、主炉停止系と後備炉停止系は独立した二系統の原子炉停止系とすることに妥当性があり、原子炉を未臨界に移行するとともに低温状態で未臨界を維持するために必要な反応度停止能力を有することを確認した。

2. 最大反応度価値及び反応度添加率

申請者は、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に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとし、運転時の異常な過渡変化における解析評価で確認したとしている。

規制委員会は、制御棒駆動系による最大反応度添加率を核的制限値として各運転サイクルにおける炉心ではこの制限値を下回るようにすることを確認した。

この最大反応度添加率に余裕を考慮した値を用いて「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の解析評価を行った結果、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が熱設計基準値を超えないことから、原子炉冷却材バウンダリ等のバウンダリを破損せず、かつ、原子炉内部構造物の損壊を起こさないことを確認した。

以上のことから、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に対して原子炉冷却材バウンダリ健全性や炉心の冷却機能を損なわないとすることに妥当性があることを確認した。

3. 反応度制御機能との共用による故障時の原子炉停止機能への影響

申請者は、制御棒及び制御棒駆動系は、反応度制御系統及び原子炉停止系統として共用するとしている。

炉心の反応度は、制御棒の上下位置を制御棒駆動系により調整することで制御するとしている。

原子炉停止時は、制御棒が制御棒駆動系からデラッチ（切り離し）され、制御棒が自重及びスプリング加速によって炉心に落下・挿入されることにより原子炉

スクラムするとしている。

原子炉スクラムに必要な機能は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために操作する機能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、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としている。

規制委員会は、制御棒及び制御棒駆動機構の構造を確認し、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）に係る器具及び原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）に係る器具に共用するものはないことを確認した。これにより、制御棒及び制御棒駆動系を反応度制御系及び原子炉停止系として共用することに問題はないことを確認した。

Ⅲ－２９ 原子炉格納施設（第６０条関係）

第６０条第３項は、原子炉格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統を除き、隔離弁を設置することを要求している。

申請者は、原子炉格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、原子炉格納容器に接近した位置に以下のとおり隔離弁を設けるとしている。

(1) 隔離弁は、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号により、自動的に閉止されるものとし、また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができる設計とする。

(2) 隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがない設計とする。

また、閉止後に駆動動力源が喪失した場合にあっても、隔離機能を喪失しない設計とする。

(3) 原子炉運転中に原子炉格納容器の内側及び外側において開口している配管については、原子炉格納容器の内側に１個及び外側に１個の隔離弁を設ける。

(4) 原子炉運転中に原子炉格納容器の内側又は外側において閉口している配管については、それぞれ原子炉格納容器の内側又は外側に１個の隔離弁を設ける。

(5) 原子炉運転中に原子炉格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している２次主冷却系及び２次補助冷却系の配管については、事故の収束に必要な系統の配管であり、当該配管を通じて漏えい量が十分許容される程度に抑制さ

れているため、隔離弁を設けない。

- (6) 逆止弁を用いる場合は、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持される設計とする。

規制委員会は、2次主冷却系及び2次補助冷却系、コンクリート遮へい体冷却系を除く必要な配管貫通部に隔離弁が設置されることを確認した。

2次主冷却系及び2次補助冷却系の配管については、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要であり、事故の収束に必要な系統の配管であって、それぞれの熱交換器を介して1次系から2次系に熱を伝えることから、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されることを確認した。

コンクリート遮へい体冷却系については、原子炉格納容器外側の冷却器までを原子炉格納容器バウンダリとしていることに加え、「IV 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)」におけるbdba 対処設備に位置付けられており、事故の収束に必要な機能を有することを確認した。

隔離弁が1個しか設けられていない箇所が合計で6箇所あるが、そのうち予熱N2出入口配管の4箇所については原子炉格納容器内側で閉じているため、基準規則に適合することを確認した。

R501吹込については、事故の収束に必要な系統の配管(大規模なナトリウム火災時のアルゴンガス供給)であり、当該事故時及び原子炉格納容器全体漏えい率試験時を除いて、原子炉格納容器の外側の隔離弁は常時「閉」のため、隔離機能が失われることはないことを確認した。

R404・405吹き込みラインについては、格納容器全体漏えい率試験時に限り開になる弁であり、通常時は原子炉格納容器内側で閉口していることを確認した。

以上のことから、原子炉格納施設の隔離弁に関する設計は妥当であることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

IV 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第53条関係）

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

また、同条の解釈において、

①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や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮すること

②具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。

a. 燃料体の損傷が想定される事故として、冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等

b. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故として、使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故及び冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故

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。

IV-1 事故の想定

IV-2 有効性評価の結果

IV-2.1 炉心損傷防止措置

IV-2.2 格納容器破損防止措置

IV-2.3 使用済燃料貯蔵設備における燃料損傷防止措置

また、規制委員会は、申請者が有効性評価に用いた解析コードについて、その適用性を確認した。

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、設置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。なお、以下において位置付けた BDDB 対処設備及びその手順等の整備の方針は、IV-3 に示している。

IV-1 事故の想定

第53条の設置許可基準規則解釈では、燃料体の損傷が想定される事故及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故を例示している。

燃料体の損傷が想定される事故については、「冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等」としており、炉心の冷却に失敗する場合を例示している。しかしながら、ナトリウム冷却型高速炉に関しては、既往の研究において、内の事象に対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）により、炉心の冷却に失敗する場合以外にも、原子炉停止機能喪失事象など炉心損傷頻度への寄与割合が無視できない事象が分析されている。

また、深層防護の考え方によれば、炉心の著しい損傷を防止するために有効性があると確認された措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）が機能しないことを仮定し、事故の拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じる必要がある。

このため、規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、設置許可基準規則及びその解釈の要求事項を以下のとおり明確化して適用し、BDDB を想定することを求めた。（※⁷）

（1）炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故

本試験研究用等原子炉施設において、BDDB のうち炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故には、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器が、その安全機能を喪失した場合に、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループ（以下「想定する事故シーケンスグループ」という。）として、以下の①から③を必ず含めることを求めた。

① 設計基準事故対処設備の安全機能喪失の組み合わせによって得られる事故シーケンスグループ

想定する事故シーケンスグループは、施設に異常事象（運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を含む。）が発生した際に、本試験研究用等原子炉施設の安全機能として要求される以下の a. から c. の機能の成功／失敗の組み合わせによってイベントツリーを展開し、原子炉が到達すると考えられる状態として分類した。

（※⁷）令和3年5月26日第10回原子力規制委員会

a. 原子炉停止機能

異常事象が発生した場合に、原子炉の停止に失敗すると、原子炉容器液位確保に成功し、非常用冷却設備による冷却材流量の確保に成功した場合であっても、原子炉内で発生する熱を除去するために十分な炉心流量を確保できずに原子炉の冷却に失敗し、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

b. 原子炉容器液位確保機能

原子炉停止に成功した場合であっても、原子炉容器のナトリウム液位が、崩壊熱を除去するための機器に通じる配管高さを下回る場合、崩壊熱の除去が不可能となり、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

c. 原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能

原子炉停止に成功した場合であっても、原子炉冷却及び崩壊熱除去に失敗した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

上記の分類の結果、ナトリウム冷却型高速炉において炉心の著しい損傷に至る可能性が考えられるものとして、本試験研究用等原子炉施設において想定する事故シーケンスグループは、以下に示す五つの事故シーケンスグループとした。

- ・炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）
- ・過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）
- ・除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）
- ・原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）
- ・原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）

② 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を反映した事故シーケンスグループ

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、本試験研究用等原子炉施設において想定する事故シーケンスグループは、以下に示す事故シーケンスグループとした。

- ・全交流動力電源喪失（SB0）

③ ナトリウム冷却型高速炉の従来知見を反映した事故シーケンスグループ

ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体は、燃料要素の線出力密度が高く、正三角格子状に稠密に配列していることから、燃料集合体入口あるいは内部で冷却材流路が閉塞すると局所的な冷却材沸騰や被覆管破損（以下「局所的燃料破損」という。）を引き起こすおそれがある。また、FBR指針においても事故の一つとして示されている。このため、局所的燃料破損が生じた場合の破損拡大と検出性、万一損傷範囲が拡大した場合の影響と事象収束性を評価することを目的として、本試験研究用等原子炉施設において想定する事故シーケンスグループは、以下に示す事故シーケンスグループとした。

- ・局所的燃料破損（LF）

（２）原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事故

ナトリウム冷却型高速炉については、原子炉格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5PRA 評価（※⁸）の実施例は数少なく、発電用原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。

このため、本試験研究用等原子炉施設においては、上記（１）の想定する事故シーケンスグループを対象として、炉心の著しい損傷を防止するために有効性があると確認された対策設備のうち、当該対策設備の 1 設備が機能しないことを仮定して炉心の著しい損傷に至った場合に、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する措置に有効性があることを確認することとした。

（３）使用済燃料の損傷が想定される事故

設置許可基準規則解釈に基づき、以下のとおりとした。

- ①使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故
- ②冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故

（※⁸）レベル 1.5PRA とは、炉心損傷後の原子炉格納容器破損確率を求めるまでの PRA をいう。

1. 申請内容

申請者は、事故シーケンスグループの特定及び事故シーケンスグループごとの評価事故シーケンスの選定については、以下のとおりとしている。

(1) 炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故

① 事故シーケンスグループの特定

a. イベントツリーによる炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故シーケンスの抽出

炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加又は燃料体からの除熱の減少を生じる異常事象により、炉心が昇温することで生じるものであることに着目した。原因となる異常事象の抽出においては、本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、異常が発生する部位（以下「異常発生部位」という。）と異常の結果変動するパラメータを体系的かつ網羅的に考慮した。

異常発生部位は、炉心の昇温を引き起こす可能性がある系統、設備等とし、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化系設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。

各異常発生部位に何らかの異常を発生させ、かつ、プラントパラメータの変動を引き起こす異常事象を網羅的に抽出し、各異常事象が発生した場合に炉心の出力、流量等に生じる影響で類型化することで類似の異常事象を集約し、代表的な異常事象を選定した。なお、異常事象の集約に当たっては、異常事象と炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置に従属性がある事象やプラントの応答が異なる異常事象は個別に扱うこととし、炉心への影響としては同じであったとしても、他の異常事象と集約していない。

抽出した異常事象又は地震等の共通原因となる外部事象に対して、原子炉停止機能の喪失、原子炉容器液位確保機能の喪失又は原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能の喪失の組合せをイベントツリー上に展開し、設計基準事故対処設備の喪失の可能性を含めて分析した。その際、地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の抽出により考慮した。

以上のイベントツリーによる分析の結果、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにすることにより事故シーケンスを抽出した。

b. 想定する事故シーケンスグループとの対応

上記 a. において、イベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象及び安全機能の喪失状況に着目して類型化し、以下の事故シーケンスグループとして類型化した。

- ア. 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)
- イ. 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
- ウ. 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
- エ. 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)
- オ. 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
- カ. 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)
- キ. 局所的燃料破損 (LF)

これらの事故シーケンスグループと、想定する事故シーケンスグループの対応関係を整理した結果、事故シーケンスの類型化により得られた事故シーケンスグループは、要求事項に示す想定する事故シーケンスグループと同一であることを確認した。

c. PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定

出力運転時における内部事象を対象とし、炉心損傷頻度の評価までを行う確率論的リスク評価であるレベル 1PRA を実施し、内部事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの同定及び炉心損傷頻度の定量化結果を整理した。これにより、上記 a. で選定した事故シーケンスが網羅的であり、これを類型化した事故シーケンスグループが適切であることを確認した。

PRA 評価に当たっては、日本原子力学会標準 (※⁹) 等を参考に起因事象の選定及び定量化を実施し、共通原因故障、ヒューマンエラー等も考慮してシステム信頼性を評価した。システム信頼性評価では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の設備及びこれらに必要なサポート系をモデル化し、機器故障率等のパラメータ

(※⁹) 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義: 2018」, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編): 2013」

には、本試験研究用等原子炉施設の故障実績や高速炉機器信頼性データベース等に基づいて値を設定することにより、ナトリウム冷却型高速炉としての安全上の特徴を踏まえた評価とした。

その結果、PRA において炉心損傷に至る可能性があるとして判定された事故シーケンスは、上記 a. で抽出した事故シーケンスにより代表されること、また、上記 b. の事故シーケンスグループである ULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS 及び SBO に集約されることを確認した。

なお、LF については、原子炉の運転中に燃料集合体内の冷却材流路の閉塞等の確率が得られないため、PRA の事故シーケンスとしては選定されないが、ナトリウム冷却型高速炉は燃料要素を稠密に配置しており、出力密度が高いことから、上記 b. において LF を事故シーケンスグループとして選定することは妥当であると判断した。

d. 国外のナトリウム冷却型高速炉における事故シーケンスグループとの比較

国外のナトリウム冷却型高速炉におけるレベル 1 PRA の実施状況を調査し、米国のクリンチリバー増殖炉計画 (CRBRP) 及び独国の高速増殖原型炉 SNR-300 について炉心損傷に至る事故シーケンスグループの情報を抽出し、また、米国の高速増殖実験炉 EBR-II について主要な事故シーケンスの情報を抽出した。

その結果、上記 b. の事故シーケンスグループは、国外のナトリウム冷却型高速炉のレベル 1PRA で考慮されているものと共通性があることを確認した。

なお、米国のクリンチリバー増殖炉計画 (CRBRP) においては、上記 b. における事故シーケンスグループには含まれない、地震による「原子炉停止機能喪失の事象グループ」と「液位確保機能喪失の事象グループ」を重畳した事象を想定している。しかしながら当該事象は、放射性物質の放出リスクの特徴を把握するために想定したものであり、防護措置を講じるために想定した事象ではないことを確認した。

また、本試験研究用等原子炉施設においては、設計基準を大幅に超える地震を想定した場合に、炉心損傷防止が困難となる複数の安全機能の喪失が発生する可能性があるが、その発生頻度は極めて低く、当該事象を事故シーケンスとして追加する必要はないとした。

なお、当該事象に対しては、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止措置や格納容器破損防止措置を柔軟に

活用するとともに、必要に応じて「多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への対応」で対応することにより影響緩和を図ることができる。（「V 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への対応」にて記載する。）

② 評価事故シーケンスの選定

有効性評価ガイドを参考とし、これが指定する四つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに評価事故シーケンスを選定した。四つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いた。また、選定の際に複数の事故シーケンスが評価事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定した。具体的には表IV-1のとおり。

（2）原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事故

① 評価事故シーケンスの選定の基本的考え方

ナトリウム冷却型高速炉については、原子炉格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5PRA 評価の実施例は数少なく、発電用原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本試験研究用等原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故に対する措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置として有効性があると確認された対策設備のうち、当該対策設備の1設備が機能しないことを仮定して炉心の著しい損傷に至った場合を、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある評価事故シーケンスとする。

② 評価事故シーケンスの選定

本試験研究用等原子炉施設は、低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器の周囲に安全容器を設置していることなどの特徴を有していることから、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合においても、必ずしも全

ての事故シーケンスにおいて原子炉格納容器への負荷が発生するわけではない。

そこで、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故として選定した評価事故シーケンスについて、その事象推移を定性的に検討し、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある評価事故シーケンスとしても代表性があることを確認した。具体的には表IV-1のとおり。

(3) 使用済燃料の損傷が想定される事故

設置許可基準規則解釈に基づき、以下のとおりとする。

- ① 使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故
- ② 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故

2. 審査結果

(1) 炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故

規制委員会は、申請者が、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスについて、炉心の著しい損傷は炉心が昇温することで生じることに着目して原因となる異常事象を網羅的に抽出していること、異常事象に続く事故の進展について、原子炉停止機能の喪失、原子炉容器液位確保機能の喪失又は原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能の喪失の組合せをイベントツリー上に展開し、事故シーケンスを抽出していること、地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の抽出で考慮するとしていること、その結果として事故シーケンスを類型化し、事故シーケンスグループとして集約していることは妥当であると判断した。

規制委員会は、申請者が、日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとった標準的な手法でPRA評価を実施し、内部事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの同定及び炉心損傷頻度の定量化結果を整理していること、異常事象に続く事故の進展から選定した事故シーケンスが網羅的であり、これを集約した事故シーケンスグループが適切であるとしていることは、妥当であると判断した。

また、申請者が類型化した事故シーケンスグループは、国外のナトリウム冷却型高速炉のレベル1PRAで考慮されている事故シーケンスグループと比較しても共通性があることから妥当であると判断した。その際、設計基準を大幅に超える地震を想定した場合に発生する可能性がある複数の安全機能喪失の重

量については、その可能性が極めて小さいと考えられるため、新たな事故シーケンスとして追加する必要がないとしていることを確認し、加えて、「多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への対応」などにより影響緩和を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの評価事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ四つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

(2) 原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事故

規制委員会は、申請者が、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故として選定した全ての評価事故シーケンスを対象に、炉心損傷防止措置として有効性があると確認された対策設備のうち、1設備が機能しないことを仮定して炉心の著しい損傷に至った場合を原子炉格納容器の破損に至る可能性のある評価事故シーケンスとしたこと、当該評価事故シーケンスについて、その事象推移を定性的に検討し、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある評価事故シーケンスとしても代表性があることを確認したことは、妥当であると判断した。

(3) 使用済燃料の損傷が想定される事故

規制委員会は、申請者が想定する事故が、設置許可基準規則解釈に基づいていることを確認したことから、妥当であると判断した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故における異常事象の選定について

申請者は、当初、設計基準事故で想定される異常な状態を起因として原子炉停止機能が喪失し炉心損傷に至る事象は、①そもそも原子炉停止機能喪失の発

生頻度は低く、設計基準事故で想定される異常な状態と原子炉停止機能の喪失が重畳する頻度は極めて低くなること、②設計基準事故で想定される異常な状態には仮想的なものを含めていることを考慮すれば、現実的な措置及び評価を対象とする有効性評価の対象にはならないことから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスに該当せず、その有効性評価は不要と判断していた。

このため、規制委員会は、申請者が実施した PRA の結果において、設計基準事故で想定される異常な状態を起因として、原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の発生頻度と炉心の著しい損傷に至る事象への寄与割合を確認した。

その結果、設計基準事故で想定される異常な状態のうち、「1次主循環ポンプ軸固着」、「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）」、「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」、「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損）」、「2次主循環ポンプ軸固着」及び「2次冷却材漏えい」を起因とした事故シーケンスについては、発生頻度が極めて低いとまでは言えないこと、また、炉心の著しい損傷に至る事象への寄与割合が必ずしも無視できないと考えられることから、炉心の著しい損傷に至る事象の事故シーケンスを抽出する際に、設計基準事故で想定される異常な状態も異常事象に含めて検討することを求めた。

申請者は、炉心の著しい損傷に至る事象の事故シーケンスを抽出する際に、設計基準事故で想定される異常な状態も含めて網羅的に異常事象を抽出し、抽出した異常事象又は地震等の共通原因となる外部事象に対して原子炉停止機能の喪失、原子炉容器液位確保機能の喪失又は原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能の喪失の組合せをイベントツリー上に展開し、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにすることにより事故シーケンスを示した。

規制委員会は、申請者が実施した異常事象の抽出が網羅的であり、事故シーケンスの抽出も適切であること、PRA の結果とも整合するものであることを確認したことから、妥当であると判断した。

表Ⅳ－１ 申請者の評価事故シーケンスの選定について（1/2）

事故シーケンスグループ		評価事故シーケンス	選定理由	
炉心損傷防止措置	原子炉停止機能喪失	外部電源喪失＋原子炉トリップ信号発信失敗	外部電源喪失が起因の事故シーケンスは、2ループの1次主循環ポンプトリップ等の常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で高い代表性を有すると判断し、選定した。	
		外部電源喪失＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
		1次主循環ポンプ軸固着＋原子炉トリップ信号発信失敗	主冷却系を2ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポニーモータ運転時でポンプ本体を共用している本原子炉施設の特徴を踏まえ、系統間機能依存性、余裕時間及び代表性の評価結果が相対的に高いと判断し、選定した。	
	UTOP	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き＋原子炉トリップ信号発信失敗	「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」を起因とした事故シーケンスは、他の異常事象を起因とした場合と比べ、正の反応度添加率が大きいことから、相対的に事象進展が早く炉心損傷までの余裕時間が短いと判断し、選定した。	
		出力運転中の制御棒の異常な引き抜き＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
	ULOHS	2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋原子炉トリップ信号発信失敗	直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）」及び「2次冷却材漏えい」を起因とした事故シーケンスの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい事象となること、また、主冷却系を2ループで構成し、2次冷却材漏えいの除熱機能への影響が有意という本原子炉施設の特徴を踏まえて選定した。	
		2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
		2次冷却材漏えい＋原子炉トリップ信号発信失敗		
	崩壊熱除去機能喪失	LORL	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋1次主冷却系配管（外管）破損	1次冷却材漏えいが発生した場合に、炉心損傷を防止するための液位確保対策（安全容器、サイフォンブレイク）が必要となる事故シーケンスを選定した。
			1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋安全容器内配管（外管）破損	
1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋1次補助冷却系配管（外管）破損				
PLOHS	外部電源喪失＋1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却設備による強制循環冷却失敗	常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で外部電源喪失が起因の事故シーケンスが高い代表性を有すると判断し、選定した。		
	2次冷却材漏えい＋1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却設備による強制循環冷却失敗	1次冷却材漏えいを起因とした事故シーケンス（1次冷却系配管は二重管のため冷却材流路を喪失しない）に比べ、2次冷却材漏えいを起因とした事故シーケンス（当該系統の冷却材流路を喪失する）の方が相対的に厳しいと判断し、選定した。		
SBO	外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機（2台）起動失敗	事故シーケンスは、「外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機（2台）起動失敗」のみであるため、これを選定した。		
LF	流路閉塞事象（千鳥閉塞）	集合体内の破損伝播速度が相対的に速い「流路閉塞事象（千鳥閉塞）」を選定した。		

表Ⅳ－１ 申請者の評価事故シーケンスの選定について（2/2）

事故シーケンスグループ		評価事故シーケンス	選定理由
格納容器破損防止措置	原子炉停止機能喪失 ULOF	外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗	「1次主循環ポンプ軸固着」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスは、事故シーケンスによって出力変化、炉心流量減少等の解析条件に僅かな差が生じるが、炉心流量減少時に原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、原子炉格納容器に負荷が生じる観点では、左記の評価事故シーケンスに包絡される。
		外部電源喪失+原子炉保護系（スクラム）動作失敗	
		1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗	
	UTOP	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+原子炉トリップ信号発信失敗	事故シーケンスによって出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、過出力時に原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、原子炉格納容器に負荷が生じる観点では、左記の評価事故シーケンスに包絡される。
		出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+原子炉保護系（スクラム）動作失敗	
	ULOHS	2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）+原子炉トリップ信号発信失敗	「2次冷却材漏えい」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスは、事故シーケンスによって冷却材温度、出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、除熱源喪失時に原子炉停止機能喪失により冷却材温度が昇温し、原子炉入口冷却材温度が上昇する観点では、左記の評価事故シーケンスに包絡される。
		2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）+原子炉保護系（スクラム）動作失敗	
		2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗	
	崩壊熱除去機能喪失 LORL	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+1次主冷却系配管（外管）破損	LORLにおいては、左記の評価事故シーケンスを対象に、崩壊熱の除去に失敗し、原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定した評価を実施するため、代表的かつ厳しい条件の評価事故シーケンスである。
		1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+安全容器内配管（外管）破損	
		1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）+1次補助冷却系配管（外管）破損	
	PLOHS	外部電源喪失+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗	事故シーケンスによって初期の炉心流量の減少挙動等に差があるが、原子炉停止後であるためその影響はほとんどなく、崩壊熱による発熱の自然循環冷却という意味では、初期挙動の違いの影響は重要ではないため、左記の評価事故シーケンスに包絡される。
2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗		左記の評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定している。また、2次冷却材漏えいと同時に主中間熱交換器の除熱能力喪失を想定しており、代表的かつ厳しい条件の評価事故シーケンスである。	
SBO	外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機（2台）起動失敗	炉心損傷防止措置のうちの一つの機能喪失を仮定しても、炉心損傷に至ることはないが、格納容器破損防止措置としても有効であるかを確認する。	
LF	流路閉塞事象（千鳥閉塞）	局所的燃料破損事故は破損伝播の観点から相対的に猶予時間の短い左記の評価事故シーケンスに包絡される。	

IV-2 有効性評価の結果

第53条の規定は、BDDBが発生した場合において、その拡大を防止するために必要な措置を講ずることを要求している。

BDDBの事故シーケンスグループ等ごとの申請内容、審査結果及び審査の過程における主な論点は以下のとおりである。

IV-2.1 炉心損傷防止措置

第53条の規定は、BDDBが発生した場合において、その拡大を防止するために必要な措置を講ずることを要求しているが、同条の設置許可基準規則解釈には、炉心の損傷が想定される事故を防止するための措置の有効性を判断するための評価項目を規定していない。

このため、規制委員会は、「IV-1 事故の想定」のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故に関しては、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものである要件として、以下の評価項目を満足することを確認することとした。(※¹⁰)

- (a) 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ものであること。具体的には、以下の要件を満たすものであること
- ① 燃料ペレットが溶融しないこと
 - ② 事象発生時の急速な温度上昇により被覆管が破損しないこと
 - ③ 冷却材であるナトリウムが沸騰しないこと
- (b) 原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力が、設計圧力又は限界圧力を下回ること
- (c) 原子炉冷却材バウンダリにかかる温度が、設計温度又は限界温度を下回ること
- (d) 上記(b)及び(c)において、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと

なお、上記評価項目(d)における、限界圧力又は限界温度の根拠と妥当性については、「IV-2.2 格納容器破損防止措置」に示している。

IV-2.1.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

事故シーケンスグループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」(以下「ULOF」という。)では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により炉心流量が喪失した後、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失した場合において、炉心損傷防止措置の有効性を確認した。

(※¹⁰) 令和3年5月26日第10回原子力規制委員会

1. 申請内容

(1) ULOF の特徴及びその対策

申請者は、ULOF の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① ULOF の特徴: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により炉心流量が喪失した後、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失する。このため、炉心で発生する熱を1次主冷却系により除去できなくなり、炉心の昇温によって短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- ② 対策の考え方: 炉心損傷を防止するためには、主炉停止系制御棒の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止制御棒を急速挿入することで原子炉を停止させる。
- ③ 初期の対策: 原子炉の停止は、代替原子炉トリップ信号（1次主循環ポンプトリップ）からの後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入させることで達成する。このため、代替原子炉トリップ信号（1次主循環ポンプトリップ）検出器及び後備炉停止制御棒を炉心損傷防止措置に係る資機材（後述の、格納容器破損防止措置に係る資機材も含め、以下「BDBA 対処設備」という。）として位置付け、後備炉停止系用論理回路を BDBA 対処設備として新たに整備する（※¹¹）。
- ④ 安定状態に向けた対策: 上記③の BDBA 対処設備による原子炉停止後は、設計基準事故で想定する炉心冷却状態に移行する。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、ULOF における炉心損傷防止措置の有効性を確認するために、評価事故シーケンス、事象進展の解析に用いるコード（以下「解析コード」という。）の選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス: 以下の3ケースを選定する。
 - ア. 外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗
 - イ. 外部電源喪失+原子炉保護系（スクラム）動作失敗
 - ウ. 1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗ア. 及びイ. は、外部電源喪失が起因であり、2ループの1次主循環ポンプトリップ等の常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で厳しい事故シーケンスであることから選定する。
なお、ア. とイ. とでは、起因事象に対処するための設計基準事故

(※¹¹) 本審査書においては、既許可の対象となっている設備を炉心損傷防止設備又は原子炉格納容器破損防止設備とする場合には、「BDBA 対処設備として位置付ける」とし、それ以外については、「BDBA 対処設備として新たに整備する」と整理した。

対処設備の故障想定に対する炉心損傷防止措置が、それぞれ、代替原子炉トリップ信号（1次主循環ポンプトリップ）の発信又は後備炉停止系用論理回路の作動の違いがある。

しかしながら、これらの評価事故シーケンスに対する有効性評価においては、後備炉停止制御棒挿入までの時間を長くし、炉心の温度上昇を高め評価する観点から、設計基準事故対処設備の原子炉トリップ信号（電源喪失）、原子炉保護系（スクラム）及び主炉停止系制御棒の動作には期待しないとするため、ア. とイ. の両者で後備炉停止制御棒挿入のタイミングは同じとなり、その後の事象進展も同じになることから、解析においてはア. で代表することとし、以下においてはア. のみについて記載する。

ウ. は、1次主循環ポンプの主電動機運転時及びポニーモータ運転時でポンプ本体を共用しているという本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、軸固着は1次主循環ポンプ1系統の機能喪失による強制循環冷却機能の低下をもたらす点で厳しい事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する Super-COPD を用いる。
- c. 評価上想定する事故の条件（以下「事故条件」という。）：設計基準事故対処設備の原子炉トリップ信号（電源喪失）及び原子炉保護系（スクラム）は作動しないこととし、主炉停止系制御棒は急速挿入に失敗するものとする。

上記 a. のア. の評価事故シーケンスでは、外部電源喪失と同時に1次主冷却系にある2台の1次主循環ポンプの主電動機が停止し、炉心流量が減少する。

上記 a. のウ. の評価事故シーケンスでは、1次主冷却系にある2台の1次主循環ポンプのうち1台が軸固着し、炉心流量が減少する。

- d. BDBA 対処設備の機器条件（以下「BDBA 機器条件」という。）：後備炉停止制御棒は、代替原子炉トリップ信号（1次主循環ポンプトリップ）発信を受けた後備炉停止系用論理回路の動作により駆動部から切り離され、自重による重力落下及びスプリングによる加速を受けて炉心に挿入されるものとする。

原子炉自動停止に要する時間は、代替原子炉トリップ信号（1次主循環ポンプトリップ）検出から後備炉停止系用論理回路動作に伴い後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断となるまで応答時間を4.2秒、後備

炉停止制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。

上記 a. のア. 及びウ. の評価事故シーケンスでは、原子炉停止後は設計基準事故で想定する炉心冷却状態に移行し、炉心で発生する崩壊熱は、ポンプモータにより駆動する 1 次主循環ポンプの強制循環により、主中間熱交換器を介して、2 次主冷却系の自然循環、主冷却機による自然通風により除熱する。

- e. BDBA 対処設備の操作条件（以下「BDBA 設備操作条件」という。）：評価事故シーケンスにおける運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

②-1 「ア. 外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 炉心流量は、外部電源喪失により 1 次主循環ポンプの主電動機が停止し、事象発生直後から減少する。

被覆管温度及び冷却材温度は、代替原子炉トリップ信号である「1 次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、事故発生後から 4.2 秒に後備炉停止系用論理回路が動作し、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでの間上昇する。

原子炉出力は、主に冷却材の温度上昇による負の反応度が投入され、定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。

- b. 原子炉出力は、炉心への後備炉停止制御棒挿入により急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下し、以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。
- c. 燃料最高温度は、初期値から上昇せず、約 1,800°C である。被覆管温度及び冷却材温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に最高値となり、それぞれ約 630°C 及び約 620°C に抑えられ、炉心が健全であることから評価項目 (a) を満足する。

また、原子炉容器出口冷却材温度の最高温度は約 460°C に抑えられるため、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度も初期状態から変化せず、設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、評価項目 (b) 及び (c) を満足する。

②-2 「ウ. 1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗」

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事故ループの冷却材流量は、1次主循環ポンプ軸固着の発生により事故発生直後から急速に減少し、1次主循環ポンプの相互インターロックにより健全ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止する設計であるため、更に炉心流量が減少する。

代替原子炉トリップ信号である「1次主循環ポンプトリップ」が事故発生後1.2秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、事故発生後から4.2秒に後備炉停止系用論理回路が動作し、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでの間、被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。

原子炉出力は、主に冷却材温度の上昇による負の反応度が投入され、定格出力の約80%まで低下し、燃料温度も低下する。

- b. 炉心への後備炉停止制御棒挿入により原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、緩やかに低下し、以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。
- c. 燃料最高温度は、初期値から上昇せず、約1,800℃である。被覆管温度及び冷却材温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に最高値となり、それぞれ約750℃及び約740℃に抑えられ、炉心が健全であることから評価項目(a)を満足する。

また、原子炉容器出口冷却材温度の最高温度は約460℃に抑えられるため、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度も初期状態から変化せず、設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、評価項目(b)及び(c)を満足する。

解析結果は、上記のとおりいずれの評価事故シーケンスであっても、炉心損傷防止措置の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者は、有効性評価ガイドを参考とし、有効性評価においては設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とするとしているが、解析コードや解析条件の不確かさが考えられる場合には、感度解析等により、評価項目となるパラメータに与える影響を確認するとしている。

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

Super-COPD(※¹²)は、重要現象(※¹³)の解析モデルについて、本試験研究用等原子炉施設、「もんじゅ」等の実プラントでの試験データを対象とした試験解析による妥当性を確認した結果、温度及び流量の全体的なプラント挙動を適切に再現できていることが確認されている。したがって、Super-COPDの解析モデルの不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の不確かさとしては、各評価事故シーケンスの事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる、ドップラ係数、燃料温度係数、被覆管温度係数、冷却材温度係数及びラップ管温度係数の各反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施し、評価項目となるパラメータに対する影響を確認した。

ドップラ係数及び燃料温度係数については、燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値とし、被覆管温度係数、冷却材温度係数及びラップ管温度係数については、それぞれの温度上昇に対して負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用した。

感度解析に当たっては、炉心昇温の観点から、その結果が厳しくなるように、あえて各反応度係数の不確かさを重畳させることにより、不確かさの影響を最大限に評価した。

その結果、「ア. 外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」においては、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなったため、不確かさを考慮しないケース（以下「基本ケース」という。）に比べ、原子炉出力が低下しない傾向となったが、燃料最高温度、被覆管最高温度、冷却材最高温度及び原子炉容器出口冷却材温度は基本ケースと同様な結果であったことから、評価項目となるパラメータへの各反応度係数の不確かさ影響は小さいものであった。

また、「ウ. 1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗」においては、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなったため、基本ケースに比べ、原子炉出力が低下せず、被覆管最高温度は

(※¹²) Super-COPDの適用性については、「IV-2. 4 有効性評価に用いた解析コード」において記載している。以下、有効性評価で使用する各種解析コードについても同様。

(※¹³) 「IV-2. 4 有効性評価に用いた解析コード」において記載している。

約 760℃、冷却材最高温度は 750℃と基本ケースを約 10℃上回るものの、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材温度は基本ケースと同様な結果であり、判断基準を満足することに変わりはなく、評価項目となるパラメータへの各反応度係数の不確かさの影響は限定的であった。

なお、上記の各評価事故シーケンスに対処するための措置においては、運転員等の操作がないためいずれの場合においても運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、上記の各評価事故シーケンスにおける解析条件の不確かさの影響を考慮した場合に、評価項目となるパラメータの変動を考慮しても、判断基準を満足することに変わりはない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの炉心損傷防止措置に必要な要員及び非常用ディーゼル発電機の燃料等を以下のとおりとしている。

① 本評価事故シーケンスにおいては、炉心損傷防止措置に対処するための特別な運転員操作はなく、必要な要員は、プラント状態の監視を行う 2 名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長 1 名及び副当直長 1 名を含む 6 名であり、対応が可能である。

② 各評価事故シーケンスにおいて、後備炉停止制御棒挿入による原子炉停止後の炉心の冷却には、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2 次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により対応する。

このうち、1 次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系から給電され、外部電源喪失時には、直流無停電電源系は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で 4 日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、ULOF に対して申請者が炉心損傷防止措置として計画している代替原子炉トリップ信号（1 次主循環ポンプトリップ）、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止並びに 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転による 1 次主冷却系の強制循環等が、事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

評価事故シーケンス「ア．外部電源喪失＋原子炉トリップ信号発信失敗」及び「ウ．1次主循環ポンプ軸固着＋原子炉トリップ信号発信失敗」においては、設計基準事故対処設備である主炉停止系による原子炉停止に失敗した際に、後備炉停止系による原子炉停止を行うとする申請者の解析結果は、炉心損傷防止措置の評価項目のいずれも満足している。

また、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することには変わりはなく、解析条件の不確かさの影響は小さい又は限定的であることを確認した。

なお、申請者は、有効性評価においては期待していないが、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動操作で原子炉をスクラム又は停止できるとしており、以下のいずれかにより原子炉の停止操作を行うとしている。

- ① 手動スクラムボタンにより原子炉保護系（スクラム）を動作させて原子炉を停止させる手順、
- ② 手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する手順、
- ③ 制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する手順

また、手動操作により原子炉をスクラム又は停止させる操作以外にも、運転員は手動操作で1次主冷却系の流量を増大させ、炉心冷却を行う手順によっても炉心損傷を回避できる可能性があるとしている。

実際の事故対策に当たっては、以上の操作手順も重要な炉心損傷防止措置となり得る。

「IV－1 事故の想定」で示したように、事故シーケンスグループ ULOF を代表する評価事故シーケンスである「ア．外部電源喪失＋原子炉トリップ信号発信失敗」(※¹⁴)及び「ウ．1次主循環ポンプ軸固着＋原子炉トリップ信号発信失敗」における炉心損傷防止措置の有効性を確認したことにより、その措置が事故シーケンスグループ ULOF に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ ULOF に対して申請者が計画している炉心損傷防止措置は、有効なものであると判断した。

(※¹⁴) 「イ．外部電源喪失＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗」の評価結果は、「ア．外部電源喪失＋原子炉トリップ信号発信失敗」と同一になるため、記載を省略した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 後備炉停止制御棒の信頼性について

申請者は、事故シーケンスグループULOFにおける炉心損傷防止措置として、4式の主炉停止系制御棒の緊急挿入失敗を想定し、主炉停止制御棒とは独立した2式の制御棒を後備炉停止制御棒と位置付け、設計基準事故対処設備の原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を新たに整備するとしている。

後備炉停止制御棒は、既設の6式の主炉停止系制御棒から2式を分離、独立させたものであって、制御棒及び制御棒駆動機構の機械的構造は、設計基準事故対処設備である主炉停止系制御棒と同一のものである。

申請者は、当初、後備炉停止制御棒の独立性については説明していたものの、BDBAが発生した場合において、共通要因によって設計基準事故対処設備である主炉停止系制御棒と同時に安全機能が損なわれるおそれがないものとする観点から、可能な限り多様性を考慮した設計であるかについて明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、BDBAが発生した場合においても後備炉停止制御棒が確実に動作可能であることを説明するように求めた。

申請者は、これに対して、主炉停止系制御棒及び後備炉停止制御棒とも、その機械的構造は以下の特徴を有し、両者が機械的要因により同時に安全機能が損なわれるおそれはないと説明した。

- ① 原子炉スクラム時には、保持電磁石励磁断により、制御棒を保持するラッチ機構が解除され、制御棒は自重で落下するとともに、スプリングにより加速されて炉心に挿入される構造である
- ② 制御棒は全引き抜き位置にあっても、制御棒全長の60%以上が下部案内管内部に入っており、下部案内管内部には制御棒の下降を阻害するものはなく、挿入長さは最大でも650mmとごく短い
- ③ 基準地震動による最大想定変位を想定したとしても、規定時間(0.8秒)以内に挿入が可能である
- ④ 本試験研究用等原子炉及び「もんじゅ」並びに制御棒駆動機構試験における制御棒急速挿入の作動実績において失敗事例がない

さらに、申請者は、主炉停止系制御棒及び後備炉停止制御棒の機械的構造は共通設計であるものの、後備炉停止制御棒を作動させるための後備炉停止系用論理回路は、設計基準事故対処設備の論理回路から独立させ、後備炉停止系用

論理回路構成及び制御棒保持電磁石を励磁断とするトリップ遮断器の機構も異なる設計として多様性を確保すると説明した。

以上のことから、規制委員会は、BDBA が発生した場合においても後備炉停止制御棒が確実に動作可能であることを確認した。

IV-2. 1. 2 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

事故シーケンスグループ「過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)」(以下「UTOP」という。)では、原子炉の出力運転中に、運転員の誤操作等何らかの原因で制御棒の連続的な引き抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失した場合において、炉心損傷防止措置の有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) UTOP の特徴及びその対策

申請者は、UTOP の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① UTOP の特徴：原子炉の出力運転中に、運転員の誤操作等何らかの原因で制御棒の連続的な引き抜きが生じ、原子炉の出力が上昇する。その後、「中性子束高 (出力領域)」による原子炉トリップ信号の発信又は原子炉保護系 (スクラム) の動作に失敗することにより主炉停止系制御棒の急速挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失する。

このため、原子炉の出力上昇が継続した状態で、炉心で発生する熱を 1 次主冷却系により除去できなくなり、炉心の昇温によって短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

- ② 対策の考え方：制御棒の異常な引き抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引き抜きを阻止する制御棒連続引き抜き阻止インターロックを新たに整備する。

炉心損傷を防止するためには、主炉停止系制御棒の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止制御棒を急速挿入することで原子炉を停止させる。

- ③ 初期の対策：原子炉の停止は、制御棒連続引き抜き阻止インターロックにより、原子炉の出力が過度に上昇することを防止した後、代替原子炉トリップ信号 (原子炉出口冷却材温度高) からの後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入させることで達成する。このため、代替原子炉トリップ信号 (原子炉出口冷却材温度高) 検出器及び後備炉停止制御棒を BDDBA 対処設備として位置付け、制御棒連続引き抜き阻止インターロック及び後備炉停止系用論理回路を BDDBA 対処設備として新たに整備

する。

- ④ 安定状態に向けた対策:上記③のBDDB対処設備による原子炉停止後は、設計基準事故で想定する炉心冷却状態に移行する。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、UTOPにおける炉心損傷防止措置の有効性を確認するために、評価事故シーケンス、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：以下の2ケースを選定する。

ア. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+原子炉トリップ信号発信失敗

イ. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+原子炉保護系（スクラム）動作失敗

ア. 及びイ. は、出力運転中の制御棒の異常な引き抜きが起因であり、他の異常事象を起因とした場合と比べ、正の反応度添加率が大きく、相対的に原子炉の出力上昇が早く炉心損傷までの余裕時間が短いと判断したため選定する。

なお、ア. とイ. とでは、起因事象に対処するための設計基準事故対処設備の故障想定に対する炉心損傷防止措置が、それぞれ、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の発信又は後備炉停止系用論理回路の作動の違いがある。

しかしながら、これらの評価事故シーケンスに対する有効性評価においては、後備炉停止制御棒挿入までの時間を長くし、炉心の温度上昇を高め評価する観点から、設計基準事故対処設備の原子炉トリップ信号（中性子束高（出力領域）、原子炉保護系（スクラム）及び主炉停止系制御棒の動作には期待しないとするため、両者で後備炉停止制御棒挿入のタイミングは同じとなり、その後の事象進展も同じになることから、解析においてはア. で代表することとし、以下においては、本評価事故シーケンスとしてア. のみについて記載する。

- b. 解析コード：「IV-2. 1. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）」と同一である。
- c. 事故条件：反応度添加率は、運転員の誤操作により最大の反応度価値を持つ制御棒1本が、標準平衡炉心における運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から最大速度で引き抜かれるものとし、そのときの反応度添加率である 3.0¢/s とする。

設計基準事故対処設備の原子炉トリップ信号（中性子束高（出力領域））及び原子炉保護系（スクラム）は作動しないこととし、主炉停止系制御棒は急速挿入に失敗するものとする。このため、後備炉停止系論理回路が作動するまでは、1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプはトリップせず、1次主冷却系及び2次主冷却系は定格流量を維持するものとする。

- d. BDBA 機器条件：制御棒連続引き抜き阻止インターロックにより、制御棒引き抜き開始後4秒で制御棒の連続的な引き抜きの停止に成功するものとする。

後備炉停止制御棒は、後備炉停止系論理回路の動作により後備炉停止制御棒は駆動部から切り離され、自重による重力落下及びスプリングによる加速を受けて炉心に挿入されるものとする。ここで、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の設定値 464℃の検出から後備炉停止系論理回路動作に伴い後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断となるまで応答時間を3.4秒、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。

1次主冷却系は、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）が発信されるまでは、主電動機により駆動する1次主循環ポンプ2台により、定格流量が維持される。

原子炉停止後は設計基準事故で想定する炉心冷却状態に移行し、炉心で発生する崩壊熱は、ポニーモータにより駆動する1次主循環ポンプの強制循環により、主中間熱交換器を介して、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により除熱する。

- e. BDBA 設備操作条件：評価事故シーケンスにおける運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 原子炉出力は、制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正の反応度が投入され、約1.8秒で「中性子束高（出力領域）」の設定値である105%に到達するが、原子炉トリップ信号（中性子束高（出力領域））の発信に失敗し、引き続き上昇する。

その後、制御棒は、制御棒連続引き抜き阻止インターロックにより、引き抜き開始4秒後に引き抜きが停止し正の反応度の投入が止まる。

原子炉出力は、燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の上昇による負の反応度フィードバックにより、制御棒引き抜き停止後にわず

かに低下するが、その後緩やかに上昇する。その間、原子炉容器出口冷却材温度は、炉心冷却材温度の上昇から遅れて緩やかに上昇する。

後備炉停止制御棒は、事故発生後から約 104 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）が発せられ、約 107 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により所定の速度で急速挿入を開始する。

- b. 燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は、炉心への後備炉停止制御棒挿入により原子炉出力が急速に低下し、それに伴い低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下し、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。
- c. 燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 1,970℃、約 570℃及び約 560℃であり、炉心が健全であることから評価項目(a)を満足する。

また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）による原子炉の自動停止から遅れて出現し約 470℃であり、原子炉冷却材バウンダリの設計温度を下回り、原子炉冷却材バウンダリに加圧を生じないことから、評価項目(b)及び(c)を満足する。

以上のことから解析結果は、炉心損傷防止措置の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

「IV-2.1.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」と同一である。

- b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の不確かさとしては、本評価事故シーケンスの事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる、制御棒引き抜きによる反応度添加率、ドップラ係数、燃料温度係数、被覆管温度係数、冷却材温度係数、ラップ管温度係数及び炉心支持板温度係数の各反応度係数並びに代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る感

度解析を実施し、評価項目となるパラメータに対する影響を確認した。

本評価事故シーケンスでは、制御棒が連続的に引き抜かれることにより正の反応度が投入され、原子炉出力が上昇するため、燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度が上昇する。このため、各反応度係数は、温度上昇に対して負のフィードバック効果を最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用した。

制御棒引き抜きによる反応度添加率は、反応度投入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引き抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮した $4.2\phi/s$ とする。

代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲 $+10^{\circ}\text{C}$ を考慮し、 474°C とする。

感度解析に当たっては、炉心温度上昇の観点から、その結果が厳しくなるように、それぞれの不確かさを重畳させることにより、不確かさの影響を最大限に評価した。

その結果、主に制御棒引き抜きによる反応度添加率が大きくなったこと及び冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなったため、上記②の基本ケースに比べ、原子炉出力及び炉心温度の上昇が大きくなり、これに伴い原子炉容器出口冷却材温度の上昇も大きくなった。

また、代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値を 10°C 高く設定したことにより、設定値への到達は基本ケースに比べて少し遅く、事象開始後約 117 秒となった。その結果、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、基本ケースに対してそれぞれ約 160°C 、約 20°C 及び約 20°C 高くなり、約 $2,130^{\circ}\text{C}$ 、約 590°C 及び約 580°C となったが、評価項目 (a) を満足することには変わりはない。

原子炉容器出口冷却材の最高温度は、基本ケースに対して約 10°C 高い約 480°C となったが、評価項目 (b) 及び (c) を満足することには変わりはない。

なお、上記評価事故シーケンスに対処するための措置においては、運転員等の操作がないためいずれの場合においても運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、上記の各評価事故シーケンスにおける解析条件の不確かさの影響を考慮した場合に、評価項目となるパラメ

ータの変動を考慮しても、評価項目を満足することには変わりはない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナシスへの炉心損傷防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シナシスにおいては、炉心損傷防止措置に対処するための特別な運転員操作はなく、必要な要員は、プラント状態の監視を行う2名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シナシスにおいて、後備炉停止制御棒挿入による原子炉停止後の炉心の冷却には、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により対応する。このうち、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系から給電され、外部電源喪失時には、直流無停電電源系は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で4日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、UTOP に対して申請者が炉心損傷防止措置として計画している制御棒連続引抜き阻止インターロック並びに代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次主冷却系の強制循環等が、事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

本評価事故シナシスにおいて、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより出力運転中における制御棒の連続的な引き抜きを阻止すること、また、設計基準事故対処設備である主炉停止系による原子炉停止に失敗した際に、後備炉停止系による原子炉停止を行うとする申請者の解析結果は、炉心損傷防止措置の評価項目のいずれも満足している。

また、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。

なお、申請者は、有効性評価においては期待していないが、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるとしており、以下のいずれかにより原子炉の停止操作を行うとしている。

- ① 手動スクラムボタンにより原子炉保護系（スクラム）を動作させて原子炉を停止させる手順、

- ② 手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する手順、
- ③ 制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する手順

実際の事故対策に当たっては、以上の操作手順も重要な炉心損傷防止措置となり得る。

「IV-1 事故の想定」で示したように、事故シーケンスグループ UTOP を代表する本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置の有効性を確認したことから、その措置が事故シーケンスグループ UTOP に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ UTOP に対して申請者が計画している炉心損傷防止措置は、有効なものであると判断した。

IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

事故シーケンスグループ「除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」(以下「ULOHS」という。)では、原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により、何らかの原因で2次冷却材流量が喪失した後、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失した場合において、炉心損傷防止措置の有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) ULOHS の特徴及びその対策

申請者は、ULOHS の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① ULOHS の特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により2次冷却材流量が喪失した後、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失する。このため、炉心で発生する熱を2次主冷却系により除去できなくなり、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、主炉停止系制御棒の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止制御棒を急速挿入することで原子炉を停止させる。
- ③ 初期の対策：原子炉の停止は、代替原子炉トリップ信号(原子炉出口冷却材温度高)からの後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御

棒を急速挿入させることで達成する。

このため、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）検出器及び後備炉停止制御棒を BDBA 対処設備として位置付け、後備炉停止系用論理回路を BDBA 対処設備として新たに整備する。

- ④ 安定状態に向けた対策:上記③の BDBA 対処設備による原子炉停止後は、設計基準事故で想定する炉心冷却状態に移行する。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、ULOHS における炉心損傷防止措置の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び事象進展の解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：以下の 3 ケースを選定する。

ア. 2 次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗

イ. 2 次冷却材流量減少+原子炉保護系（スクラム）動作失敗

ウ. 2 次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗

ア. 及びイ. は、2 ループの 2 次主循環ポンプトリップ等による常用系の機能喪失により発生するという点で厳しい事故シーケンスであることから選定する。

なお、ア. とイ. とでは、起因事象に対処するための設計基準事故対処設備の故障想定に対する炉心損傷防止措置が、それぞれ、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の発信又は後備炉停止系用論理回路の作動の違いがある。

しかしながら、これらの評価事故シーケンスに対する有効性評価においては、後備炉停止制御棒挿入までの時間を長くし、炉心の温度上昇を高め評価する観点から、設計基準事故対処設備の原子炉トリップ信号（2 次冷却材流量低）、原子炉保護系（スクラム）及び主炉停止系制御棒の動作には期待しないとするため、ア. とイ. の両者で後備炉停止制御棒挿入のタイミングは同じとなり、その後の事象進展も同じになることから、解析においてはア. で代表することとし、以下においてはア. のみについて記載する。

ウ. は、2 次主冷却系が 2 系統である本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、1 系統における 2 次冷却材漏えいは、除熱機能の低下が相対的に大きい点で厳しい事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：「IV-2. 1. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失

(ULOF)」と同一である。

- c. 事故条件：設計基準事故対処設備の原子炉トリップ信号及び原子炉保護系（スクラム）は作動しないこととし、主炉停止系制御棒は急速挿入に失敗するものとする。

上記 a. のア. の評価事故シーケンスでは、2 ループの 2 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 次主冷却系の流量が減少する。

上記 a. のウ. の評価事故シーケンスでは、2 次主冷却系のうち 1 系統で冷却材漏えいが発生し、主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、2 次主冷却系の健全側による除熱能力の低下を早期に考慮するため、2 次主循環ポンプが停止するものとする。

上記 a. のア. 及びウ. の評価事故シーケンスでは、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機は運転を継続し、定格流量を維持するものとする。また、2 次主循環ポンプの主電動機停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。

- d. BDBA 機器条件：後備炉停止制御棒は、後備炉停止系用論理回路の動作により駆動部から切り離され、炉心に挿入されるものとする。ここで、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の設定値 464℃の検出から後備炉停止系用論理回路動作に伴い後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断となるまで応答時間を 3.4 秒、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。

1 次主冷却系は、代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）が発信されるまでは、主電動機により駆動する 1 次主循環ポンプ 2 台により、定格流量が維持される。

原子炉停止後は設計基準事故で想定する炉心冷却状態に移行し、炉心で発生する崩壊熱は、ポニーモータにより駆動する 1 次主循環ポンプの強制循環により、主中間熱交換器を介して、2 次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により除熱する。

- e. BDBA 設備操作条件：評価事故シーケンスにおける運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

②-1 「ア. 2 次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 2 次冷却材流量は、1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップすると、

相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下する。事故発生後から約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。

- b. 2次主冷却系は、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより自然循環に移行し、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。
- c. 2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1次主冷却系の低温側配管の温度が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。
- d. 原子炉出力は低下するものの、その間に1次主冷却系の低温側配管の温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、さらには原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、約121秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、約124秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入される。
- e. 原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。
- f. 燃料最高温度は、初期値から上昇せず、約1,800℃である。被覆管温度及び冷却材温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、それぞれ約550℃であり、炉心が健全であることから評価項目(a)を満足する。

また、原子炉容器出口冷却材温度の最高温度は約480℃に抑えられるため、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度も初期状態から大きく変化せず、設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、評価項目(b)及び(c)を満足する。

②-2 「2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 1ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプのトリップを仮定し、また、相互インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプがトリップするため、2次冷却材流量が低下する。
- b. 2次主冷却系は、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロ

クにより自然循環に移行し、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

- c. 2次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失とするため、1次主冷却系の低温側配管の温度が上昇し、2次冷却材が漏えいしたループにおいて事故発生後から約18秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である365℃に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。
- d. 1次主冷却系の低温側配管の温度の上昇に伴い、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下する。その間に1次主冷却系の低温側配管の温度が上昇し、被覆管温度及び冷却材温度、さらには原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、約114秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、約117秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入される。
- e. 原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。
- f. 燃料最高温度は、初期値から上昇せず、約1,800℃である。被覆管温度及び冷却材温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、それぞれ約550℃であり、炉心が健全であることから評価項目(a)を満足する。

また、原子炉容器出口冷却材温度の最高温度は約490℃に抑えられるため、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度も初期状態から大きく変化せず、設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、評価項目(b)及び(c)を満足する。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
「IV-2.1.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
解析条件の不確かさとしては、本評価事故シーケンスの事象進展に

有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる、ドップラ係数、燃料温度係数、被覆管温度係数、冷却材温度係数、ラップ管温度係数及び炉心支持板温度係数の各反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施し、評価項目となるパラメータに対する影響を確認した。

ドップラ係数及び燃料温度係数については、燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値とし、被覆管温度係数、冷却材温度係数、ラップ管温度係数及び炉心支持板温度係数については、それぞれの温度上昇に対して負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用した。

感度解析に当たっては、炉心昇温の観点から、その結果が厳しくなるように、あえて各反応度係数の不確かさを重畳させることにより、不確かさの影響を最大限に評価した。

その結果、「ア. 2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」及び「ウ. 2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」において、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が基本ケースに比べ小さくなる。いずれのケースにおいても、燃料最高温度は基本ケースと同様な結果であり、被覆管最高温度、冷却材最高温度及び原子炉容器出口冷却材最高温度は、最大で基本ケースを約 20℃上回るものの、判断基準を満足することに変わりはなく、評価項目となるパラメータへの各反応度係数の不確かさの影響は限定的であった。

なお、上記評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、いずれの場合においても運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記の各評価事故シーケンスにおける解析条件の不確かさの影響を考慮した場合に、評価項目となるパラメータの変動を考慮しても、判断基準を満足することに変わりはない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの炉心損傷防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、「ア. 2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」では、炉心損傷防止措置に対処する特別

な運転員操作がないため、プラント状態の監視を行う 2 名、「ウ． 2 次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」では 2 次冷却材漏えいに伴うナトリウム燃焼の消火等のために 3 名を追加で割り当てて計 5 名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長 1 名及び副当直長 1 名を含む 6 名であり、対応が可能である。

- ② 本評価事故シーケンスにおいて、後備炉停止制御棒挿入による原子炉停止後の炉心の冷却には、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2 次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により対応する。このうち、1 次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系から給電され、外部電源喪失時には、直流無停電電源系は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で 4 日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、ULOHS に対して申請者が炉心損傷防止措置として計画している代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転による 1 次主冷却系の強制循環等が、事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

評価事故シーケンス「ア． 2 次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」及び「ウ． 2 次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」においては、設計基準事故対処設備である主炉停止系による原子炉停止に失敗した際に、後備炉停止系による原子炉停止を行うとする申請者の解析結果は、炉心損傷防止措置の評価項目のいずれも満足している。

また、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりはなく、解析条件の不確かさの影響は限定的であることを確認した。

なお、申請者は、有効性評価においては期待していないが、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるとしており、原子炉の停止操作は、「IV-2.1.2 過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)」と同一である。実際の事故対策に当たっては、この操作手順も重要な炉心損傷防止措置となり得る。

「IV-1 事故の想定」で示したように、事故シーケンスグループ ULOHS を代表する評価事故シーケンスである「ア． 2 次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」(※¹⁵)及び「ウ． 2 次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」

(※¹⁵) 「イ． 2 次冷却材流量減少+原子炉保護系(スクラム)動作失敗」の評価結果は、「ア． 2 次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一になるため、記載を省略した。

における炉心損傷防止措置の有効性を確認したことにより、その措置が事故シーケンスグループ ULOHS に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ ULOHS に対して申請者が計画している炉心損傷防止措置は、有効なものであると判断した。

IV-2. 1. 4 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失

(LORL)

事故シーケンスグループ「原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)」(以下「LORL」という。)では、設計基準事故において想定されている 1 次冷却材漏えい事故に対して、更に異なる別の箇所でもナトリウムが漏えいすることにより炉心の冷却に必要な原子炉容器液位を確保できず、設計基準事故対処設備の炉心冷却機能が喪失した場合において、炉心損傷防止措置に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) LORL の特徴及びその対策

申請者は、LORL の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① LORL の特徴：原子炉冷却材バウンダリの 1 カ所が破損して 1 次冷却材漏えい事故が発生した場合に、原子炉停止に成功するものの、原子炉冷却材バウンダリの外側に設けられたリークジャケット又は配管（外管）において、何らかの理由によりナトリウムが漏えいすることにより原子炉容器液位が確保できず、炉心冷却に関する設計基準事故対処設備の機能が喪失して炉心が露出することにより著しい炉心損傷に至る可能性がある。
- ② 対策の考え方：原子炉冷却材バウンダリの外側に設けられたリークジャケット又は配管（外管）に破損が生じて二重壁外にナトリウムが流出する場合、破損の位置に応じて安全容器又はサイフォン現象によるナトリウムの漏えいを停止させるサイフオンブレイクにより原子炉容器液位を確保し、主冷却系又は補助冷却設備により炉心を冷却する。
- ③ 初期の対策：原子炉の停止は、ナトリウム漏えい信号による手動トリップ、又は「炉内ナトリウム液面低」信号による自動トリップによる。原子炉容器液位は、破損箇所が原子炉容器入口付近の場合は安全容器内で漏えいナトリウムを保持して 1 次補助冷却系の機能が維持できる範囲に確保する。そのため、安全容器と補助冷却設備を BDBA 対処設備として位置付ける。安全容器外でナトリウムの漏えいが生じた場合は、アルゴンガスを

導入するサイフォンブレイクにより、1次主冷却系あるいは1次補助冷却系の機能が維持できる範囲に原子炉容器液位を確保する。そのため、上記に加えて1次主冷却系サイフォンブレイク配管、1次補助冷却系サイフォンブレイク配管及び弁をbdba 対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉容器内の冷却材液位が確保された状態で主冷却系あるいは補助冷却設備により崩壊熱を除去する。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、LORL における炉心損傷防止措置の有効性を確認するために、評価事故シーケンス、解析コードの選定、及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：以下の3ケースを選定する。
- ア. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋安全容器内配管（外管）破損
 - イ. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋1次主冷却系配管（外管）破損
 - ウ. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋1次補助冷却系配管（外管）破損

上記の3ケースは、1次主冷却系及び1次補助冷却系の二重管部において、同一ループで内管及び外管の破損が生じることからナトリウム漏えい量が多くなる点で厳しい事象シーケンスである。

また、それぞれのナトリウム漏えい箇所に応じて原子炉容器液位を確保するための対策が異なることを考慮して選定している。

ア.及びイ. は、ナトリウム漏えい箇所がそれぞれ安全容器の内、外と異なるが、原子炉容器液位を確保した後に補助冷却設備で崩壊熱を除去する観点で共通している。

ウ. については、安全容器外の1次補助冷却系でナトリウム漏えいが生じる事故シーケンスであり、主冷却系で崩壊熱を除熱する。

イ. のケースはおおむねア. と同じである。また、ウ. については強制循環冷却の失敗を想定して自然循環冷却とした場合に、「IV-2.1. 5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失＋1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却設備による強制循環冷却失敗」とおおむね同じになるため、本項では記載しない。

したがって、以下においてはア. のみについて記載する。

- b. 解析コード：Super-COPD を用いる。「IV-2. 1. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)」と同一である。
- c. 事故条件：原子炉が定格流量で定格出力運転中に、安全容器内の原子炉容器入口低所配管（原子炉容器通常ナトリウム液位（以下「NsL」という。）—約 8,200mm）に大きさ 42mm²の漏えい口が生じるとともに外管も同時に機能喪失する。漏えいしたナトリウムは、1次主冷却系配管の内管及び外管の間隙には流れ込まず、全て二重壁外に漏えいする保守側の評価とする。原子炉容器液位が主中間熱交換器内胴窓上端位置から上方 100mm の位置（NsL-710mm）を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。

原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はNsL-100mm、応答時間は0.4秒とする。原子炉保護系の動作により主炉停止系制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとする。また、解析では制御棒の落下速度については、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- d. BDBA 機器条件：補助冷却設備の自動起動は、「炉内ナトリウム液面低低（NsL-320mm）」によるものとし、1次補助冷却系電磁ポンプ及び補助冷却機の送風機はそれぞれ4分30秒及び30秒で定格運転に至るものとする。その後は、補助冷却器出口ナトリウム温度が350℃となるように補助冷却機インレットベーン開度が制御されるものとし、これにより崩壊熱を除熱するものとする。
- e. BDBA 設備操作条件：評価事故シーケンスにおける運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

「ア. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+安全容器内配管（外管）破損」について、申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 原子炉容器液位は、1次冷却材が安全容器内の1次主冷却系低温側配管の低所配管の破損口から二重壁外へ流出するため低下し、約27分後にNsL-100mmに到達する。「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号が発信されるため、主炉停止系制御棒が急速挿入されることにより原子炉が停止する。
- b. 炉心の冷却は、主冷却系において、1次主循環ポンプの主電動機及

び2次主循環ポンプが原子炉停止と同時にトリップした後、1次主循環ポンプのポニーモータ運転、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により行われる。

- c. 補助冷却設備は、ナトリウム漏えい発生から約 87 分後に原子炉容器液位が「炉内ナトリウム液面低低」の設定値 $NsL-320\text{mm}$ に到達することにより起動する。その後、主冷却系は、約 5 時間で原子炉容器内のナトリウム液位が主中間熱交換器内胴窓（熱交換領域への流入口）の上端位置から上方 100mm の位置を下回って1次主冷却系の冷却材流路を喪失するまで機能する。
- d. 燃料最高温度は、初期値から上昇せず、約 $1,800^{\circ}\text{C}$ である。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止時に出現し、初期値からほとんど上昇せず、それぞれ約 550°C 及び約 540°C であることから、評価項目 (a) を満足する。

また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず、最高温度は約 460°C 、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に出現し、約 370°C であるため、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度が設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、評価項目 (b) 及び (c) を満足する。

なお、補助冷却設備の単独運転時においては、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、いずれも約 430°C であり、原子炉容器出入口冷却材（1次補助冷却系）の最高温度は、それぞれ約 390°C 及び約 360°C であり、評価項目を満足することには変わりはない。

解析結果は、上記のとおり「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+安全容器内配管（外管）破損」を想定しても、炉心損傷防止措置の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
「IV-2.1.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
解析条件の不確かさとしては、評価項目に対する余裕が小さくなる

崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」設定値の不確かさに係る感度解析を実施した。

感度解析に当たっては、炉心昇温の観点から、その結果が厳しくなるように、あえて崩壊熱及び原子炉トリップ信号の不確かさを重畳させることにより、不確かさの影響を最大限に評価した。

崩壊熱は、最適評価値に対して保守側に評価するために10%を考慮し、また、原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」は、設定値に対して誤差-40mmを考慮したNsL-140mmとした。

その結果、原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」設定値への到達は基本ケースに比べ約11分遅く、事故発生後から約37分である。

燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、基本ケースの解析と変わらず、評価項目を満足する。被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、基本ケースとほとんど変わらず、それぞれ約550℃、540℃及び約370℃である。

1次主冷却系の冷却材流路を喪失した後の補助冷却設備の単独運転移行時では、燃料最高温度、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び原子炉停止から同喪失までの時間が短くなったことにより基本ケースから若干上昇し、それぞれ約450℃、約440℃及び約440℃である。また、原子炉容器出入口冷却材（1次補助冷却系）の最高温度は、それぞれ約400℃及び約370℃である。

上記のとおり、崩壊熱及び原子炉トリップ信号の不確かさ影響は、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は基本ケースの結果を上回るものの、判断基準を満足することにより変わりはなく、評価項目となるパラメータへの影響は限定的であった。

なお、上記評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、いずれの場合においても運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、上記の各評価事故シーケンスにおける解析条件の不確かさの影響を考慮した場合は、評価項目となるパラメータの変動を考慮しても、判断基準を満足することにより変わりはなく、

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの炉心損傷防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいては、炉心損傷防止措置に対処するための特別な運転員操作はなく、必要な要員は、プラント状態の監視を行う5名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、崩壊熱除去運転は、補助冷却設備により対応する。1次補助冷却系電磁ポンプ及び2次補助冷却系電磁ポンプは、非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で4日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、LORL に対して申請者が炉心損傷防止措置として計画している安全容器、1次主冷却系サイフォンブレイク操作、1次補助冷却系サイフォンブレイク操作、補助冷却設備あるいは主冷却系による崩壊熱除去等が、事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

評価事故シーケンス「ア. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋安全容器内配管（外管）破損」及び「イ. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋1次主冷却系配管（外管）破損」において、設計基準事故対処設備であるナトリウム漏えい抑制のための二重容器又は二重配管が破損した際に、安全容器又は1次主冷却系サイフォンブレイクによる原子炉容器液位確保と補助冷却設備による崩壊熱除去を行うとする申請者の解析結果は、炉心損傷防止措置の評価項目のいずれも満足している。

また、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することには変わりはなく、解析条件の不確かさの影響は小さい又は限定的であることを確認した。

評価事故シーケンス「ウ. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋1次補助冷却系配管（外管）破損」については、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより原子炉容器液位を確保することにより主冷却系による崩壊熱除去が可能となり、強制循環冷却の失敗を想定した自然循環冷却は「外部電源喪失＋1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却設備による強制循環冷却失敗（PLOHS）」において評価されていることを確認した。

「IV-1 事故の想定」で示したように、事故シーケンスグループ LORL を代表する評価事故シーケンスである「ア. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内

管) 破損) + 安全容器内配管 (外管) 破損]、[イ. 1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 1 次主冷却系配管 (外管) 破損] 及び [ウ. 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 1 次補助冷却系配管 (外管) 破損] における炉心損傷防止措置の有効性を確認したことにより、その措置が事故シーケンスグループ LORL に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ LORL に対して申請者が計画している炉心損傷防止措置は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において規制委員会が特に指摘を行い確認した点は、以下のとおりである。

(1) ナトリウム漏えい口の考え方

申請者は、LORL におけるナトリウム漏えい口の大きさは配管肉厚の二乗 (t^2) とし、安全容器内の原子炉容器入口低所配管においては 42mm^2 、安全容器外の 1 次主冷却系配管においては 90mm^2 としている。

規制委員会は、LORL のナトリウム漏えい口の大きさ t^2 の考え方に関して、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故における最適評価を行う観点で、設計基準事故との相違を含めて説明することを求めた。

申請者は、設計基準事故 (1 次冷却材漏えい事故) におけるナトリウム漏えい口の大きさは、配管の板厚 (t) と口径 (D) に基づき $Dt/4$ と想定している。

この想定は、以下の考えに基づくとしている。

- ① ナトリウム冷却型高速炉における構造物の破損様式は、熱膨張応力や熱応力による疲労破損である。延性に富む SUS304 を使用していることに加えてその内圧が低いことから急速な伝播型破断を生じない。
- ② 疲労破損の発生箇所は、代表的な応力集中部位である配管エルボ部とする。
- ③ 検討条件として、供用開始時点における大きなき裂状欠陥の存在、設計条件を超える過大な荷重サイクル、運転条件を上回る保守的な配管内圧及び温度条件を設定している。
- ④ さらに、この想定が、高速炉プラントに用いられる配管形状に対して広範囲に適用できるように、貫通き裂の長さ及び幅と配管形状 (D/t) の関係にも保守性を見込んでいる。
- ⑤ 以上のとおり求めたき裂長さ及び幅に基づき、き裂形状はスリット状としている。

これに対して、LORL におけるナトリウム漏えい口の大きさ t^2 は、本試験研究用等原子炉施設において適用される配管形状 (D/t) が限定されることから、上記④の保守性を取り除くとともに、上記⑤についてもき裂形状を実際に近い楕円状としている。しかし、その他の条件は同じにしていることから、構造設計の観点では保守的な想定になっている。

さらに申請者は、評価事故シーケンスの設定に用いた PRA の配管破損確率においてはナトリウム漏えい口の大きさを考慮していないため、LORL のナトリウム漏えい口の大きさ t^2 とは直接的な関係はないが、国内外の先行炉において発生したナトリウム漏えい事象と比較して、この想定は過小ではなく、想定破損部位において開口面積を設定する考え方に照らすと、保守的な頻度及び確率評価となっているとしている。

規制委員会は、以上のことから、ナトリウム系の容器、配管では漏えいが生じないように構造設計がなされているにも係わらず、国内外の先行炉において様々な理由でナトリウム漏えいが発生していることに鑑み、あえて設計条件を超える想定に基づいてナトリウム漏えい口を想定することは妥当であると判断した。

また、その大きさは、先行事例と比べて過剰に保守側ではなく、現実的な範囲に入ることから、LORL における最適評価として妥当であることを確認した。

(2) 原子炉容器液位確保対策の信頼性

申請者は、設計基準事故に備えて原子炉冷却材バウンダリを二重壁化しているが、更に二重壁を越えてナトリウムが漏えいしても、炉心の崩壊熱除去に必要な原子炉冷却材液位を確保するとしている。

この対策として、安全容器、1次主冷却系サイフォンブレイク、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより原子炉容器液位を確保するとしているが、その信頼性について説明されていなかった。

規制委員会は、1次主冷却系あるいは1次補助冷却系におけるサイフォンブレイク操作は、安全容器による静的な対策とは異なり失敗要因も考えられることから、その信頼性について説明を求めた。

申請者は、1次主冷却系サイフォンブレイクは、原子炉容器等の液位低下に伴い、サイフォンブレイク配管に受動的にアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置であり、サイフォンブレイク配管は差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とするとともに、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉冷却材純度の管理により異物による閉塞を防止する設計としており、その信頼性は極めて高いとしている。

1次補助冷却系サイフォンブレイクは、多重化された補助冷却系サイフォンブレイク止弁が開となりアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置である。補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、1次補助冷却系におけるナトリウム漏えい信号、原子炉容器の冷却材液位の低低信号、1次主循環ポンプポニーモータトリップ信号によるインターロックにより自動的に開となる。さらに、中央制御室での遠隔操作も可能であることから、その信頼性は高い。なお、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも、中央制御室で1次補助冷却系の出入口弁を閉めることにより炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保することが可能であるとしている。

規制委員会は、以上のことから、1次主冷却系サイフォンブレイクと1次補助冷却系サイフォンブレイクの信頼性を確認した。さらに、本試験研究用等原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる特徴を踏まえ、時間的に余裕があることから、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも対応可能であることも考慮し、これらの原子炉容器液位確保の対策は有効と判断した。

IV-2. 1. 5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

事故シーケンスグループ「交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)」(以下「PLOHS」という。)では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により原子炉停止に成功するものの、崩壊熱除去機能が喪失した場合において、炉心損傷防止措置の有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) PLOHS の特徴及びその対策

申請者は、PLOHS の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① PLOHS の特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により自動停止した後、1次主冷却系のポニーモータによる強制循環冷却運転に失敗するため、炉心の昇温によって著しい損傷に至る可能性がある。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環冷却並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

- ③ 初期の対策：1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、2次主冷却系の主冷却機についても主中間熱交換器と高低差を付けて設置することにより、それぞれナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- また、主冷却機は、自然通風による崩壊熱除去を可能とし、その自然通風量は手動でも制御可能とする。
- ④ 安定状態に向けた対策：強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努める。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、PLOHSにおける炉心損傷防止措置の有効性を確認するために、評価事故シーケンス、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：以下の2ケースを選定する。
- ア. 外部電源喪失＋1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却設備による強制循環冷却失敗
 - イ. 2次冷却材漏えい＋1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋補助冷却設備による強制循環冷却失敗
- ア. は、外部電源喪失により原子炉が自動停止した後、ポニーモータによる1次主冷却系の強制循環冷却機能が喪失する事故シーケンスであり、発生頻度の観点でPLOHSの事象シーケンスグループの代表性が高いことから選定する。イ. は、2次ナトリウム漏えいにより原子炉が自動停止した後、ポニーモータによる1次主冷却系の強制循環冷却機能が喪失する事故シーケンスであり、発生頻度の観点でPLOHSの事象シーケンスグループの代表性は低い、炉心損傷防止に期待できる系統が1ループとなるため、冷却材温度や被覆管温度の評価結果が厳しくなることが予想されることから選定する。
- b. 解析コード：Super-COPDを用いる。「IV-2. 1. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)」と同一である。
- c. 事故条件：原子炉出力の初期値を定格出力とし、ア. については電源喪失により応答時間1.2秒で原子炉が自動停止、イ. については原子炉入口冷却材温度高により応答時間0.4秒で原子炉が自動停止する。
- d. BDBA機器条件：2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎに失敗し、ア. については2ループの1次主冷却系が自然循環に移行、また、イ. については1ループの1次主冷却系

が自然循環に移行する。

- e. BDBA 設備操作条件：評価事故シーケンスにおける運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

②-1 「ア. 外部電源喪失+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主冷却機の主送風機等の機器が停止する。原子炉トリップ信号（電源喪失）の発信により、原子炉保護系（スクラム）の動作により主炉停止系制御棒が所定の速度で急速挿入される。2次主冷却系は自然循環に移行し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は停止時の制御モードに切り替わる。1次主冷却系の1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転への引継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗して1次主冷却系は自然循環に移行する。
- b. 原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下する。1次主冷却系の自然循環移行時に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、一旦上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い、徐々に低下する。原子炉容器出入口冷却材温度は、緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。
- c. 燃料最高温度は初期値から上昇せず約 1,800℃である。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環への移行時に出現し、両者ともに約 650℃であり、評価項目(a)を満足する。

また、原子炉容器出入口冷却材温度は、初期温度から上昇せず、最高温度はそれぞれ約 460℃及び約 350℃であり、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度は初期状態から大きく変化せず、設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、評価項目(b)及び(c)を満足する。

②-2 「イ. 2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 1 ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプのトリップを仮定し、また、相互インターロックにより他の1ループもトリ

- ップして流量が低下するとともに、主冷却機の主送風機も停止する。
- b. 2次冷却材が漏えいしたループは、主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の1ループは2次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少する。

両ループの1次主冷却系の低温側配管の温度が上昇し、2次冷却材が漏えいしたループにおいて約18秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である365℃に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系制御棒が所定の速度で急速挿入される。

1次主冷却系は、原子炉スクラム信号の発信により両ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1次主循環ポンプのポニーモータ運転への引継ぎに失敗するとともに、補助冷却設備の起動にも失敗するため、自然循環に移行する。

被覆管温度及び炉心冷却材温度は、一旦上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下する。原子炉容器入口冷却材温度は、原子炉トリップ後も緩やかに上昇し低下する。

原子炉容器出口冷却材温度は、崩壊熱の減衰に伴って徐々に低下し、これ以降は安定に原子炉の崩壊熱が除去される。

- c. 燃料最高温度は、初期値から上昇せず、約1,800℃である。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環移行時に出現し、両温度ともに約750℃であり、評価項目(a)を満足する。

原子炉容器出口冷却材温度（自然循環ループ）は、初期温度からほとんど上昇せず、最高温度は約460℃であり、原子炉容器入口冷却材温度（自然循環ループ）の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に遅れて出現して約410℃であるため、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度は初期状態から大きく変化せず、設計温度を下回ることが明らかであり、評価項目(b)及び(c)を満足する。

解析結果は、上記のとおり、いずれの評価事故シーケンスであっても、炉心損傷防止措置の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

Super-COPDは、重要現象と同様の物理現象を含む実プラントでの試

験データを対象とした試験解析による妥当性を確認した結果、全体的なプラント挙動をよく再現できていることが確認されている。したがって、Super-COPD の解析モデルの不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の不確かさとしては、「ア. 外部電源喪失+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」については、本評価事故シーケンスの事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱の不確かさに係る感度解析を実施し、評価項目に対する影響を評価した。

崩壊熱は、最適評価値に対して保守側に評価するために10%を考慮した値を使用した結果、燃料温度及び原子炉容器出入口冷却材の最高温度は基本ケースと変わらず、また、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度はその2次ピークが基本ケースの解析に比べてそれぞれ約10℃高く約660℃であるものの、判断基準を満足することに変わりはなく、評価項目となるパラメータへの影響は限定的であった。

「イ. 2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」については、上記の崩壊熱に加えて原子炉トリップ信号（原子炉入口冷却材温度高）の設定値の不確かさに係る感度解析を実施した。

感度解析に当たっては、炉心昇温の観点から、その結果が厳しくなるように、あえて崩壊熱及び原子炉トリップ信号の不確かさを重畳させることにより、不確かさの影響を最大限に評価した。

崩壊熱は、最適評価値に対して保守側に評価するために10%を考慮した値を使用し、原子炉トリップ信号（原子炉入口冷却材温度高）の設定値は、設定の誤差範囲+8℃を考慮して373℃とした。「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高くしたことにより、原子炉トリップ信号の発信が基本ケースより約2秒遅れ、また、崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の2次ピークが基本ケースの解析に比べ高くなった。その結果、燃料最高温度は基本ケースと同様な結果であるが、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約20℃高い約770℃であり、原子炉容器出入口冷却材の最高温度（自然循環ループ）は、それぞれ約470℃及び約410℃であるものの、判断基準を満足することに変わりはない、評価項目となるパラメータへの影響は限定的であった。

なお、上記評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、いずれの場合においても運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、上記の各評価事故シーケンスにおける解析条件の不確かさの影響を考慮した場合に、評価項目となるパラメータの変動を考慮しても、判断基準を満足することに変わりはない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの炉心損傷防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、「ア. 外部電源喪失+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」では、炉心損傷防止措置に対処するための特別な運転員操作がなく、プラント状態の監視を行う4名、「イ. 2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」では2次冷却材漏えいに伴うナトリウム燃焼の消火等に係る要員も含め6名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 強制循環冷却機能喪失の原因を調査してその復旧に努める。主冷却機出口の温度制御は、無停電電源系から給電され、外部電源喪失時には、無停電電源系又は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で4日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、PLOHS に対して申請者が炉心損傷防止措置として計画している1次主冷却系、2次主冷却系の自然循環冷却及び主冷却機の自然通風による原子炉停止後の崩壊熱除去は、事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

評価事故シーケンス「ア. 外部電源喪失+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」及び「イ. 2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」においては、設計基準事故対処設備である1次主冷却系のポニーモータによる強制循環冷却機能が喪失した際に、1次主冷却系

の自然循環冷却により原子炉停止後の崩壊熱を除去する申請者の解析結果は、炉心損傷防止措置の評価項目のいずれも満足している。また、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することには変わりはなく、解析条件の不確かさの影響は小さい又は限定的であることを確認した。

「IV-1 事故の想定」で示したように、事故シーケンスグループ PLOHS を代表する評価事故シーケンスであるア. 及びイ. における炉心損傷防止措置の有効性を確認したことにより、その措置が事故シーケンスグループ PLOHS に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ PLOHS に対して申請者が計画している炉心損傷防止措置は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において規制委員会が特に指摘を行い確認した点は、以下のとおりである。

(1) 1次主冷却系の自然循環冷却による崩壊熱除去運転の信頼性について

申請者は、事故シーケンスグループ PLOHS における炉心損傷防止措置として、1次主冷却系による炉心の自然循環冷却を挙げている。

規制委員会は、1次主冷却系による炉心の自然循環冷却の信頼性及び解析評価の有効性について説明を求めた。

申請者は、これに対して、以下の内容を説明した。

- ① 本試験研究用等原子炉の MK-II 炉心において、100MW 出力運転状態（1次主冷却系及び2次主冷却系が主循環ポンプによる強制循環、かつ、主冷却機は送風機による強制通風）から、原子炉をスクラムさせるとともに1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを同時に停止させ、1次主冷却系及び2次主冷却系を自然循環状態、主冷却機を自然通風状態として崩壊熱を除去する試験が実施されている。
- ② この試験データと Super-COPD による解析と比較したところ、温度変化のタイミングは試験値より遅れているが、全体としての挙動は一致しており、原子炉停止に伴う冷却材温度の低下挙動と最低温度、1次主冷却系の自然循環移行時に、自然循環流量が安定するまでの間に出現する冷却材最高温度がほぼ一致している。

これにより、規制委員会は、本試験研究用等原子炉において1次主冷却系による炉心の自然循環冷却が可能であり、Super-COPDにより評価可能であることを確認した。

さらに、規制委員会は、1次主冷却系1ループによる炉心の自然循環冷却でも炉心損傷を回避できることに関して、1次主冷却系の原子炉入口側に逆止弁が設けられており、原子炉容器下部プレナムの流況に相違が生じるものの、全体的には1次主冷却系の自然循環により炉心流量が決まることから、Super-COPDで評価可能であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、本試験研究用等原子炉において1次主冷却系による炉心の自然循環冷却が可能であり、炉心損傷防止措置として妥当であると判断した。

IV-2. 1. 6 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)」(以下「SBO」という。)は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機(2基)の自動起動に失敗して一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる。この場合の炉心損傷防止措置の有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) SBOの特徴及びその対策

申請者は、SBOの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① SBOの特徴:原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉トリップ信号(電源喪失)により原子炉が自動停止した後、非常用ディーゼル発電機(2基)の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる。原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- ② 対策の考え方:独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。炉心損傷を防止するためには、自然循環冷却により原子炉停止後の崩壊熱除去運転を行う。
- ③ 初期の対策:1次主冷却系の主中間熱交換器は炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。2次主冷却系の主冷却機は主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリ

ウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

- ④ 安定状態に向けた対策：全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応でき、仮設電源設備及び仮設計器により監視を継続できるものとする。

また、非常用ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努める。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいては、評価条件を厳しくするためにあえて、原子炉停止後、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎに失敗することを想定しており、事象進展及び炉心損傷防止措置は「IV-2. 1. 5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)」における「ア. 外部電源喪失+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」と同じである。

このため、措置の有効性の評価は「IV-2. 1. 5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)」において実施する。

上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの炉心損傷防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、プラント状態の監視、仮設電源の配備等を行う5名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 直流及び交流無停電電源系が枯渇する2時間以内に、仮設電源設備を原子炉附属建物の設置場所に移動、設置し、仮設電源ケーブルを敷設して制御盤に接続することで、中央制御室等での温度監視が可能である。

また、非常用ディーゼル発電機の起動失敗原因を調査してその復旧に努める。

2. 審査結果

規制委員会は、SBO に対して申請者が炉心損傷防止措置として計画している自然循環冷却による崩壊熱除去は、「IV-2. 1. 5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)」と同様であり、SBO の事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

3. 審査過程における主な論点

この審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 主冷却機の手動操作に関する信頼性

申請者は、SBO に至った場合、1 次主冷却系の強制循環機能が喪失するため、自然循環冷却により崩壊熱を除去するとしている。その場合、自然通風状態となった主冷却機の出口温度は、冷却材温度制御系により制御されるが、直流又は交流無停電電源系が喪失した後は、運転員の手動操作により主冷却機のインレットベーン開度を設定することにより制御するとしている。

規制委員会は、手動操作による主冷却機出口の温度制御に関する信頼性について説明を求めた。

申請者は、自然循環冷却に移行した後、被覆管温度及び冷却材温度が上昇するが、自然循環流量が安定した後は崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下する。ベーン開度は自動的に 9.5% を上限に制御されることから手動操作によるインレットベーンの開度制御は限られた範囲となるため、ナトリウムが過度に冷却されて凍結することは考えにくいとしている。

規制委員会は、以上のことから、主冷却機の手動操作は信頼性が高いことを確認した。

IV-2. 1. 7 局所的燃料破損 (LF)

事故シーケンスグループ「局所的燃料破損 (LF)」(以下「LF」という。)では、原子炉の運転中に異物が混入することにより燃料集合体内の冷却材流路が閉塞した場合において、炉心損傷防止措置の有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) LF の特徴及びその対策

申請者は、LF の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① LF の特徴：原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物

が存在し、燃料集合体内の冷却材流路を局所的に閉塞させる事象である。

設計基準事故では、一つのサブチャンネル（燃料集合体内の燃料要素又はラップ管によって囲まれる冷却材流路）が局所的に瞬時に閉塞するが、ここでは更に多量の異物が混入して複数のサブチャンネルが閉塞する。

燃料集合体内部の燃料要素間隔は、燃料要素に巻き付けたワイヤスペーサによって保持するため、1本の燃料要素周囲の同一高さに位置する6サブチャンネルの全てが同時に閉塞することはないが、燃料集合体の同一水平断面において閉塞するサブチャンネルが最多になるのは千鳥格子状になる場合である。このような流路閉塞により燃料要素の冷却が阻害されると炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

- ② 対策の考え方：原子炉冷却材バウンダリにおける異物の発生及び外部からの異物の混入が生じないようにする。万一異物が発止した場合でも燃料集合体内部への流入を防止し、さらに、異物が流入した場合でも燃料要素周囲のサブチャンネルが同時に閉塞しないようにする。

異物の混入により局所的な昇温が生じて燃料要素が破損した場合は、燃料破損検出系で検出して運転員が手動で原子炉を停止し、燃料の破損伝播による炉心の著しい損傷を防止する。

- ③ 初期の対策：燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設けることにより、燃料集合体への冷却材の入口流路が同時に閉塞されることを防止する。

しかし、オリフィス径より小さい異物がエントランスノズル内に流入する可能性があり、これらのうちサブチャンネルに流入可能な異物が冷却材流路閉塞の原因となる。

サブチャンネルは、燃料要素に巻き付けたワイヤスペーサによって隣接燃料要素との間隔を保持することにより形成される。異物によるサブチャンネルの閉塞は、流路断面におけるワイヤスペーサの位置によって、流路が最も狭くなる箇所が起点となって生じる。1本の燃料要素の周囲の同一高さに位置する6サブチャンネルのうち、同じ流路形状になるのは一つ置きに位置する3サブチャンネルであり、6サブチャンネルの全てが同時に閉塞することを防止できる。

流路閉塞により燃料要素が破損した場合は、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を整備し、その警報により、運転員は手動で原子炉をスクラムすることにより原子炉を停止する。

- ④ 安定状態に向けた対策：上記③のbdba 対処設備による原子炉停止後、非常用電源設備から給電されるポニーモータにより1次主循環ポンプを

駆動し、強制循環冷却により原子炉の冷却を継続する。このため、燃料破損検出系（遅発中性子法破損燃料検出設備）を BDBA 対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、LF における炉心損傷防止措置の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：燃料集合体の冷却材流路閉塞（千鳥閉塞）
- b. 解析コード：ナトリウム冷却型高速炉のワイヤスペーサ型燃料集合体内の熱流動現象を解析できる計算コード ASFRE により解析する。
- c. 事故条件：閉塞形態は、燃料集合体の同一水平断面において閉塞するサブチャンネルが最外周を除いて千鳥格子状になり、瞬時に閉塞されることを想定する。閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用し、閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高くなる炉心部上端とする。閉塞部の厚みは、ワイヤスペーサ巻きピッチ（209mm）の 1/3 とし、閉塞部に冷却材が全く流れない完全閉塞条件とするが、閉塞部以外の高さレベルで冷却材が閉塞箇所を迂回する流れを考慮する。

閉塞を想定する燃料集合体は、その最大線出力密度を 418W/cm、集合体発熱量を 2.24MW、閉塞前の集合体流量を 8.57kg/s とし、熱出力 100MW の MK-IV 炉心を代表する燃料集合体としての評価条件を設定する。

- d. BDBA 機器条件：燃料破損検出系（遅発中性子法破損燃料検出設備）の警報により、運転員が手動で原子炉をスクラムし、2 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータの低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- e. BDBA 設備操作条件：燃料破損が発生し、警報が発報した場合には、運転員は、原子炉を手動でスクラムする。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間約 10 分及び運転員の操作時間約 20 分の合計 30 分としている。燃料破損検出系の検出時間については設備の機能に時間余裕を含めて設定しており、運転員の操作時間についても中央制御室で信号を確認して手動スクラムするのに要する時間に時間余裕を含めて設定している。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 720℃及び約 640℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。また、燃料最高温度は約 2,360℃であり、評価項目(a)を満足する。
- b. しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生じる可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され、隣接する燃料要素に衝突することで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇する。
- c. 核分裂生成ガス放出時の被覆管最高温度は、約 800℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。また、燃料最高温度及び冷却材最高温度は、約 2,360℃及び約 770℃であり、評価項目(a)を満足する。

このとき、核分裂生成ガス放出の継続時間は約 10 秒であり、その後、被覆管温度は初期の温度に低下する。

- d. 燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出されると、燃料破損検出系により、その破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素が新たに破損することはない、急速な破損伝播が起こることはない。
- e. 崩壊熱除去運転へ移行した後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ低下し、事象は安定した状態で静定し事故は収束する。

以上のことから、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

ASFRE については、重要現象の解析モデルについて、模擬燃料集合体での試験データを対象とした試験解析により妥当性が確認されている。したがって、ASFRE の解析モデルの不確かさが、評価項目とな

るパラメータに与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

燃料被覆管の初期温度、ガスジェット放出時間及びガスジェット放出時の熱伝達率の不確かさの影響が考えられるが、基本ケースにおいて、それぞれ、閉塞が形成されていない健全状態での初期温度を通常の運転状態よりも高い熱的制限値に設定し、ガスジェット放出時間は燃焼末期の最も核分裂生成ガスが蓄積された状態を想定した時間とし、ガスジェット放出時の熱伝達率は実験結果を基に算出した保守的な値を設定している。

また、結果に影響を及ぼす上記以外の解析条件として閉塞位置等の想定の不確かさの影響がある。閉塞が形成される位置については、燃料集合体内に外部から混入する異物の閉塞形成のメカニズムから燃料要素バンドルの下部の非発熱部に形成される可能性が高いと考えられるが、本解析においては、熱的に最も厳しい条件となる発熱部の上端位置での閉塞を想定している。

運転員操作の時間に係る不確かさの影響については、破損燃料検知と運転員の手動スクラム操作に十分な余裕を考慮しており、その影響は小さい。

以上のことから、解析条件において改めて考慮すべき不確かさの影響はない。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さく、また、評価項目である被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられる解析条件は、解析結果を厳しくするよう保守的な条件設定を行っており、改めて考慮すべき不確かさの影響はない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの炉心損傷防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、プラント状態の監視、原子炉の停止操作等を行う3名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、制御棒挿入による原子炉停止後の炉心の冷却には、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2次

主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により対応する。このうち、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系から給電され、外部電源喪失時には、直流無停電電源系は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で4日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、LF に対して申請者が炉心損傷防止措置として計画している破損燃料検出系による検知及び運転員による手動スクラム操作は、事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。この評価事故シーケンスにおいては、千鳥状の流路閉塞を想定しても被覆管最高温度及び冷却材最高温度は熱設計基準値を超えることはなく、あえて被覆管のクリーブ破損を想定して核分裂生成ガスが放出された場合でも隣接被覆管が破損することはないことを確認した。また、破損燃料検出系による検知及び運転員による手動スクラム操作により原子炉を停止して炉心損傷を防止できることを確認したことから、その措置が事故シーケンスグループ LF に対して有効であると判断できる。

なお、申請者は、有効性評価においては期待していないが、地震により機能が喪失する場合を除き、燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）によっても、燃料要素の破損を可能な限り早期に検出でき、運転員は制御棒保持電磁石の励磁断の操作により、手動で原子炉を停止できるとしている。実際の事故対策に当たっては、この方法も重要な炉心損傷防止措置となり得る。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ LF に対して申請者が計画している炉心損傷防止措置は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 閉塞条件（材料、閉塞位置、千鳥格子状、閉塞厚さ）

申請者は、燃料集合体の同一水平断面において閉塞するサブチャンネルが千鳥格子状になるとしている。

規制委員会は、サブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することの妥当性について説明を求めた。

申請者は、サブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することは実験的知見により確認したとし、以下のメカニズムで閉塞が生じるとしている。

- ① ワイヤスペーサ型の燃料集合体において、閉塞に寄与する異物の粒径は、ワイヤスペーサ径より大きく、サブチャンネル最大径以下の範囲に限定される。
- ② サブチャンネルを通過できる最大口径よりも大きく、サブチャンネルに流入し得る最大径よりも小さな異物が、ワイヤスペーサと燃料要素の間で停止した場合に閉塞の起点となる。
- ③ ワイヤスペーサ径よりも大きな異物が同一サブチャンネルに入ると堆積して、閉塞に発達する。
- ④ ワイヤスペーサ径よりも小さな異物は隣接サブチャンネルに流れ出し、閉塞部をバイパスするため閉塞部にとどまることは認められない。

閉塞の起点となるサブチャンネル（ワイヤスペーサを有し、流路が狭くなるサブチャンネル）には、1本の燃料要素の周囲の同一高さに位置する6サブチャンネルのうち、一つ置きに位置する3サブチャンネルが該当するとしている。隣接するサブチャンネル間では、閉塞の起点となるサブチャンネルはワイヤスペーサ巻きピッチの6分の1高さが異なるため、同一高さの全ての6サブチャンネルが同時に閉塞する状態には至らないとしている。

規制委員会は、申請者が上記の閉塞メカニズムを炉外試験で確認していることから、燃料集合体に多量の異物が混入した場合に、サブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することは妥当と判断した。

（2）破損燃料検出系の有効性

申請者は、燃料の破損により核分裂生成ガスが放出されると、燃料破損検出系により、その破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素が新たに破損することはなく、急速な破損伝播が起こることはないとしている。

これに対し、規制委員会は、燃料破損検出系による破損検知と運転員による原子炉の手動停止操作が遅れた際には、他の燃料要素が新たに破損に至る可能性があるため、燃料破損検出系による破損検出時間と比べ、破損伝播の事象進展速度が、どの程度になるかを確認した。

申請者は、海外炉で行われた100例を超える破損燃料継続照射（破損後最大継続照射期間：320日）では、燃料破損発生後、破損燃料を継続使用した場合に、破損孔より浸入したナトリウムが燃料と化学的に反応し、当該破損燃料のクラックが拡大することが確認されているが、隣接する健全な燃料要素に破損が伝播した事例はないことを示した。

遅発中性子法破損燃料検出設備は、燃料要素1本で開口破損が生じれば、1分で検知できること、また、自主的に講じる措置として位置付けるカバーガス

法破損燃料検出設備は、燃焼初期の燃料要素 1 本に蓄積される希ガス FP の放出が生じれば約 40 分で検知できることを示した。

規制委員会は、海外炉における破損燃料継続照射の知見に鑑み、「長期間を要する破損伝播」が想定すべき事象となることから、燃料破損の検知から破損伝播までに十分な時間余裕があることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、破損燃料検出系は LF に対して有効な措置であると判断した。

IV-2. 2 格納容器破損防止措置

第 53 条の規定は、bdba が発生した場合において、その拡大を防止するために必要な措置を講ずることを要求しているが、同条の設置許可基準規則解釈には、炉心の損傷が想定される事故が発生した場合に、原子炉格納容器破損を防止するための措置について規定していない。

しかし、本試験研究用等原子炉施設を含むナトリウム冷却型高速炉では、bdba が発生して炉心の著しい損傷に至り、破損又は溶融した燃料が炉心領域内で移動、凝集した場合に、即発臨界を超過するポテンシャルを有するため、再臨界及び再臨界による機械的エネルギー放出並びに原子炉容器からのナトリウム噴出の可能性を考慮した対策が必要である。

このようなナトリウム冷却型高速炉の特徴を踏まえれば、本試験研究用等原子炉施設における bdba の拡大を防止するために必要な措置を講じるに当たり、深層防護の考え方にに基づき、「IV-2. 1 炉心損傷防止措置」が機能しないことを仮定した上で、事故の拡大を防止し、又は施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することが必要である。

このため、規制委員会は、「IV-1 事故の想定」のうち、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事故に関しては、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な機能を有効に発揮するものである要件として、以下の評価項目を確認することとした。(※¹⁶)

- (a) 破損した燃料及び被覆管、ラップ管等の金属材料を含む放射性物質等(以下「損傷炉心物質」という。)を原子炉容器内で安定的に冷却し、原子炉容器内に閉じ込めること。その際、原子炉容器にかかる圧力及び温度が、それぞれ設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること
- (b) (a) が成立しない場合は、原子炉容器外に漏えいした損傷炉心物質及びナトリウムが安全容器により保持され、損傷炉心物質が安定的に冷却されること。その際、

(※¹⁶) 令和 3 年 5 月 26 日第 10 回原子力規制委員会

安全容器にかかる圧力及び温度が、それぞれ設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること

- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が、設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること
- (d) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の観点から、その影響をできるだけ小さくとどめるものであること(※¹⁷)。
- (e) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること
- (f) 損傷炉心物質の集積により再臨界を生じたとしても、(a)又は(b)の要件を満足すること
- (g) 原子炉格納容器内の空気雰囲気に漏えいしたナトリウムの燃焼が生じたとしても、(c)及び(e)の要件を満足すること

上記の評価項目(a)、(b)及び(c)において、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。

申請者は、(a)については、BDBA時に原子炉容器内で即発臨界超過により機械的エネルギーが発生した場合、原子炉容器の中性子照射量を考慮した材料試験の結果から、一様伸びの制限値を保守的に設定した上で、過去の構造部試験等を参考に構造物の破断ひずみの条件を設定している。

また、BDBA時に原子炉容器底部に損傷炉心物質が堆積した場合、原子炉容器底部鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及び原子炉容器底部に堆積した損傷炉心物質の重量により発生する応力及び原子炉容器の材料特性の関係により、750℃から900℃までの温度条件で得られているクリープ試験結果をもってBDBA時における原子炉容器の破損条件を設定している。

(b)及び(c)については、BDBA時に原子炉格納容器内で想定されるナトリウム燃焼を考慮したとしても、解析結果から得られる原子炉格納容器圧力及び温度は設計値を下回ることから、原子炉格納容器に対して限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる必要はないとしている。

さらに、「IV-1 事故の想定」で述べたとおり、本試験研究用等原子炉施設については、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事故の選定に当たって、炉心の著しい損傷を防止するために有効性があると確認された対策設備のうち、当該対策設備の1設備が機能しないことを仮定することとしているが、事故シーケンスによっては、炉心の著しい損傷に至らない可能性もある。その際、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事故の事象進展の結果として、「IV-2. 1 炉心損傷防止措置」に示す評価項目を満たすことが確認できた場合には、炉心は著しい損傷に至ることはなく、原子炉格納容器の健全性は保たれるとしている。

(※¹⁷) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること」としている。本試験研究用等原子炉施設においては、発電用原子炉施設における重大事故等の審査を参考に、100TBqより十分低いことを確認することとした。

以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止措置において、原子炉容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉容器の設計圧力及び設計温度に代えて、原子炉容器の周方向ひずみの許容限界、固定ボルトの破断伸び及び原子炉容器のクリープ破断強度を設定していることを確認した。

IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

事故シーケンスグループ ULOF において、原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により、何らかの原因で炉心流量が減少した後、原子炉停止機能が喪失した場合には炉心が損傷し、原子炉格納容器に負荷が生じる可能性がある。

このため、格納容器破損防止措置では、「IV-2. 1. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」において、二つの評価事故シーケンス（「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」及び「1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗」）により有効性を確認した炉心損傷防止措置が機能せず、炉心損傷に至った場合を想定し、これら二つの評価事故シーケンスに対して原子炉格納容器の破損を防止でき、及び、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策の有効性を確認した。

その際、それぞれの評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器の破損が回避される（損傷炉心物質が原子炉容器内で保持され、安定的に冷却できる。）結果となるため、炉心損傷には至るものの、原子炉容器が健全である場合について、格納容器破損防止措置の有効性を確認した。

それぞれの評価事故シーケンスに対する結果を以下に示す。

1. 申請内容

1-1 外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗

(1) 本評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ ULOF において、「1次主循環ポンプ軸固着」以外の異常事象を起因とする各事故シーケンスは、起因事象により1次主循環ポンプがトリップし、2基の1次主循環ポンプがコーストダウンし、炉心流量が減少するものであり、事故シーケンスによっては、出力変化、炉心流量減少等の解析条件に僅かな差が生じるが、炉心流量減少時の原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、原子炉格納容器に負荷が生じる可能性があるという観点では同様の事象進展となるため、炉心損傷防止措置で選定した「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」の評価事故シーケンスで代表できるとして

いる。

申請者は、本評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により炉心流量が喪失し、主炉停止系制御棒の挿入失敗に加え、炉心損傷防止措置である後備炉停止制御棒の緊急炉心挿入にも失敗した場合を想定すると、炉心で発生する熱を1次主冷却系により除去できなくなり、炉心の昇温によって短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

その結果、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって、原子炉容器の上部から原子炉格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があり、原子炉格納容器内の空気雰囲気中でナトリウムが急激に燃焼すると、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。また、損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積するため、これを放置すれば、その崩壊熱によって原子炉容器を破損させ、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構（これらを総称して、以下「回転プラグ」という。）を含む原子炉容器そのものにより、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から原子炉格納容器内に噴出するナトリウム量を低減するとともに、原子炉格納容器そのものにより、ナトリウムの急激な燃焼に伴う圧力及び温度上昇の影響を緩和する。

また、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、原子炉容器底部に堆積した損傷炉心物質を冷却し、原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める。

- ③ 初期の対策：原子炉容器の上部から原子炉格納容器内に噴出するナトリウム量を低減するとともに、ナトリウムの急激な燃焼に伴う圧力及び温度上昇の影響を緩和するため、原子炉容器、回転プラグを BDBA 対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：1次主冷却系の強制循環により、原子炉容器底部に堆積した損傷炉心物質を冷却し、原子炉容器内に保持する。

このため、1次主冷却系、2次主冷却系を BDBA 対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

ULOF では、炉心損傷防止措置である後備炉停止制御棒の緊急炉心挿入に失敗した場合を想定すると、炉心損傷に至る可能性がある。

その後、炉心燃料の溶融進展、冷却挙動等のほか、原子炉容器及び原子炉格納容器の応答を評価する必要があるが、ULOF では原子炉格納容器破損に至る可能性のある一連の事象進展が複雑となることから、申請者は、これを「起因過程」、「遷移過程」、「機械的応答過程」、「再配置・冷却過程」及び「格納容器応答過程」の五つの事象過程に分けて解析を実施している。

それぞれの事象過程における解析手法及び結果並びに不確かさ影響評価は、以下のとおりである。

(2) - 1 起因過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、ULOF において、事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの過程を「起因過程」と位置付け、起因過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：炉心を構成する燃料集合体を出力ー流量比等の条件によりグループ化して複数のチャンネルで模擬し、各チャンネルを上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1 点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析できる SAS4A を用いる。
- b. 事故条件：起因事象として外部電源喪失を仮定し、同時に 1 次主冷却系にある 2 台の 1 次主循環ポンプの主電動機が停止し、1 次冷却材流量が減少する。安全機能の喪失に対する仮定としては、後備炉停止制御棒は炉心に挿入されず、原子炉の停止に失敗するものとする。

また、炉心燃料集合体の広い範囲で冷却材の沸騰が生じた場合には、被覆管は昇温して強度を喪失する。燃料ペレットは昇温により中心部は溶融し、周辺部は膨張して強度が低下することにより、形状を保てなくなる。この結果、被覆管及び燃料ペレットは共に強度を喪失しているため、燃料要素は、まとめて崩壊するような形で冷却材流路内に放出されるものとする。

- c. BDBA 機器条件：炉心流量は、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止した後、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、定格運転時の約 10% 流量が確保されるものとする。

また、炉心状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とし、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換えるものとする。

- d. BDBA 設備操作条件：起因過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 外部電源喪失により、1次主循環ポンプの主電動機が停止し、炉心流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し、炉心の冷却材温度が上昇する。
その後、燃料集合体内の冷却材流量に対する燃料要素からの出力の比が最も大きい燃料集合体においては、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まり、沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少し、2体の燃料集合体が破損する。
- b. 全反応度は、起因過程における事象進展全体を通じて負であり、臨界に至ることはない。
- c. 起因過程における燃料集合体の破損は2体にとどまり、破損燃料による有意なエネルギー放出はない。
- d. 炉心平均燃料温度は、反応度変化や即発臨界超過によって生じる熱エネルギー放出の結果として得られ、機械的エネルギーの発生量に直接影響を及ぼすとともに、各物質の流動性や圧力等の起因過程の炉心の状況を直接表す指標である。起因過程において炉心平均燃料温度は、初期値の約 1,030°C からほとんど上昇せずに低下し、その後も初期値以上に上昇することはない。

SAS4A による起因過程の解析結果は、有意な正の反応度の投入はなく、原子炉出力は低下するとともに、炉心平均燃料温度はほとんど上昇しないまま事象が推移し、部分的な炉心損傷の状態で後続の遷移過程に移行する。

このため、格納容器破損防止措置の評価項目については起因過程では判断せず、後述の「(2) - 3 機械的応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」、「(2) - 4 再配置・冷却過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」及び「(2) - 5 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」において判断する。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAS4A については、事故開始前の定常運転時の燃料照射挙動である、燃料の再組織化、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガスによる固体燃料の膨張（以下「燃料スエリング」という。）、FP ガスの放出等が燃料要素照射挙動計算モデルにより扱われる。

FP ガス圧力は、炉心に対して負の反応度効果を持つ破損燃料の分散移動の駆動力となるため、不確かさ影響として FP ガス圧力の効果を無視した場合の反応度影響を確認した。

その結果、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った燃料集合体数は基本ケースと同じ 2 体であり、差はなかった。

起因過程において FP ガス圧力は、破損時に燃料の駆動源として働くが、その効果に伴う燃料分散による負の反応度は事象進展には大きな影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. ナトリウムボイド反応度の影響

ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負であるが、炉心に添加される正の反応度を大きく計算するため、炉心の核設計で考慮する不確かさ 30%を採用し、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。

その結果、基本ケースに比べて、反応度の減少が若干緩やかになり、事象進展が早くなる。被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った燃料集合体数は 5 体となり、基本ケースよりも増加しているものの、炉心は部分的な損壊にとどまり、反応度推移に関しては基本ケースと同様、起因過程を通じて、負の範囲にとどまり、炉心が臨界に至ることはない。

イ. 燃料のドップラ反応度の影響

燃料のドップラ反応度は、炉心に添加される正の反応度を大きく計算するため、炉心の核設計で考慮する不確かさ 30%を採用し、ULOF では燃料温度が低下してドップラ反応度が正となるため、反応度の値を 1.3 倍に設定する。

その結果、基本ケースからの変化はごく僅かで、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った燃料集合体数は基本ケースと同様 2 体であり、差はない。

ウ. 燃料の軸伸びによる反応度変化の影響

燃料の軸伸びによる反応度は、炉心に添加される正の反応度を大きく計算するため、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の

不確かさである 30%を採用し、ULOF では燃料は収縮し反応度変化が正となるため、反応度の値を 1.3 倍に設定する。

その結果、基本ケースからの変化はごく僅かで、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った燃料集合体数は基本ケースと同様 2 体であり、差はない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

起因過程において、解析コード及び解析条件のいずれの不確かさを考慮したとしても、炉心は未臨界状態であり、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する結果に変わりがなく、不確かさが起因過程の炉心状態に与える影響は小さい。

(2) - 2 遷移過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、ULOF において、ラップ管が溶融する時点(起因過程終了時点)から、炉心損傷が全炉心規模に拡大する過程を「遷移過程」と位置付け、炉心部において反応度が再び正に戻ることはない深い未臨界状態に移行し、核反応が停止した時点で遷移状態が終了するとしている。

遷移過程における解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：原子炉体系を 3 次元直交座標で模擬することができ、高速炉の損傷炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析することができる SIMMER-IV を用いる。
- b. 事故条件：遷移過程の開始条件は、ラップ管溶融からとし、起因過程の解析結果である炉心物質の分布(質量、温度、速度及び圧力)、原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。

炉心溶融の過程を厳しく評価するため、燃料集合体よりも内包する燃料物質が少ない照射燃料集合体は、炉心出力が大きくなるように、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。

また、炉心損傷を早く評価するため、燃料被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させる。燃料ペレット破損後は、炉心内で燃料が移動し集積しやすくなるよう、可動性のある燃料チャック(未溶融の固体燃料粒子)とし、損傷燃料の膨張を考慮せず、製造時密度で堆積させる。

- c. BDBA 機器条件：遷移過程では、1 次主循環ポンプのポニーモータに

よる低速運転に移行し、定格運転時の約 10%の炉心流量が維持される。

また、炉心燃料が溶融した場合、炉心からの燃料流出経路として、制御棒駆動機構下部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下「LGT」という。）並びに径方向反射体の集合体間ギャップを考慮する。

- d. BDBA 設備操作条件：遷移過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 起因過程終了時に損傷していた燃料集合体（2 体）に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴いラップ管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、燃料チャンクとなり、これが沈降すると正の反応度が投入され、事象発生後から 100 秒前後に反応度と原子炉出力の上昇が見られる。
- b. 燃料集合体の破損領域が拡大し、核分裂性プルトニウム富化度の比較的高い外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると、鉛直方向の燃料粒子の凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。115 秒から反応度及び原子炉出力は、振幅が大きくなり、原子炉出力が定格値を超える。
- c. 燃料集合体の破損領域は、原子炉出力の上昇により更に拡大し、パルス状に原子炉出力が上昇した結果、全炉心規模で燃料集合体が損傷し、炉心下部に堆積した燃料粒子の凝集により、129 秒に初めて反応度が即発臨界（1.0\$）を超過する。
- d. c. の結果発生した圧力によって、一旦分散した燃料が再度凝集することにより 131 秒にも即発臨界を超過する。この時には、燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出を生じ、炉心平均燃料温度の最大値は約 3,700°C となる。
- e. d. で発生する、原子炉容器内の構造材（以下「スチール」という。）蒸気圧により、炉心全量の約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。
- この結果、炉心が燃料物質を失うことにより、深い未臨界状態に低下し、原子炉出力は急速に低下して遷移過程が終了する。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

上記②の基本ケースの解析の結果、即発臨界超過により大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な投入を引き起こすメカニズムは、可動性のある燃料チャンクや溶融燃料等（以下「溶融燃料等」という。）の大規模な凝集であることが確認されている。

このため、炉心中心への溶融燃料等の凝集移動（炉心溶融プールのスロッシング）を発生させるため、2次元円筒座標系の解析体系を持つSIMMER-IIIコードにより遷移過程を解析する。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直及び径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう溶融燃料等の凝集移動の効果が、SIMMER-IVコードによる3次元解析に比べて強くなる。

SIMMER-IIIコードによる解析の結果、炉心中心に向かう溶融燃料等の大規模な凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、上記②の基本ケースに比べて極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約5,110°Cとなった。

b. 解析条件の不確かさの影響

上記 a. で述べたとおり、溶融燃料等の大規模な凝集を発生させるため、SIMMER-IVコードによる3次元解析において、溶融燃料等のLGTの溶融貫通時の燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）の発生を仮定して、その発生圧力により大規模な燃料の移動を駆動させる。

本解析では、炉心平均燃料温度のピークが生じる直前に、LGT位置に炉心下部からの冷却材ナトリウムの混入を仮定し、保守的に、実験で得られているよりも大きなFCI圧力を発生させ、溶融燃料等を強制的に凝集させる。

保守的なFCI圧力を発生させた解析の結果、3次元体系では、上記 a. の2次元体系に比べて溶融燃料等が炉心内で分散するために核出力が小さく、炉心燃料の溶融度も低く流動性が小さくなり、溶融燃料等の凝集量は少ない結果となった。このため、反応度は、即発臨界を超過するものの、溶融燃料等の凝集に伴う炉心平均燃料温度は約4,080°Cとなった。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

遷移過程において炉心平均燃料温度を最も高く評価したものは、SIMMER-IIIコードによる2次元円筒座標系での解析結果であった。

SIMMER-IVコードによる3次元解析において保守的なFCI圧力を発生させた解析の結果は、SIMMER-IIIコードの解析結果には及ばないものの、基本ケースに比べて炉心平均燃料温度を高く評価した。

これらの不確かさ影響評価の結果は、機械的応答過程及び再配置・冷却過程においてその影響を確認する。

(2) - 3 機械的応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、ULOFの遷移過程において、炉心での即発臨界超過の結果、大きな熱エネルギーが放出され、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与えられる過程を「機械的応答過程」と位置付けている。

機械的応答過程においては、即発臨界超過により放出される大きな熱エネルギーにより高温となった損傷炉心物質が上部プレナムへ移動し、冷却材ナトリウムとの熱的相互作用によりナトリウム蒸気圧を発生させ、これにより上部プレナム内の冷却材ナトリウムを上方に加速し、カバーガス領域を圧縮することで、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。

このため申請者は、上部プレナム内の「機械的エネルギーの発生」並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う「原子炉容器構造応答」、「回転プラグ及び固定ボルトの応答」及び回転プラグの間隙を通じた原子炉格納容器(床上)への「ナトリウム噴出量」を評価している。

機械的応答過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：高温となった損傷炉心物質や冷却材ナトリウムの蒸発及び膨張による機械的エネルギーの発生については、遷移過程で使用したSIMMER-IVを用いる。

機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答については、爆発・衝撃問題のような非線形の強い事象の時刻歴応答を解析することができるAUTODYNを用いる。

機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた原子炉格納容器(床上)へのナトリウム噴出量については、原子炉容器の回転プラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化して解析することができるPLUGを用いる。

- b. 事故条件：遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急

上昇が起こった直後の炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった損傷炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、上部プレナムにある冷却材ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。遷移過程の基本ケースの結果から、損傷炉心物質が保有する全熱エネルギーに対応する指標である機械的応答過程の初期の炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度は、それぞれ 3,700°C 及び 1,470°C とする。

- c. BDBA 機器条件：SIMMER-IVによる機械的エネルギー発生の評価に当たっては、炉心部から上部プレナムへ損傷炉心物質が容易に噴出するように、炉心部の上部構造の流路中に形成された固化した損傷炉心物質による閉塞を無視し、構造部の損傷炉心物質の流動に対する抵抗を無視して、機械的エネルギーが減衰しにくい条件とする。

AUTODYN による原子炉容器の構造応答評価に当たっては、回転プラグは動かない剛体とすることで、回転プラグの変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視し、原子炉容器への負荷が大きくなる条件とする。

PLUG による原子炉容器から原子炉格納容器（床上）への冷却材ナトリウムの噴出量評価に当たっては、原子炉容器の変形による圧力緩和効果は無視し、冷却材ナトリウムの回転プラグに対する負荷が大きくなる条件とする。

- d. BDBA 設備操作条件：起因過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 機械的エネルギーの発生について

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から、熔融燃料と熔融スチールの混合物を主体とする損傷炉心物質が上部プレナムに放出され、冷却材ナトリウムを蒸発させる。

その際、熔融した損傷炉心物質と冷却材ナトリウムによる FCI が発生し、これが圧力源となって、上部プレナムの冷却材ナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 1.8MJ となった。

b. 原子炉容器構造応答について

上記 a. の FCI を圧力源として上部プレナムの冷却材ナトリウムの上昇速度は徐々に増大し、カバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させ、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.1%となった。この周方向ひずみは弾性変形の範囲内であり、許容限界である 10%を超えない結果となった。したがって、即発臨界超過により原子炉容器に機械的な負荷が発生しても、原子炉容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)及び(f)を満足する。

c. 回転プラグ及び固定プラグの応答並びにナトリウム噴出量について

上記 a. の FCI を圧力源とした回転プラグの浮き上がりにより固定ボルトに生じるひずみは最大でも約 0.1%であり、破断伸びである 15%を超えない結果となった。したがって、即発臨界超過により回転プラグが浮き上がり、固定ボルトに機械的な負荷が発生しても、固定ボルトの健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)を満足する。

上部プレナムの冷却材ナトリウムは、回転プラグの間隙にとどまり、間隙を通じて原子炉格納容器(床上)に噴出することはない、評価項目(c)及び(g)を満足するとともに、雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分と反応することはない、水素の発生もないため、評価項目(e)を満足する。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

機械的エネルギー発生における重要現象を取り扱う SIMMER-IVの解析モデルは、CABRI TP-A2 試験、VECTORS 試験、THINA 試験及び OMEGA IV-12 試験の結果により、その妥当性が確認されている。

しかし、これらの試験は、実際の炉心物質を用いていない、又は、炉心物質を用いているものの小規模体系であるといった制約があることから、直ちに実炉心規模へスケールアップして適用するには不確かさに伴う限界があると考えられる。

このため、遷移過程の基本ケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心状態を初期条件とし、機械的エネルギー発生において不確かさを考慮する必要があると考えられる以下の重要現象に影

響を与えるパラメータを検討し、感度解析を実施した。

ア. 燃料からスチールへの熱移行の影響

CABRI TP-A2 試験結果に対する検討の結果、SIMMER-IVによる本試験研究用等原子炉施設に対する解析体系では、スチール表面に形成されるスチール蒸気層による伝熱抑制効果を適切にモデル化することはできないため、燃料からスチール液滴への伝熱速度を、基本ケースに対して約 1/200 倍とすることにより伝熱抑制効果を模擬し、試験結果を適切に再現できることが確認されている。

このため、上記②の基本ケースに対して、燃料からスチール液滴への伝熱速度を約 1/200 倍とした結果、機械的エネルギーの最大値は約 1.7MJ であり、有意な影響はない結果となった。

イ. 炉心上部構造による熱及び圧力損失

VECTORS 試験の結果に対する検討の結果、炉心上部構造のようにピン束構造で圧損が大きい流路に対して高温の流体が通過する際の圧力損失及びエネルギー損失について、SIMMER-IV解析の妥当性が確認されている。しかしながらこれらの試験は、液体ナトリウムの代わりに水及び蒸気の混合物を用いた試験であることから、液体ナトリウムへ適用した場合の不確かさを考慮し、ナトリウム蒸気の凝縮量を強制的に低減させた場合の影響を確認した。

その結果、炉心上部構造においてナトリウム蒸気の凝縮量を保守的に上記②の基本ケースの 1/5 倍としたところ、機械的エネルギーの最大値は約 2.3MJ と大きくなった。

なお、炉心上部構造の圧力損失は無視した解析としており、圧力損失に起因する不確かさの影響はない。

ウ. 蒸気泡の成長の影響

OMEGA IV-12 試験の結果に対する検討の結果、蒸気泡の成長挙動について SIMMER-IV解析の妥当性が確認されている。しかし、これらの試験は、液体ナトリウムの代わりに水を用いた試験であることから、液体ナトリウムへ適用した場合の不確かさを考慮し、ナトリウム蒸気の凝縮量を強制的に低減させた場合の影響を確認した。

その結果、上部プレナムにおいてナトリウム蒸気の凝縮量を保守的に上記②の基本ケースの 1/5 倍としたところ、機械的エネルギーの最大値は約 2.2MJ と大きくなった。

b. 解析条件の不確かさの影響

遷移過程における不確かさの影響評価の結果から、損傷炉心物質等の凝集挙動によっては、即発臨界超過により放出される熱エネルギーが大きくなり、炉心平均燃料温度の最大値が大きくなることが確認されている。

そのため、遷移過程における不確かさの影響評価の結果から、炉心平均燃料温度の最大値が最も高くなる、SIMMER-IIIによる2次元円筒体系による解析結果（炉心平均燃料温度の最大値：約 5,110°C、炉心平均スチール温度の最大値：2,400°C）を初期条件として、機械的エネルギーを評価したところ、その最大値は約 3.6MJ と大きくなった。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

機械的エネルギーについては、上記のとおり、機械的応答過程の初期条件となる、即発臨界超過により放出される熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ結果となった。

機械的応答過程における原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定プラグの応答並びにナトリウム噴出量は、機械的エネルギーの大きさにより直接的に影響を受けるため、機械的エネルギーの最大値が約 3.6MJ と最も大きくなるケースについて確認した。

原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器の構造応答解析の結果、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.7%であり、基本ケースの 0.1%を超えるものの、許容限界である 10%を超えない。したがって、即発臨界超過により原子炉容器に機械的な負荷が発生しても、原子炉容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)及び(f)を満足することにすることに変わりはない。

FCI を圧力源とした回転プラグの浮き上がりにより固定ボルトに生じるひずみは、最大でも約 1.6%であり、基本ケースの 0.1%を超えるものの、破断伸びである 15%を超えない。したがって、即発臨界超過により回転プラグが浮き上がり、固定ボルトに機械的な負荷が発生しても、固定ボルトの健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)を満足することに変わりはない。

また、上部プレナムの冷却材ナトリウムは、基本ケースと同様に回転プラグの間隙に流出するがここにとどまり、原子炉格納容器(床上)に噴出することはない、評価項目(c)及び(g)を満足するとともに、雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分と反応することはない、水素の発生もないため、評価項目(e)を満足することに変わりはない。

(2) - 4 再配置・冷却過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、ULOF の遷移過程終了後、核的に事象が収束（炉心の反応度が再び正に戻ることなく、深い未臨界状態が維持される状態へ移行）した後に、炉心部から損傷炉心物質が原子炉容器底部等に移行して再配置され、損傷炉心物質からの崩壊熱により、原子炉容器、炉内構造物等に熱的負荷が与えられる過程を「再配置・冷却過程」と位置付けている。

再配置・冷却過程においては、遷移過程における即発臨界超過時に放出される熱エネルギーの大きさ、損傷炉心物質の熔融程度及び炉心領域から原子炉容器内への流出量について、保守的な条件も含めて想定され得る変動幅から、長時間にわたる損傷炉心物質の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて、冷却挙動を評価する。

再配置・冷却過程の前段階である遷移過程では、即発臨界超過で発生した圧力により損傷炉心物質の一部が炉心周辺の反射体及び遮へい集合体のラップ管ギャップに移行して固化し、炉心が燃料物質を失うことで核反応が停止する。その際、熔融した損傷炉心物質の凝集状況によっては、大きな熱エネルギーの放出に至らない場合（以下「エネルギー放出が小さい場合」という。）があり、その場合には、損傷炉心物質は炉心領域にとどまるか、その一部が炉心領域から流出し、原子炉容器底部に再配置される。

一方、即発臨界超過で発生した圧力で駆動され、熔融した損傷炉心物質が凝集し、大きな熱エネルギーが放出された場合（以下「大きなエネルギー放出を伴う場合」という。）には、損傷炉心物質の大部分が上部プレナムに放出され、原子炉容器壁近傍の上部プレナム底部に沈降し、最終的には炉心支持台上面及び材料照射ラック底部に再配置される。

このため申請者は、原子炉容器内各所に移行し再配置された損傷炉心物質を安定的に冷却し、これを原子炉容器内で保持する観点から、損傷炉心物質の再配置場所として、エネルギー放出が小さい場合には炉心領域又は原子炉容器底部、大きなエネルギー放出を伴う場合には炉心支持台上面及び材料照射ラック底部に着目し、各部位での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて、冷却挙動を評価している。

再配置・冷却過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：1次主冷却系流量、損傷炉心物質が堆積して形成されるデブリベッドの発熱、冷却等を解析することができる Super-COPD

(デブリベッド熱計算モジュールを含む。)を用いる。

炉心領域に残存した損傷炉心物質の冷却挙動については、工学的に複雑な体系における熱流動や構造への伝熱等を解析することができる FLUENT を用いる。

- b. 事故条件：遷移過程が終了した時点では、炉心全量の約 30%の損傷炉心物質が炉心周辺の反射体や遮へい集合体のラップ管ギャップに移行して固化すると解析されている。ここで、エネルギー放出が小さい場合や大きなエネルギー放出を伴う場合により、損傷炉心物質の堆積する量、場所が異なる。このため、以下のとおり、損傷炉心物質の堆積する場所に応じた保守的な事故条件を設定する。

ア. エネルギー放出が小さい場合は、炉心領域に残留する損傷炉心物質及び原子炉容器底部に移行する損傷炉心物質の量を保守的に多くするため、炉心周辺の反射体や遮へい集合体のラップ管ギャップに移行する損傷炉心物質の量をあえて炉心全量の 20%とし、再配置・冷却過程初期には、炉心全量の 80%の損傷炉心物質が炉心領域に残存するものとする。

また、炉心全量の 80%の損傷炉心物質が炉心領域に残存すると仮定すると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る損傷炉心物質は炉心全量の約 70%となる（熔融した損傷炉心物質のうち約 20%は炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化、約 10%は炉心領域に残存して固化）。このため、熔融した損傷炉心物質の最大量である約 70%が LGT を通じて原子炉容器底部に移行するものとする。

この時の損傷炉心物質の温度は、遷移過程の基本ケースの結果から、遷移過程終了時に炉心領域に残存する燃料とスチールの平衡温度として得られた最高約 1,930°Cとする。

イ. 大きなエネルギー放出を伴う場合は、炉心領域全体が短時間で熔融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されるため、遷移過程の状態によらず、保守的に炉心全量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出され、炉心支持台上面及び材料照射ラック底部に堆積してデブリベッドを形成し、発熱するものとする。

また、堆積したデブリベッドの初期温度は、遷移過程における不確かさの影響評価の結果から、炉心平均燃料温度の最大値が約 5,110°Cと最も高くなる、SIMMER-IIIによる 2次元円筒体系による

解析結果を基に、上部プレナムに放出された損傷炉心物質と上部プレナム内の冷却材ナトリウムの平衡温度として得られた 600℃とする。

ウ. 上記ア. のエネルギー放出が小さい場合及び上記イ. の大きなエネルギー放出を伴う場合に共通して、炉心領域から放出された損傷炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムを通過することにより冷却され、固化、微粒化してデブリベッドを形成する。このデブリベッドの性状は、炉心物質を用いた試験結果を踏まえ、デブリ粒子径を 400 μm、空隙率を 0.6 とする。

- c. BDBA 機器条件：遷移過程に引き続き、1次主冷却系の循環パスは確保されているが、全炉心が閉塞した状態であり、1次主循環ポンプのポニーモータ運転により定格流量の約 3%が維持されているものとする。
- d. BDBA 設備操作条件：再配置・冷却過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、損傷炉心物質の堆積する場所に応じ、以下のとおりである。

- a. エネルギー放出が小さい場合

ア. 炉心領域に残存する損傷炉心物質

再配置・冷却過程初期に炉心領域に残存する損傷炉心物質は炉心全量の 80%であり、これは未熔融又は再固化した燃料と熔融したスチールの混合物で構成され、原子炉容器底部に流出しないと仮定する。

事象発生から約 670 秒後に燃料が再熔融し始め、炉心領域に残存する損傷炉心物質の最高温度は約 2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。損傷炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生するような高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

損傷炉心物質下面の最高温度は約 850℃であり、その後はなだらかに低下する。損傷炉心物質側面の最高温度は約 770℃であり、これに接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500℃であり、原子炉容器の設計温度である 550℃を超

えることはなく、評価項目(a)を満足するため、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

イ. 原子炉容器底部に移行する損傷炉心物質

炉心領域で損傷炉心物質の再溶融の進展に伴い、炉心領域で熔融状態にある損傷炉心物質の最大量である約70%がLGTを通じて流出した場合、原子炉容器底部に移行して堆積し、デブリベッドを形成する。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約2.8MPa（一次応力）であり、SUS304について、デブリベッド最高温度を包絡する800℃の温度条件で得られているクリープ試験結果に対して発生応力は十分に小さく、クリープ破断は発生しない。このため、原子炉容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)を満足するため、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

b. 大きなエネルギー放出を伴う場合

炉心損傷物質の全量が上部プレナムを通じて、材料照射ラック底部及び炉心支持台上面に堆積してデブリベッドを形成する。このデブリベッドの最高温度は、材料照射ラック底部及び炉心支持台上面ともに約760℃であり、その後、崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器において、原子炉容器及び原子炉容器内の構造物の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量等により発生する応力は約11MPa（一次応力）であり、SUS304について、デブリベッド最高温度を包絡する800℃の温度条件で得られているクリープ試験結果に対して発生応力は小さく、クリープ破断は発生しない。このため、原子炉容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)を満足するため、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

また、原子炉容器出口冷却材温度は約500℃まで上昇するが、原子炉容器の設計温度である550℃を超えることはなく、評価項目(a)を満足するため、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

Super-COPD については、「IV-2. 1. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」と同一である。また、Super-COPD に組み込まれているデブリベッド熱計算モジュールは、重要現象であるデブリベッド内の熱伝導及び冷却材の自然対流を取り扱う解析モデルについて、ACRR 炉のデブリベッド冷却性炉内試験 D10 試験の結果により、その妥当性が確認されている。

FLUENT については、一般産業分野の熱流動解析において広く利用される汎用計算流体力学コードであり、検証解析事例がまとめられている。また、重要現象の解析モデルについては、LSTF 試験装置における ECCS 水注入時低温側配管内温度成層化試験、PLANDTL-1 試験、実績のある輻射伝熱解析用コード (S-FOKS) の結果により、その妥当性が確認されている。さらに、圧力損失相関式及び熱伝達相関式については、相関式の実験データベースの参照及び検証問題との比較によりその適用性が確認されている。

したがって、Super-COPD 及び FLUENT の解析モデルの不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

損傷炉心物質を原子炉容器内で冷却し、閉じ込めることに関しては、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。

エネルギー放出が小さい場合は、①解析手法 b. 事故条件ア. において、損傷炉心物質の堆積する場所に応じて、想定される最大量を再配置するとした事故条件を設定しているため、改めて考慮すべき不確かさの影響はない。

大きなエネルギー放出を伴う場合は、①解析手法 b. 事故条件イ. により、炉心損傷物質の全量が上部プレナムを通じて、材料照射ラック底部及び炉心支持台上面に堆積してデブリベッドを形成するとして評価しているため、改めて考慮すべき不確かさの影響はない。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件において改めて考慮すべき不確かさはない。

(2) - 5 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、ULOF の機械的応答過程の結果、原子炉容器内の冷却材ナトリウムが原子炉格納容器（床上）に噴出し、これが燃焼して原子炉格納容器に機械的な負荷及び熱が与えられる状態を「格納容器応答過程」と位置付けている。

ULOF の機械的応答過程では、即発臨界超過により放出される大きな熱エネルギーにより高温となった損傷炉心物質が上部プレナムへ移動し、冷却材ナトリウムとの熱的相互作用によりナトリウム蒸気圧を発生させるが、機械的応答過程における解析コード及び解析条件の不確かさを考慮したとしても、原子炉容器内の冷却材ナトリウムが原子炉格納容器（床上）に噴出しない結果となった。

このため申請者は、既許可における仮想事故時の噴出量を参考に、あえて 230kg の冷却材ナトリウムが原子炉格納容器（床上）に噴出するものと仮定して、原子炉格納容器の健全性を評価している。

格納容器応答過程における解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のおりとしている。

- a. 解析コード：BDDB 時に原子炉格納容器内で生じるナトリウム燃焼、水素燃焼、ナトリウム-コンクリート反応等を解析し、環境へ漏えい又は放出される放射性物質の種類と量を取り扱うことができる CONTAIN-LMR を用いる。
- b. 事故条件：ナトリウムの燃焼形態としては、スプレー燃焼及びプール燃焼を想定する。また、ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することを想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。
- c. BDDB 機器条件：崩壊熱は、原子炉の連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定とし、希ガスの FP の 100%及び揮発性の FP の 50%が原子炉格納容器（床上）へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は、ナトリウム燃焼熱に加え、原子炉格納容器（床上）の空気雰囲気に対する熱源とする。
- d. BDDB 設備操作条件：格納容器応答過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。
- e. Cs-137 の放出量評価の条件：定格出力運転を継続し、炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で炉内蓄積量を計算する。炉心から冷却材ナトリウムには、炉内蓄積量の全量が放出されると仮定し、

冷却材ナトリウム中での捕獲及び原子炉格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮する。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. ナトリウムの熱的影響については、スプレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応についてそれぞれ解析した。

原子炉格納容器（床上）の雰囲気圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約 0.092MPa[gage]まで上昇するが、原子炉格納容器の設計圧力の約 0.13MPa[gage]を超えない。

また、原子炉格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約 68°Cまで上昇するが、設計温度の 150°Cを超えない。

以上から、原子炉格納容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(c)及び(g)を満足する。

- b. 原子炉格納容器（床上）の水素濃度が最大となるのは、プール燃焼と同じ面積でナトリウムが広がった時のナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約 0.76vol%まで上昇するが、燃焼限界濃度の 4vol%を下回るため、原子炉格納容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(e)を満足する。
- c. 原子炉格納容器外への Cs-137 の総放出量は約 0.33TBq であり、100TBq を十分に下回る。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

CONTAIN-LMR は、格納容器応答過程における重要現象を取り扱う解析モデルについては、スプレイ燃焼実験(RUN-E1)、プール燃焼実験(RUN-D1)、マルチセルプール燃焼実験(RUN-D3)、ナトリウム-コンクリート反応実験(III-1M)及び大規模ナトリウム-コンクリート反応実験(LSC-1)の試験結果との比較により、その妥当性が確認されている。

- b. 解析条件の不確かさの影響

原子炉格納容器（床上）内のスプレイ燃焼においては、最も影響のある因子はスプレイの液滴径であるが、スプレイ燃焼時に発生する圧

力及び温度に対して厳しい結果となるように、ナトリウム噴出終了時にはほぼ全量のナトリウムが空気雰囲気中で燃焼し尽くす結果となるような小さな液滴径 (0.1mm) を入力値として設定していることから、スプレイの液滴径の不確かさの影響を考慮する必要はない。

原子炉格納容器 (床上) 内のプール燃焼においては、最も影響のある因子はプールの広がり面積である。これは、液体ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚みから決まるものであるが、その不確かさの影響を確認するため、プールの厚みを保守的に 1/2 倍、プール面積を 2 倍とした場合を想定し、ナトリウム-コンクリート反応への影響を確認する。

崩壊熱は、放射性物質の崩壊熱の不確かさを考慮し、原子炉格納容器 (床上) 内のスプレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応に共通して、上記②の基本ケースに対して 10%大きくして影響を確認する。

b. - 1 ナトリウムスプレイ燃焼の不確かさ影響

原子炉格納容器 (床上) 内の圧力及び原子炉格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼に対して、最高圧力は約 0.092MPa [gage] と②の基本ケースと変わらず、鋼壁温度は若干上昇し、最高温度は約 69°C となり、崩壊熱の増加の影響は小さい。このため、評価項目 (c) 及び (g) を満足することに変わりはない。

また、原子炉格納容器外への Cs-137 の総放出量は、上記②の基本ケースから僅かに増加し約 0.34TBq となるが、100TBq を十分に下回るため、評価項目 (d) を満足することに変わりはない。

b. - 2 ナトリウム-コンクリート反応の不確かさ影響

原子炉格納容器 (床上) の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積 (反応面積) の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度は上記②の基本ケースから僅かに上昇し約 0.77vol% となるが、燃焼限界濃度の 4vol% を下回る。このため、評価項目 (e) 及び (g) を満足することに変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さく、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を満足することに変わりはない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、プラント状態の監視、燃料破損確認等を行う5名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、原子炉容器内に保持される損傷炉心物質の冷却には、炉心損傷後においても、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により対応する。

このうち、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系から給電され、外部電源喪失時には、直流無停電電源系は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。

非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で4日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

1-2 1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗

(1) 炉心損傷に至る本評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、「1次主循環ポンプ軸固着」を起因とする事故シーケンスは、炉心流量の減少速度が相対的に速いこと、また、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポニーモータ運転時でポンプ本体を共用しており、格納容器破損防止措置の一つである、ポニーモータによる1次主冷却系の強制循環が使用できなくなるため、炉心損傷の観点からは厳しい事象となり、原子炉格納容器に負荷が生じる可能性があることから、「1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗」を評価事故シーケンスとして選定する必要があるとしている。

申請者は、本評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの特徴：原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着して炉心流量が喪失し、主炉停止系制御棒の挿入失敗に加え、炉心損傷防止措置である後備炉停止制御棒の緊急炉心挿入にも失敗した場合を想定すると、炉心で発生する熱を1次主冷却系により除去できなくなり、炉心の昇温によって短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

その場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって、原子炉容器の上部から原子炉格納容器内にナトリウムが噴出す

る可能性があり、原子炉格納容器内の空気雰囲気中でナトリウムが急激に燃焼すると、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

また、損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積するため、これを放置すれば、その崩壊熱によって原子炉容器を破損させ、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

- ② 対策の考え方：1次主冷却系の強制循環が、健全側1次主循環ポンプ1台のポニーモータ運転であることを除き、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- ③ 初期の対策：「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：1次主冷却系の強制循環が、健全側1次主循環ポンプ1台のポニーモータ運転であることを除き、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

申請者は、「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同様に、原子炉格納容器破損に至る可能性のある一連の事象進展を、「起因過程」、「遷移過程」、「機械的応答過程」、「再配置・冷却過程」及び「格納容器応答過程」の五つの事象過程に分けて解析を実施している。

それぞれの事象過程における解析手法及び結果並びに不確かさ影響評価は以下のとおりである。

(2)-1 起因過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、起因過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- b. 事故条件：起因事象として1次主循環ポンプ1台が軸固着し、1次冷却材流量が減少する。

その他の事故条件は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリ

ップ信号発信失敗」と同一である。

- c. BDBA 機器条件：1次主循環ポンプ1台が軸固着により停止した後、健全側の1次主循環ポンプが相互インターロックにより停止し、ポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格運転時の約6.5%流量が確保されるものとする。

その他の機器条件は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

- d. BDBA 設備操作条件：起因過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 1次主循環ポンプ1台の軸固着による停止に伴い、健全側の1次主循環ポンプが相互インターロックにより停止し、ポニーモータによる低速運転に引き継がれて炉心流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し、炉心の冷却材温度が上昇する。その後、燃料集合体内の冷却材流量に対する燃料要素からの出力の比が最も大きい燃料集合体において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まり、沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少し、4体の燃料集合体が破損する。
- b. 起因過程における事象進展全体を通じて全反応度は負であり、臨界に至ることはない。
- c. 起因過程における燃料集合体の破損は4体にとどまり、破損燃料による有意なエネルギー放出はない。
- d. 炉心平均燃料温度は、起因過程においては、初期値の約1,030℃からほとんど上昇せずに、その後も初期値以上に上昇することはない。

SAS4Aによる起因過程の解析結果は、有意な正の反応度の投入はなく、原子炉出力は低下するとともに、炉心平均燃料温はほとんど上昇しないまま事象が推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

このため、格納容器破損防止措置の評価項目については起因過程では判断せず、後述の「(2)-3 機械的応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」、「(2)-4 再配置・冷却過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」及び「(2)-5 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」において判断する。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAS4A については、事故開始前の定常運転時の燃料照射挙動である、燃料の再組織化、燃料スエリング、FP ガスの放出等が燃料要素照射挙動計算モデルにより扱われる。

ここで、FP ガス圧力は、炉心に対して負の反応度効果を持つ破損燃料の分散移動の駆動力となるため、不確かさ影響として FP ガス圧力の効果を見逃した場合の反応度影響を確認した。

その結果、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った燃料集合体数は基本ケースと同じ 4 体であり差はなかった。

起因過程において FP ガス圧力は、破損時に燃料の駆動源として働くが、その効果に伴う燃料分散による負の反応度は事象進展には大きな影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. ナトリウムボイド反応度の影響

ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負であるが、炉心に添加される正の反応度を大きく計算するため、炉心の核設計で考慮する不確かさ 30%を採用し、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。

その結果、基本ケースに比べて、反応度の減少が若干緩やかになり、事象進展が早くなる。被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った燃料集合体数は 7 体となり、基本ケースよりも増加しているものの、炉心は部分的な損壊にとどまり、反応度推移に関しては基本ケースと同様、起因過程を通じて、負の範囲にとどまり、炉心が臨界に至ることはない。

イ. 燃料のドップラ反応度の影響

燃料のドップラ反応度は、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、炉心の核設計で考慮する不確かさ 30%を採用し、ULOF では燃料温度が低下してドップラ反応度が正となるため、反応度の値を 1.3 倍に設定する。

その結果、基本ケースからの変化はごく僅かで、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った燃料集合体数は 5 体となり、基本ケースよりも増加しているものの、炉心は部分的な損壊にとどまり、反応度推移に関しては基本ケースと同様、起因過

程を通じて、負の範囲にとどまり、炉心が臨界に至ることはない。

ウ. 燃料の軸伸びによる反応度変化の影響

燃料の軸伸びによる反応度は、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさである 30%を採用し、ULOF では燃料は収縮し反応度変化が正となるため、反応度の値を 1.3 倍に設定する。

その結果、基本ケースからの変化はごく僅かで、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った燃料集合体数は 5 体となり、基本ケースよりも増加しているものの、炉心は部分的な損壊にとどまり、反応度推移に関しては基本ケースと同様、起因過程を通じて、負の範囲にとどまり、炉心が臨界に至ることはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

解析コード及び解析条件のいずれの不確かさを考慮したとしても、起因過程において炉心は未臨界状態であり、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する結果に変わりがなく、不確かさが起因過程の炉心状態に与える影響は小さい。

(2) - 2 遷移過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、遷移過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- b. 事故条件：「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- c. BDBA 機器条件：遷移過程では、1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行し、1次主循環ポンプ1台運転により、定格運転時の約 6.5%の炉心流量が維持される。

その他の機器条件は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

- d. BDBA 設備操作条件：遷移過程において運転員操作は発生しないため、

特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 起因過程終了時に損傷していた燃料集合体（4 体）に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、ラップ管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷して燃料チャンクとなり、これが沈降すると正の反応度が投入され、事故発生後から 70 秒前後に反応度と原子炉出力の上昇が見られる。
- b. 燃料集合体の破損領域が拡大し、核分裂性プルトニウム富化度の比較的高い外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると、鉛直方向の燃料粒子の凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。75 秒から反応度と原子炉出力の振幅が大きくなり、原子炉出力が定格値を超える。
- c. 原子炉出力の上昇により、燃料集合体の破損領域は更に拡大し、パルス状に原子炉出力が上昇した結果、全炉心規模で燃料集合体が損傷し、炉心下部に堆積した燃料粒子の凝集により、78.6 秒に初めて反応度が即発臨界（1.0\$）を超過する。
- d. 上記 c. の結果発生した圧力によって、一旦分散した燃料が再度凝集することにより 79.8 秒にも即発臨界を超過する。この時には、燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出を生じ、炉心平均燃料温度の最大値は約 4,210℃となる。
- e. 上記 d. の時に発生するスチール蒸気圧により、炉心全量の約 30% の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、炉心は燃料物質を失うことにより、その反応度は深い未臨界状態に低下し、原子炉出力は急速に低下して遷移過程が終了する。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同様に、炉心中心への溶融燃料等の凝集移動（炉心溶融プールのスロッシング）を発生させるため、2 次元円筒座標系の解析体系を持つ

SIMMER-IIIコードにより遷移過程を解析する。

SIMMER-IIIコードによる解析の結果、外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう溶融燃料等の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、基本ケースに比べて極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5,130°Cとなった。

b. 解析条件の不確かさの影響

「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」の結果から、SIMMER-IVコードによる3次元解析において、溶融燃料等のLGTの溶融貫通時のFCIの発生を仮定して、その発生圧力により大規模な燃料の移動を駆動させた場合、3次元体系では、上記a.の2次元体系に比べて溶融燃料等が炉心内で分散するために核出力が小さく、炉心燃料の溶融度も低く流動性が小さくなる。このため、溶融燃料等の凝集量は少なくなり、反応度は即発臨界を超過するものの、溶融燃料等の凝集に伴う炉心平均燃料温度は上記a.に比べて低くなることが分かっている。

このため、本評価事故シーケンスにおける不確かさの影響は、上記a.のSIMMER-IIIコードによる解析で代表する。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

本評価事故シーケンスの遷移過程において、SIMMER-IIIコードによる2次元円筒座標系での解析結果は、基本ケースに比べて炉心平均燃料温度を高く評価した。

本不確かさ影響評価の結果は、機械的応答過程及び再配置・冷却過程においてその影響を確認する。

(2)-3 機械的応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、機械的応答過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード:「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- b. 事故条件:遷移過程の基本ケースの結果から、損傷炉心物質が保有する全熱エネルギーに対応する指標である、機械的応答過程の初期の

炉心平均燃料温度及び炉心平均スティール温度は、それぞれ 4,210°C 及び 1,700°C とする。

その他の事故条件は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

- c. BDBA 機器条件：遷移過程に引き続き、1次主循環ポンプのポニーモータ 1 台による低速運転継続により、定格運転時の約 6.5%の炉心流量が維持される。

その他の機器条件は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

- d. BDBA 設備操作条件：起因過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 機械的エネルギーの発生について

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から、熔融燃料と熔融スティールの混合物を主体とする損傷炉心物質が上部プレナムに放出され、冷却材ナトリウムを蒸発させる。その際、熔融した損傷炉心物質と冷却材ナトリウムによる FCI が発生し、これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 2.6MJ となった。

- b. 原子炉容器構造応答について

上記 a. の FCI を圧力源として上部プレナムの冷却材ナトリウムの上昇速度は徐々に増大し、カバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させ、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.5%であり、許容限界である 10%を超えない結果となった。したがって、即発臨界超過により原子炉容器に機械的な負荷が発生しても、原子炉容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)及び(f)を満足する。

- c. 回転プラグ及び固定プラグの応答並びにナトリウム噴出量について

上記 a. の FCI を圧力源とした回転プラグの浮き上がりにより固定ボルトに生じるひずみは最大でも約 0.2%であり、破断伸びである

15%を超えない結果となった。したがって、即発臨界超過により回転プラグが浮き上がり、固定ボルトに機械的な負荷が発生しても、固定ボルトの健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)を満足する。

また、上部プレナムの冷却材ナトリウムは、回転プラグの間隙に流出するがここにとどまり、間隙を通じて原子炉格納容器(床上)に噴出することはない、評価項目(c)及び(g)を満足するとともに、雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分と反応することはない、水素の発生もないため、評価項目(e)を満足する。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

機械的エネルギー発生において不確かさを考慮する必要があると考えられる重要現象である「燃料からスチールへの熱移行の影響」及び「蒸気泡の成長の影響」に影響を与えるパラメータについては、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」において感度解析により、機械的エネルギーの最大値に対する寄与は限定的であり、下記b.で述べる、機械的応答過程の初期条件である即発臨界超過により放出される熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つことが分かっている。

このため、本評価事故シーケンスにおける不確かさの影響は、下記b.の結果で代表する。

b. 解析条件の不確かさの影響

遷移過程における不確かさの影響評価の結果から、損傷炉心物質等の凝集挙動によっては、即発臨界超過により放出される熱エネルギーが大きくなり、炉心平均燃料温度の最大値が大きくなることが確認されている。そのため、遷移過程における不確かさの影響評価の結果から、炉心平均燃料温度の最大値が最も高くなる、SIMMER-IIIによる2次元円筒体系による解析結果(炉心平均燃料温度の最大値:約5,130°C、炉心平均スチール温度の最大値:2,310°C)を初期条件として、機械的エネルギーを評価したところ、その最大値は約3.4MJとなり、「②解析結果」の機械的応答過程の基本ケースよりも大きくなった。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

機械的応答過程における原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定プラグの応答並びにナトリウム噴出量は、機械的エネルギーの大きさにより直接的に影響を受けるため、機械的エネルギーの最大値が約 3.4MJ と最も大きくなるケースについて確認した。

原子炉容器の構造応答解析の結果、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.8%であり、基本ケースの 0.5%を超えるものの、許容限界である 10%を超えない。したがって、即発臨界超過により原子炉容器に機械的な負荷が発生しても、原子炉容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)及び(f)を満足することに変わりはない。

FCI を圧力源とした回転プラグの浮き上がりにより固定ボルトに生じるひずみは最大でも約 0.6%であり、基本ケースの 0.2%を超えるものの、破断伸びである 15%を超えない。したがって、即発臨界超過により回転プラグが浮き上がり、固定ボルトに機械的な負荷が発生しても、固定ボルトの健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)を満足することに変わりはない。

また、上部プレナムの冷却材ナトリウムは、基本ケースと同様に回転プラグの間隙に流出するがここにとどまり、間隙を通じて原子炉格納容器(床上)に噴出することはない。また、ナトリウムが原子炉格納容器(床上)に噴出しないため、雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分と反応せず、水素の発生はなく、評価項目(e)を満足することに変わりはない。

(2) - 4 再配置・冷却過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、再配置・冷却過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード: 「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- b. 事故条件: 損傷炉心物質の堆積する量、場所は「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

原子炉容器内の温度条件は、遷移過程終了時点の条件を引き継ぐ。

- c. BDBA 機器条件：遷移過程に引き続き、1次主冷却系の循環パスは確保されているものの、全炉心が閉塞した状態であり、1次主循環ポンプ1台のポニーモータ運転により1次主冷却系の流量は定格流量の約3%で維持されているものとする。
- d. BDBA 設備操作条件：再配置・冷却過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、損傷炉心物質の堆積する場所に応じ、以下のとおりである。

- a. エネルギー放出が小さい場合

ア. 炉心領域に残存する損傷炉心物質

再配置・冷却過程初期に炉心領域に残存する損傷炉心物質は炉心全量の80%であり、これは未熔融又は再固化した燃料と熔融したスティールの混合物で構成され、原子炉容器底部に流出しないと仮定する。

事象発生から約580秒後に燃料が再熔融し始め、炉心領域に残存する損傷炉心物質の最高温度は約2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。損傷炉心物質の内部がスティールの蒸気圧が発生するような高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

損傷炉心物質下面の最高温度は約850℃であり、その後はなだらかに低下する。損傷炉心物質側面の最高温度は約900℃であり、これに接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約720℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約490℃であり、原子炉容器の設計温度である550℃を超えることはなく、評価項目(a)を満足するため、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

イ. 原子炉容器底部に移行する損傷炉心物質

炉心領域で損傷炉心物質の再熔融の進展に伴い、炉心領域で熔融状態にある損傷炉心物質の最大量である約70%がLGTを通じて流出した場合、原子炉容器底部に移行して堆積し、デブリベッドを形成する。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720℃

まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は2.8MPa（一次応力）であり、SUS304について、デブリベッド最高温度を包絡する800℃の温度条件で得られているクリープ試験結果に対して発生応力は十分に小さく、クリープ破断は発生しない。このため、原子炉容器の健全性が損なわれることはなく、評価項目(a)を満足するため、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

b. 大きなエネルギー放出を伴う場合

炉心支持台上面及び材料照射ラック底部に堆積するデブリベッドの初期温度は、上部プレナムに放出された損傷炉心物質と上部プレナム内の冷却材ナトリウムの平衡温度として得られた600℃としているため、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一の結果となる。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一であり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件において改めて考慮すべき不確かさはない。

(2)-5 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

上記「(2)-3 機械的応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」の結果のとおり、即発臨界超過時においても上部プレナムの冷却材ナトリウムは、回転プラグの間隙に流出するがここにとどまり、間隙を通じて原子炉格納容器（床上）に噴出することはない。

このため申請者は、既許可における仮想事故時の噴出量を参考に、あえて230kgの冷却材ナトリウムが原子炉格納容器（床上）に噴出するものと仮定して、原子炉格納容器の健全性を評価しているため、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、プラント状態の監視、燃料破損確認等を行う5名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、原子炉容器内に保持される損傷炉心物質の冷却には、炉心損傷後においても、健全側1ループの1次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により対応する。

このうち、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系から給電され、外部電源喪失時には、直流無停電電源系は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。

非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で4日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、申請者が実施した評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」及び「1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗」に対して、有効性を確認した炉心損傷防止措置である後備炉停止制御棒の緊急挿入に失敗し、炉心損傷に至った場合を想定し、これら二つの評価事故シーケンスに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策の有効性を確認することとしたことは妥当であると判断した。

これらの評価事故シーケンスに対する有効性評価においては、炉心燃料の熔融進展、冷却挙動等のほか、原子炉容器及び原子炉格納容器の応答を評価する必要があるが、ULOFでは原子炉格納容器破損に至る可能性のある一連の事象進展が複雑となることから、申請者が、これを「起因過程」、「遷移過程」、「機械的応答過程」、「再配置・冷却過程」及び「格納容器応答過程」の五つの事象過程に分けて解析することとしたことは、本試験研究用等原子炉施設の特徴や物理現象を考慮したものであり、妥当であると判断した。

また、遷移過程を除く事象過程の解析に当たって、申請者が、以下のとおりとしていることは妥当であると判断した。

- ① 使用する解析コードについては、各事象過程における重要現象に対して試験解析又は理論値との比較により一定の妥当性を確認していること、

- ② 評価指標に影響が大きいと考えられる解析条件等についてはその不確かさ影響を確認するための感度解析を行い、その影響が後続の事象過程にほとんど影響しない、又は、有効性評価の範囲において解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認したとしていること、
- ③ 感度解析による不確かさ影響の確認に代えて、解析条件を工学的に考えられる範囲で保守的に設定することで、解析結果の保守性を確保していること

一方、申請者は、遷移過程の解析に当たって、解析に使用する SIMMER コードについても、他の事象過程で使用する解析コードと同様に、試験解析等により妥当性確認を行い、解析条件として大きな保守性を想定することにより、取り扱う現象そのものの不確かさや検証実験の制約を上回る保守的な評価を実施したとしている。

規制委員会は、申請者が主張する保守的な解析条件が、炉心内の損傷炉心物質の挙動を評価する上で、確かに保守的な条件となっていることを確認するために、損傷炉心物質の凝集による再臨界に伴う放出エネルギー及びそれに応じたナトリウム噴出量に着目し、事象進展に係る個別の物理現象を要素ごとに分けて検討を実施する「要素評価」(※¹⁸)を実施した。(詳細は「IV-2.4 有効性評価に用いた解析コード」にて記載する。)

規制委員会は、要素評価に当たっては、申請者が実施した保守的な解析条件を基本とし、さらに、工学的に考えられる範囲において保守的な条件を解析条件として設定するとともに、損傷炉心評価に係る物理現象を原理的に模擬し、確実に保守的と言える解析モデルを構築し、原子炉格納容器の健全性を評価するための条件が妥当なものであるかを確認することを目的として要素評価を実施した。

その結果、即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心温度、原子炉容器内から原子炉格納容器(床上)へのナトリウム噴出がないという結果は、申請者が SIMMER-III 又は SIMMER-IV コードにより実施した熔融炉心の凝集による即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価及びその放出エネルギーを基にしたナトリウム噴出量評価の結果とおおむね整合するものであることを確認した。

したがって、規制委員会は、申請者が、原子炉容器内から原子炉格納容器(床上)へナトリウムが噴出することはないという結果に対して、原子炉格納容器の頑健性を確認するために、あえてナトリウムが噴出するものと仮定し、格納容器破損防止措置を講じるとしていることは、保守的な想定であることから妥当と判断した。当該措置に係る機器、体制及び手順については、「IV-3 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る設備及び手順等」にて確認した。

(※¹⁸) 令和4年2月24日第68回原子力規制委員会及び同年6月1日第14回原子力規制委員会にて報告

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ ULOF に対して申請者が実施した有効性評価は妥当であり、計画している格納容器破損防止措置は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 高温物質と低温物質の接触時に発生する单相圧力(いわゆる Phase A) について

申請者は、炉心損傷の進展の中で、熔融燃料が冷却材ナトリウムと接触した場合、両者の間の急激な熱伝達により冷却材ナトリウムが急激に沸騰して大きな圧力発生に至る可能性があり、その FCI 圧力が原子炉容器に与える影響が重要になるとして、有効性評価の中で確認している。

規制委員会は、冷却材ナトリウムの沸騰による FCI 圧力だけではなく、熔融燃料と液単相状態の冷却材ナトリウムとの接触により生じる熱膨張による圧力上昇(いわゆる「Phase A」)も発生することから、その影響をどのように取り扱っているのか説明を求めた。

申請者は、これに対して、以下のとおり説明した。

- ① 理論上は、熔融燃料と冷却材ナトリウムが液単相状態で接触することで、冷却材ナトリウムが急速に加熱され、膨張する結果、冷却材ナトリウムの单相圧が発生することが考えられるが、ごく短時間の現象である。
- ② 本試験研究用等原子炉施設の炉心体系では、上部プレナムに熔融燃料が噴出して FCI が発生する場合、即発臨界超過による出力逸走直後の炉心は熔融した燃料とスチール、それぞれの蒸気、ナトリウム蒸気、FP ガスが混在した二相状態であり、局所的に冷却材ナトリウムが加熱され、膨張することによる单相圧が発生したとしても、すぐに近傍にある気相に单相膨張した冷却材ナトリウムの体積増加分は吸収され、有意な单相圧が発生することはない。
- ③ LGT を通じて炉心下方にある低圧プレナム(※¹⁹)に流出する熔融燃料により FCI が発生する場合、LGT から最初に流出した熔融燃料と冷却材ナトリウムの接触は液単相接触となるため、Phase A の可能性を考慮する必要がある。しかし、この液単相接触によって発生する单相圧は小規模で局所的であり、また、低圧プレナムは鋼材に囲まれており、下部プレナムと極

(※¹⁹) 炉内構造支持構造により減圧された一部の冷却材が流入する領域で、ここから冷却材が反射体、中性子遮へい体等の燃料体以外の炉内構造物に配分される。

めて限定的にしか接続されていない閉鎖空間のため、その影響は閉鎖空間である低圧プレナム内にとどまり、原子炉容器、配管系統等への影響はない。

これにより、規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の炉心体系で発生する FCI では、Phase A 起因の熱膨張による圧力上昇は卓越せず、原子炉容器に損傷を引き起こす機械的負荷を与えないことを確認した。このため、申請者が、冷却材ナトリウムの沸騰に伴う FCI 圧力により、原子炉容器に対する機械的負荷を評価するとしていることは妥当であることを確認した。

(2) 原子炉容器底部に堆積したデブリベッドの性状について

申請者は、溶融した損傷炉心物質の一部は、LGT を通じて下部プレナムへ流出し、冷却材ナトリウム中で固化、微粒化して原子炉容器底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するとし、その冷却状態を Super-COPD に組み込まれているデブリベッド熱計算モジュールで評価するとしている。

規制委員会は、原子炉容器内での損傷炉心物質の閉じ込め成立性については、損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積する際に微細化してデブリベッドが形成されることが前提となることから、デブリベッド形成のメカニズム、粒子径や空隙率の根拠、及びその不確かさとデブリベッドの安定冷却に関する解析評価の妥当性について説明するよう指摘し、対応を求めた。

申請者は、これに対して、以下のとおり説明した。

- ① デブリベッド熱計算モジュールで採用しているモデルは、発電用原子炉施設のシビアアクシデント解析に使用される MAAP コードの MCCI モデルによるデブリ冷却性評価と同じであり、MAAP コードにおいて当該モデルの試験解析にデブリの粒径分布の質量中央値を用いていることを踏まえ、本試験研究用等原子炉施設における有効性評価でもこれに準じている。
- ② 損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積して形成されたデブリベッドについては、海外実験データに基づいて粒子径や空隙率の範囲、デブリベッドの等価熱伝導率を設定し、実験で得られたデータ範囲を踏まえて不確かさ影響を確認している。

規制委員会は、申請者の説明に対して、

- ① 本試験研究用等原子炉施設のデブリベッド熱計算モジュールについては、ACRR 炉の D10 試験を対象とした試験解析により妥当性を確認しており、その際、デブリの粒径分布の Sauter 平均値を解析における粒子径として採用していることから、有効性評価での解析における粒子径の考え方とは異なること、

② 一般に粒径分布の Sauter 平均値は質量中央値よりも小さな値を与える傾向にあり、小さな粒子径はデブリベッド最高温度を高め評価すること、を指摘し、追加の対応として、有効性評価での解析における粒子径、空隙率等のパラメータに関する不確かさが、デブリベッドの安定冷却に及ぼす影響について整理し、説明するように申請者に求めた。

申請者は、これに対して、下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の割合が最も多くなる「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗」を対象に、デブリベッドの冷却性解析で使用する粒径として、Sauter 平均値を使用し、損傷炉心物質の量、粒子径、空隙率、デブリベッド堆積深さをパラメータとした感度解析を実施した。

その結果、感度解析の一部のケースでは、冷却材ナトリウムの沸騰が生じるものの、デブリベッドがドライアウト限界に至ることはなく、全ての感度解析ケースで、デブリベッドの安定冷却が可能であることに変わりがないと説明した。

これにより、規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設において原子炉容器下部に堆積したデブリベッドは、安定的に冷却可能であることを確認した。

IV-2.2.2 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

事故シーケンスグループ UTOP において、出力運転中の制御棒の連続的な引き抜き発生時に制御棒連続引き阻止インターロックが作動せず、原子炉停止機能が喪失した場合には炉心が損傷し、原子炉格納容器に負荷が生じる可能性がある。

このため、格納容器破損防止措置では、「IV-2.1.2 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)」において、評価事故シーケンス「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+原子炉トリップ信号発信失敗」により有効性を確認した炉心損傷防止措置が機能せず、炉心損傷に至った場合（以下本節において「本評価事故シーケンス」という。）を想定し、本評価事故シーケンスに対して原子炉格納容器の破損を防止でき、及び、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策の有効性を確認した。

その際、本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器の破損が回避される（損傷炉心物質が原子炉容器内で保持され、安定的に冷却できる）結果となるため、炉心損傷には至るものの、原子炉容器が健全である場合について、格納容器破損防止措置の有効性を確認した。

本評価事故シーケンスに対する結果を以下に示す。

1. 申請内容

(1) UTOP における本評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、UTOP における本評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの特徴：原子炉の出力運転中に、運転員の誤操作等何らかの原因で制御棒の連続的な引き抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、主炉停止系制御棒の挿入失敗に加え、炉心損傷防止措置である後備炉停止制御棒の緊急炉心挿入にも失敗した場合を想定すると、短時間で炉心の著しい損傷に至り、これに続く原子炉格納容器内へのナトリウム噴出及びその急激な燃焼により、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

また、損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積するため、その崩壊熱によって原子炉容器を破損させ、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

- ② 対策の考え方：基本的には、「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

上記の ULOF 対策との相違点は、主電動機による 1 次主循環ポンプ定格流量の強制循環、2 次主循環ポンプによる定格流量の強制循環及び主冷却機の主送風機運転により過出力状態の炉心を冷却し、炉心損傷後は、原子炉容器底部に堆積した損傷炉心物質を冷却することとしていることである。

- ③ 初期の対策：「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

UTOP では、制御棒連続引抜き阻止インターロックが作動せず、後備炉停止制御棒の緊急炉心挿入に失敗した場合を想定すると、炉心損傷に至る可能性がある。炉心損傷後の事象進展は、ULOF と同様の事象過程を経るため、それぞれの事象過程に分けて解析を実施している。

それぞれの事象過程における解析手法及び結果並びに不確かさ影響評価は以下のとおりである。

(2) - 1 起因過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、UTOP において、起因過程における解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- b. 事故条件：起因事象は、出力運転中に最大の反応度価値を持つ制御棒 1 本が、標準平衡炉心における運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から最大速度で引き抜かれるものとし、それによる炉心への反応度添加率は、制御棒引き抜き開始から 10 秒までは $3.0\phi/s$ 、その後は制御棒位置が駆動ストロークの上端に至る 115 秒で $0\phi/s$ となるように徐々に減少するものとする。

安全機能の喪失に対する仮定として、制御棒連続引抜き阻止インターロックが作動せず、後備炉停止制御棒も炉心に挿入されないものとし、過出力状態で原子炉の停止に失敗するものとする。

また、本試験研究用等原子炉施設の燃料では、断面溶融割合が 20% 以下では燃料破損に至らないことが分かっているが、燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、断面溶融割合 20% で燃料破損するものとする。

- c. BDBA 機器条件：原子炉トリップに失敗するため、2 ループの 1 次主循環ポンプはトリップせず運転が継続し、炉心流量は定格流量が確保されるものとする。

また、炉心状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とし、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換えるものとする。

- d. BDBA 設備操作条件：起因過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 制御棒の引き抜きによる正の反応度投入によって原子炉出力が上昇するため、燃料要素の発熱が増加し、燃料温度及び冷却材温度が上昇する。冷却材の温度上昇に伴う負の冷却材密度反応度、燃料温度の上昇に伴う負の燃料密度反応度及びドブプラ反応度は、制御棒の引き抜きによる正の反応度に比べて小さく、炉心の全反応度が負になることはないため、原子炉出力は上昇を続ける。

燃料温度の上昇により燃料中心部は溶融し、冷却材は未沸騰のまま
で、出力と燃焼度が共に高い 2 体の燃料要素が破損する。

- b. 起因過程においては、最大出力は定格出力に対して約 2.6 倍、炉心の反応度変化は最大でも 0.2\$ 程度であり、即発臨界 (1.0\$) を超えることはない。
- c. 起因過程における燃料集合体の破損は 2 体にとどまり、破損燃料による有意なエネルギー放出はない。
- d. 炉心平均燃料温度は、起因過程においては、初期の約 1,030°C から最高値の約 1,770°C まで上昇した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。

SAS4A による起因過程の解析結果は、制御棒の引き抜き反応度以外では内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その絶対値は小さいため、炉心全体としてみれば有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇は緩慢で、部分的な炉心損傷の状態で後続の遷移過程に移行する。

格納容器破損防止措置の評価項目は起因過程では判断せず、後述の「(2) - 3 機械的応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」、「(2) - 4 再配置・冷却過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」及び「(2) - 5 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」において判断する。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

ULOF と同様に、FP ガスは、炉心に対して破損燃料の分散移動の駆動力となり、負の反応度効果を持つため、不確かさ影響として FP ガス圧力の効果を無視した場合の反応度影響を確認した。

その結果、基本ケースからの変化はごくわずかで、損傷に至る燃料集合体数は基本ケースと同様に 2 集合体であった。

- b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 制御棒引き抜き反応度の影響

反応度添加率は、制御棒引き抜きによる反応度投入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに、制御棒引き抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、約 4.2¢/s で一定とした。

その結果、基本ケースに比べて、過渡開始直後から反応度の増加率が上がり、事象進展が早くなる。燃料要素が破損し損傷に至る集合体数は、基本ケースと同様に2集合体であった。また、最大出力は定格出力に対して約2.7倍、炉心の最大全反応度は0.3\$となるが、即発臨界(1.0\$)を超えないことに変わりはない。

イ. ナトリウムボイド反応度の影響

ナトリウムボイド反応度は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)」と同様、正の領域では1.3倍に、負の領域では0.7倍に設定する。

その結果、基本ケースからの変化はごく僅かで、燃料要素が破損し、損傷に至る集合体数は基本ケースと同様に2集合体であった。

ウ. 燃料のドップラ反応度の影響

燃料のドップラ反応度は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)」と同様とし、UTOPでは燃料温度が上昇してドップラ反応度が負となるため、反応度の値を0.7倍に設定する。

その結果、基本ケースからの変化はごく僅かで、燃料要素が破損し、損傷に至る集合体数は基本ケースと同様に2集合体であった。

エ. 燃料の軸伸びによる反応度変化の影響

燃料の軸伸びによる反応度は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)」と同様とし、UTOPでは燃料は膨張し反応度変化が負となるため、反応度の値を0.7倍に設定する。

その結果、基本ケースからの変化はごく僅かで、燃料要素が破損し、損傷に至る集合体数は基本ケースと同様に2集合体であった。

オ. 燃料破損条件の影響

基本ケースでは燃料の20%断面溶融割合で燃料破損と判定しているが、燃料集合体の損傷領域拡大のために燃料溶融開始直後に燃料要素が破損するケース(0%断面溶融割合)、及び、燃料要素の破損を遅らせたケース(50%断面溶融割合)で確認した。

その結果、0%断面溶融割合のケースでは、基本ケースに比べて燃料要素が多く破損し、損傷に至る集合体数は10集合体に増加した。最大反応度と最大出力は基本ケース以下であるが、これは燃料破損が基本ケースより早まるため、燃料破損後の燃料分散によ

る負の反応度投入が早くなるためである。このため、損傷集合体の数の増加が遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。

50%断面溶融割合のケースでは、基本ケースに比べて燃料破損が遅れ、その間に原子炉出力が上昇するため、最大出力は基本ケースに対して約 1.5 倍となるが、炉心の最大全反応度は基本ケースと同程度であった。また、燃料要素が破損し、損傷に至る集合体は 1 集合体だけであった。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

解析コード及び解析条件のいずれの不確かさを考慮したとしても、起因過程は反応度及び出力の上昇は緩慢であり、炉心は即発臨界を超えることはなく、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行することに変わりはない。

燃料破損条件ケース（0%断面溶融割合ケース）では、損傷集合体の数が増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の評価で重要な挙動である大規模な燃料移動挙動が表れる段階においては、遷移過程開始時の損傷集合体に係る状況の違いによる影響はほとんどない。

以上のことから起因過程の不確かさは、遷移過程の事象推移に影響しないと考えられる。

(2) - 2 遷移過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、UTOP において、遷移過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード:「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- b. 事故条件:反応度添加率は、最大の反応度価値を持つ制御棒 1 本が、標準平衡炉心における運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から最大速度で引き抜かれるものとし、それによる炉心への反応度添加率は、制御棒引き抜き開始から 10 秒までは $3.0 \phi / s$ 、その後は制御棒位置が駆動ストロークの上端に至る 115 秒で $0 \phi / s$ となるように徐々に減少するものとする。

その他の条件は、「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ

信号発信失敗」と同一である。

- c. BDBA 機器条件：UTOP 遷移過程では、事故発生後も主電動機の運転が継続するため、1次主循環ポンプにより定格時の炉心流量が維持される。

その他の条件は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。

- d. BDBA 設備操作条件：遷移過程において運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 制御棒の引き抜きによる反応度の投入と、これに伴う原子炉出力の上昇及び燃料要素の温度上昇により、燃料集合体の破損が継続し、燃料が炉心下部へ凝集するため炉心の損傷領域が拡大する。

燃料集合体の破損により負の燃料移動反応度が入るため、原子炉出力は徐々に低下する一方、健全燃料集合体は定格時の冷却材流量により冷却されるため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなり、事象発生から50秒後に炉心燃料集合体の約40%が破損する。

- b. その後、反応度と原子炉出力は低下し、燃料集合体の損傷が緩慢となり、損傷炉心物質は炉心下部に堆積する。この炉心下部の高温の損傷炉心物質と炉心に流入する冷却材ナトリウムが接触することで蒸気圧が生じ、損傷炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な凝集を妨げる傾向にある。しかし、事象発生から約60秒に、炉心下部に堆積する損傷炉心物質の増加により、反応度が即発臨界 (1.0\$) を超過するが、大きなエネルギー放出に至ることはなく、出力の高い燃料集合体を中心に炉心の約60%が損傷するに至る。

- c. 事象発生から約70秒までに炉心下部に損傷炉心物質の堆積が進み、約70秒で再び反応度が即発臨界 (1.0\$) を超過する。その結果発生するナトリウム蒸気圧及びスチール蒸気圧によって損傷炉心物質の約30%が炉心から流出する。炉心は、燃料物質を失うことにより反応度は-30\$を下回り、核的な事象推移は収束する。この結果、炉心平均燃料温度の最大値は約2,820°Cである。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」と同様に、即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な投入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料等の大規模な凝集であることが確認されている。

このため、炉心中心への溶融燃料等の凝集移動（炉心溶融プールのスロッシング）を発生させるため、2次元円筒座標系の解析体系を持つ SIMMER-III コードにより遷移過程を解析する。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直及び径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう溶融燃料等の凝集移動の効果が、SIMMER-IV コードによる3次元解析に比べて強くなる。

SIMMER-III コードによる解析の結果、外側炉心燃料も含めた炉心中心に向かう溶融燃料等の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、基本ケースに比べて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 4,320°C となった。

b. 解析条件の不確かさの影響

上記 a. で述べたとおり炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は、大規模な損傷炉心物質の凝集の発生によるものである。この凝集を駆動する要因としては、炉心下部に堆積した損傷炉心物質と冷却材ナトリウムにより発生する局所的な FCI 蒸気圧があり、この解析条件の不確かさの影響が考えられる。

本評価事故シーケンスにおいては、遷移過程においても定格時流量が維持され、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい状況にあり、炉心領域でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生する。FCI 蒸気圧の効果を保守側に考慮すると、燃料分散と燃料凝集の双方を促進することになるため、「IV-2.2.

1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」に比べて、炉心平均燃料温度に対する不確かさの影響は小さくなる。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

本評価事故シーケンスの遷移過程において、炉心平均燃料温度を最も高く評価したものは、SIMMER-III コードによる2次元円筒座標系での解析結果であり、炉心平均燃料温度の最大値は約 4,320°C と基本ケ

ースに比べて約 1,500℃高い結果であった。

この結果は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の不確かさの影響評価の結果に包絡される。

(2) - 3 機械的応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスで放出される熱エネルギーを代表するパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程解析において約 2,820℃であり、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の解析結果を下回ることから、機械的エネルギーの発生もこの解析結果に包絡される。

このため、本評価事故シーケンスにおける機械的応答過程の評価は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の結果で代表する。

(2) - 4 再配置・冷却過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスでは、事故発生後も主電動機の運転が継続し、定格時の 1 次冷却材流量が確保されているため、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」よりも、損傷炉心物質の冷却が容易であることから、再配置・冷却過程の評価は、この評価に包絡される。

このため、本評価事故シーケンスにおける再配置・冷却過程の評価は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の結果で代表する。

(2) - 5 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスで放出される熱エネルギーを代表するパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程解析において約 2,820℃であり、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の解析結果を下回ることから、機械的エネルギーの発生もこの解析結果に包絡される。

このため、本評価事故シーケンスにおける格納容器応答過程の評価は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の結果で代表する。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、プラント状態の監視、燃料破損確認等を行う 5 名としている。これに対して、中央制御室に常駐し

ている運転員は、当直長 1 名及び副当直長 1 名を含む 6 名であり、対応が可能である。

- ② 本評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷後においても、原子炉容器内に保持される損傷炉心物質の冷却には、事象発生初期は 1 次主循環ポンプの主電動機運転による強制循環、2 次主循環ポンプによる強制循環及び主冷却機の強制通風が維持され、長期的には 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2 次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により対応する。

本評価事故シーケンスでは外部電源はあるものとしているが、長期的な対策の過程で外部電源が喪失した場合には、1 次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系から給電され、直流無停電電源系は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で 4 日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、本評価事故シーケンスの結果は、事象推移全体が「IV-2.2.

1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」に包絡されるものであることから、申請者が事故シーケンスグループ UTOP に対して格納容器破損防止措置として計画している対策は、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」と同一であり、これは本評価事故シーケンスに対しても、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「IV-1 事故の想定」で示したように、本評価事故シーケンスにおける対策の有効性を確認したことにより、その対策が事故シーケンスグループ UTOP に対して有効であると判断できる。

規制委員会は、以上のとおり、事故シーケンスグループ UTOP に対して申請者が計画している格納容器破損防止措置は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) UTOP 事象推移全体の ULOF に対する包絡性

申請者は、当初、本評価事故シーケンスの有効性評価において、起因過程及び遷移過程の結果までを示し、遷移過程において不確かさの影響を考慮して得られた炉心平均燃料温度が ULOF の評価事故シーケンスの結果を下回ったこと

及び定性的な考察をもって、UTOP は ULOF に包絡されるとして機械的応答過程以降の有効性評価を省略していた。

このため、規制委員会は、申請者に、UTOP の有効性評価が ULOF に包絡されることに関し、機械的エネルギーの発生値も含めて事象推移全体に係る包絡性について説明することを求めた。

申請者は、本評価事故シーケンスの遷移過程の有効性評価において、エネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケース（2次元円筒座標系の解析体系を持つ SIMMER-III コードによる解析）において得られた、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置を基に機械的エネルギーを評価し、その結果が約 2.3MJ であることを示した。これは、「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」で得られる機械的エネルギーの最大値約 3.6MJ を下回るため、本評価事故シーケンスの機械的エネルギーを基にした原子炉容器の構造応答、回転プラグの応答及びナトリウム噴出量は ULOF の解析結果に包絡されると説明した。

これにより、規制委員会は、UTOP の事象推移全体が、ULOF に包絡されるものであると判断した。

(2) UTOP における FCI の不確かさ影響

申請者は、本評価事故シーケンスにおいては、遷移過程においても定格時炉心流量が維持されるため、損傷炉心物質が堆積した炉心下部に冷却材ナトリウムが流入することにより FCI 圧力が頻繁に発生し、損傷炉心物質を分散させるため、その凝集が妨げられるとして、炉心平均燃料温度に対する FCI 圧力の不確かさ影響は小さいとしていた。

このため、規制委員会は、申請者の定性的検討の根拠を示すよう求めた。

申請者は、本評価事故シーケンスにおいて、燃料の運動量と反応度の関係を時系列で示し、燃料の運動量が大きくなる場所では反応度が大きく低下していることから、燃料の凝集を抑制するものであることを示した。

また、申請者は、FCI の不確かさの影響を示すため、本評価事故シーケンスの基本ケースに対して、保守的な FCI 圧力を設定した上で、強制的に FCI を発生させるタイミング及び FCI 発生位置を変更した感度解析を実施し、その結果得られた炉心平均燃料温度が、本評価事故シーケンスの不確かさの影響を考慮したケース（2次元円筒座標系の解析体系を持つ SIMMER-III コードによる解析）の結果を下回ることを示し、FCI の不確かさの影響は一定程度あるものの、その影響は限定的であり、本評価事故シーケンスにおける不確かさ評価の結果に変わりはないことを示した。

これにより、規制委員会は、本評価事故シーケンスにおいて、FCI の不確かさの影響は限定的であると判断した。

IV-2. 2. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

事故シーケンスグループ ULOHS において、原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により、何らかの原因で 2 次冷却材流量が喪失した後、原子炉停止機能が喪失した場合には炉心が損傷し、原子炉格納容器に負荷が生じる可能性がある。

このため、格納容器破損防止措置では、「IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」において、二つの評価事故シーケンス（「2 次冷却材流量減少 + 原子炉トリップ信号発信失敗」及び「2 次冷却材漏えい + 原子炉トリップ信号発信失敗」）により有効性を確認した炉心損傷防止措置が機能しない場合、これら二つの評価事故シーケンスに対して原子炉格納容器の破損を防止でき、及び、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策の有効性を確認した。

その際、それぞれの評価事故シーケンスにおいては、炉心の著しい損傷が回避される結果となるため、原子炉格納容器に負荷が生じることはないことを確認した。

それぞれの評価事故シーケンスに対する結果を以下に示す。

1. 申請内容

(1) ULOHS における評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、ULOHS における評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 評価事故シーケンスの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により 2 次冷却材流量が喪失した後、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失する。このため、炉心で発生する熱を 2 次主冷却系により除去できなくなり、炉心損傷防止措置で整備した原子炉停止機能が動作しない場合、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性があり、原子炉格納容器に負荷を発生させる可能性がある。
- ② 対策の考え方：少なくとも 1 系統の 2 次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により 1 次主冷却系を介して原子炉を冷却する。また、負の反応度係数などの固有の物理メカニズムにより、原子炉の出力を低減する。
- ③ 初期の対策：炉心の固有の安全性により、負の反応度フィードバックが大きく、炉心の発熱と冷却とがバランスするため、原子炉を高温で安定静定させる。

- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉が高温で安定静定している期間に、運転員が手動による制御棒挿入操作等を行うことにより、原子炉を停止させ、設計基準事故で想定する炉心冷却状態に移行させる。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、ULOHS における格納容器破損防止措置の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」と同一(※²⁰)である。
- b. 解析コード：「IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」と同一である。
- c. 事故条件：代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の設定値 464℃の検出後も、何らかの原因により後備炉停止制御棒の挿入に失敗するものとする。
その他の事故条件は、「IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」と同一である。
- d. BDBA 機器条件：後備炉停止制御棒が挿入されないこと以外は、「IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」と同一である。
- e. BDBA 設備操作条件：評価事故シーケンスにおける運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

②-1 「2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事故発生後、約 121 秒に代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の設定値である 464℃に到達するまでは、「IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」の評価事故シーケンス「2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- b. 代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の設定値である 464℃に到達後、何らかの原因により後備炉停止制御棒の挿入に失敗する。

(※²⁰) 「2次冷却材流量減少+原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗」の評価結果は、「2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一になるため、記載を省略した。

- c. 炉心損傷防止措置で有効性を確認した原子炉停止に失敗するため、原子炉容器入口冷却材温度の上昇が継続し、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力は更に低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。
- d. その後、原子炉出力と2次主冷却系からの除熱量がバランスし、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。
- e. 燃料最高温度は、初期値から上昇せず、約 1,800℃である。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 550℃であり、炉心が健全であることから、炉心損傷防止措置の評価項目(a)を満足する。

また、原子炉容器出口冷却材最高温度は約 500℃に抑えられるため、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度も初期状態から大きく変化せず、設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、炉心損傷防止措置の評価項目(b)及び(c)を満足する。

②-2 「2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事故発生後、約 114 秒に代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の設定値である 464℃に到達するまでは、「IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」の評価事故シーケンス「2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」と同一である。
- b. 代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高）の設定値である 464℃に到達後、何らかの原因により後備炉停止制御棒の挿入に失敗する。
- c. 炉心損傷防止措置で有効性を確認した原子炉停止に失敗するため、原子炉容器入口冷却材温度の上昇が継続し、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力は更に低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。
- d. その後、原子炉出力と2次主冷却系からの除熱量がバランスし、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。
- e. 燃料最高温度は、初期値から上昇せず、約 1,800℃である。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 550℃であり、炉心が健全であることから、炉心損傷防止措置の評価項目(a)を満足する。

また、原子炉容器出口冷却材最高温度は約 510°C に抑えられるため、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力及び温度も初期状態から大きく変化せず、設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、炉心損傷防止措置の評価項目 (b) 及び (c) を満足する。

解析結果は、上記のとおり、いずれの評価事故シーケンスであっても、炉心損傷防止措置の評価項目を満足しているため、炉心損傷防止措置で有効性を確認した BDBA 対処設備が機能しない場合であっても炉心の著しい損傷に至ることはなく、原子炉格納容器に負荷が生じることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

「IV-2. 1. 3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」と同一である。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の不確かさとしては、本評価事故シーケンスの事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる炉心支持板温度係数の不確かさに関する感度解析を実施し、評価項目となるパラメータに対する影響を確認した。

炉心支持板温度係数は炉心構成等による変動の幅を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用した。

その結果、「ア. 2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」及び「ウ. 2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」において、炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が基本ケースに比べ小さくなる。いずれのケースにおいても、燃料最高温度は基本ケースと同様な結果であり、被覆管最高温度、冷却材最高温度及び原子炉容器出口冷却材最高温度は、最大で基本ケースを約 10°C 上回るものの、判断基準を満足することによりはなくなり、評価項目となるパラメータへの各反応度係数の不確かさの影響は限定的であった。

なお、上記評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、いずれの場合においても運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、各評価事故シーケンスにおける解析条件の不確かさの影響を考慮した場合に、評価項目となるパラメータの変動を考慮しても、判断基準を満足することに変わりはない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、「ア. 2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」ではプラント状態の監視を行う3名、「ウ. 2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」では2次冷却材漏えいに伴うナトリウム燃焼の消火等に係る要員も含め計6名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいては外部電源が維持されるが、仮に外部電源喪失時には、非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で4日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、ULOHS に対して申請者が格納容器破損防止措置として計画している2次主冷却系の自然循環や負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減が、事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

評価事故シーケンス「ア. 2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」及び「ウ. 2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」において、申請者の解析結果は、炉心損傷防止措置の評価項目のいずれも満足しているため、炉心損傷防止措置で有効性を確認した BDBA 対処設備が機能しない場合であっても炉心の著しい損傷に至ることはなく、原子炉格納容器に負荷が生じることはないことを確認した。

また、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりはなく、解析条件の不確かさの影響は限定的であることを確認した。

なお、申請者は、有効性評価においては期待していないが、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるとしており、当該操作手順は「IV-2.1.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)」と同一である。それに加えて、現場対応班が原子炉格納容器内に立ち入り、制御

棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を講じるとしている。

これらは、実際の事故対策に当たっては、重要な炉心損傷防止措置となり得る。

「IV-1 事故の想定」で示したように、事故シーケンスグループ ULOHS を代表する評価事故シーケンスである「ア. 2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗」及び「ウ. 2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗」における格納容器破損防止措置の有効性を確認したことにより、その措置が事故シーケンスグループ ULOHS に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ ULOHS に対して申請者が計画している格納容器破損防止措置は、有効なものであると判断した。

IV-2. 2. 4 原子炉容器液位確保機能喪失 (LORL)

事故シーケンスグループ LORL において、安全容器又はサイフォンブレイクにより原子炉容器液位が確保できたとしても、崩壊熱の除去機能が喪失した場合に冷却材の蒸発により原子炉容器液位が更に低下して炉心が露出し、著しい炉心損傷に至る。損傷炉心物質により原子炉容器の底部が加熱されてクリーブ破損が生じた場合、損傷炉心物質が原子炉容器外に流出し、ベースマット・コンクリートの侵食・貫通及び水素燃焼、ナトリウムの燃焼等により原子炉格納容器に負荷が生じる可能性がある。

このため、格納容器破損防止措置では、「IV-2. 1. 4 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)」において、以下の三つの評価事故シーケンスにより有効性を確認した炉心損傷防止措置が機能しない場合を想定した。

- (1) 「1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 安全容器内配管 (外管) 破損」
- (2) 「1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) + 1次主冷却系配管 (外管) 破損」
- (3) 「1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 1次補助冷却系配管 (外管) 破損」

これらの評価事故シーケンスに対して原子炉格納容器の破損を防止でき、及び、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

「1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 1次補助冷却系配管 (外管) 破損」については、「IV-2. 2. 5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉

容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）」に包絡され、1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により崩壊熱が除去され炉心損傷が回避されることから、本項では記載しない。

格納容器破損防止措置は、ナトリウム漏えい箇所に応じて異なるため、上記の評価事故シーケンス（1）、（2）のそれぞれに対して有効性を確認した結果を以下に示す。

1. 申請内容

1-1 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋安全容器内配管（外管）破損

（1）本評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、LORLにおけるこの評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの特徴：原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内の1次主冷却系の配管（内側）が破損し、「炉内ナトリウム液面低」により原子炉が停止する。

崩壊熱除去運転中に、更にリークジャケット又は配管（外側）が破損した場合に、原子炉容器の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するが、安全容器により1次補助冷却系が機能する範囲に原子炉容器液位が確保される。

しかし、補助冷却設備が機能しない場合には炉心の著しい損傷に至り、損傷炉心物質によって原子炉容器底部が加熱されクリープ破損に至ると損傷炉心物質が原子炉容器外に流出する。

原子炉格納容器は、ベースマット・コンクリートの侵食・貫通及び水素燃焼、ナトリウムの燃焼等により負荷が生じて破損に至る可能性がある。

なお、LORLの事象推移は、ナトリウムの沸点が高いことから、比較的緩慢である。

- ② 対策の考え方：原子炉容器外側に安全容器を設けて損傷炉心物質を保持するとともに、ナトリウムの蒸発による中間熱交換器の過圧破損を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止する。
- ③ 初期の対策：1次アルゴンガス系に安全板を設け、原子炉冷却材ナトリウムの蒸気を逃がすことにより原子炉冷却材バウンダリの過圧破損を防止するとともに、ナトリウム蒸気の流出先である原子炉格納容器地下2階のダンプタンク室に断熱材、ヒートシンク材及び鋼製ライナを設けて原子炉格納容器に対する熱的影響を緩和する。

原子炉容器が破損した場合は、安全容器内に損傷炉心物質とナトリウム

を保持するとともにコンクリート遮へい体冷却系により冷却することにより安全容器の健全性を維持する。

この結果、ベースマット・コンクリートの侵食・貫通及び水素燃焼、ナトリウムの燃焼等による負荷、原子炉格納容器バイパスによって原子炉格納容器が破損することを防止する。

このため、原子炉カバーガス等のバウンダリ、安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）及び鋼製ライナをbdba 対処設備として位置付け、安全板、断熱材及びヒートシンク材をbdba 対処設備として新たに整備する。

- ④ 安定状態に向けた対策：コンクリート遮へい体冷却系により安全容器の外面冷却を継続する。

（２）解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

LORL では、安全容器によって原子炉容器液位が確保された状態で補助冷却設備の機能が喪失すると著しい炉心損傷に至る可能性がある。

この場合、ナトリウムの蒸発による液位低下、炉心の露出、著しい炉心損傷、原子炉容器の破損及び損傷炉心物質の流出が生じる。

申請者は、これを「炉内事象過程」、「炉外事象過程」の二つの過程に分けて解析を実施している。

それぞれの事象過程における解析手法及び結果並びに不確かさ影響評価は以下のとおりである。

（２）－ １ 炉内事象過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、LORL において、事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでを「炉内事象過程」と位置付け、炉内事象過程における解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 計算方法：原子炉停止後の崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、保守的な条件として、主中間熱交換器の２次側の除熱能力の喪失及び１次主冷却系配管等の断熱を仮定し、崩壊熱により原子炉冷却材ナトリウムが蒸発して炉心頂部が露出するまでの時間を計算する。
- b. 事故条件：起因事象として安全容器内の配管（内管）が破損し、「炉内ナトリウム液面低」により原子炉停止した後、崩壊熱除去運転中に配管（外管）も破損する。

1次冷却材漏えい口（内管及び外管）の大きさは 42mm^2 （配管肉厚の二乗）とし、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下する。

安全容器内に漏えいしたナトリウムは、安全容器にて保持され、それにより1次補助冷却系の運転に必要な原子炉容器液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除熱が失敗するものとする。

- c. BDBA 機器条件：事象発生前から運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。

崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムが昇温して蒸発することによる液位低下に関して、沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。

ナトリウム蒸気は、1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（ $9.8\text{kPa}[\text{gage}]$ ）を超過すると、安全板が開放され、安全板を通じて窒素雰囲気原子炉格納容器（床下）に流出するものとする。

- d. BDBA 設備操作条件：炉内事象過程において運転員操作に期待しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 原子炉は、ナトリウムの漏えいにより液位が低下するため、自動停止する。
- b. その後の崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材温度は緩やかに上昇する。温度上昇により蒸発したナトリウムは、1次アルゴンガス系内の圧力が安全板の設定圧（ $9.8\text{kPa}[\text{gage}]$ ）を超過すると、安全板から流出し、原子炉冷却材の液位は更に低下する。
- c. 原子炉冷却材温度及び圧力は通常運転時より低い状態のまま推移し、事象発生の約4時間後に1次主冷却系の循環に必要な原子炉容器液位を下回る。

1次冷却材の漏えいは、事象発生の約18時間後に、原子炉容器内と安全容器内の液位が平衡するため、停止する。

- d. 原子炉冷却材の最高温度は、事象発生の約3日後に約 800°C まで上昇する。

原子炉冷却材の液位は、約5日後に炉心頂部まで液位が低下するが、蒸発による液位の低下は極めて緩やかであり、炉心の損傷が急速に進

展することはない。

LORL 炉内事象過程では、炉心損傷が緩やかに拡大し、原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質が原子炉容器壁を熱的、機械的に損傷させて原子炉容器外に冷却材及び損傷炉心物質が流出し、炉外事象過程に移行する。

格納容器破損防止措置の評価項目については、ナトリウム蒸気が原子炉格納容器内に放出されるが、窒素雰囲気であり、断熱材やヒートシンク材の効果も相まって原子炉格納容器の破損は防止される。

③ 不確かさの影響評価

炉内事象過程では、炉心頂部まで液位が低下する時間を求め、後続の炉外事象過程移行時の発熱条件を求めている。炉外事象過程移行時の発熱条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉内事象過程における崩壊熱等の不確かさの影響を包絡した条件設定としている。このため、炉内事象過程に対する不確かさの影響評価は不要としている。

(2) - 2 炉外事象過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、LORL において炉内事象過程で原子炉容器が破損した後、原子炉容器外に流出した冷却材及び損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を「炉外事象過程」と位置付け、安全容器内で損傷炉心物質が安定的に保持・冷却されることを評価している。

炉外事象過程における解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：様々な工学的な問題に現れる熱、流動、化学反応並びに構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた汎用の計算コード FLUENT を用いる。
- b. 事故条件：原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質の表面温度は、ナトリウムの沸点を超えることはなく、原子炉容器を溶融貫通しないが、原子炉容器底部が長期間高温に維持されるとクリーブ破損が生じる可能性があるため原子炉容器底部の破損を想定する。

原子炉容器がクリーブ破損した後、損傷炉心物質が安全容器内に移行する挙動は不確かさが大きいいため、ここでは、損傷炉心物質は、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱 (240kW) で、全量が円筒形の塊状で原

子炉容器外の安全容器内に移行すると仮定する。

原子炉容器内のナトリウムは、損傷炉心物質の上方からナトリウム及び原子炉容器側面を介する熱の移行を小さくし、下方の安全容器底板への熱の移行を保守的に評価するため、炉心頂部が露出した時点のナトリウムインベントリの約 1/3 に相当する液位とする。

安全容器内のナトリウムは、起因事象で想定した原子炉容器内のナトリウム液位と安全容器内のナトリウム液位が平衡する液位とし、原子炉容器内に還流しないと仮定する。

- c. BDBA 機器条件：コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス流量を通常運転時から増加させて 20, 500m³/h に変更し、安全容器入口温度は 40℃ になるよう補機冷却系の冷却水量を変更して、「b. 事故条件」で想定した崩壊熱に対して定常解析を行う。その後、崩壊熱の減衰に従って過渡解析を行う。
- d. BDBA 設備操作条件：コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介在しなくても運転は継続されるが、安全容器における損傷炉心物質の冷却開始前から、通気風量及び通水流量を増加させる手順を実施する。

原子炉容器液位の低下により炉心が露出した時点においてはコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス流量変更及び補機冷却系の冷却水流量の設定変更は完了しているものとする。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 安全容器底板の径方向温度分布は、発熱源である損傷炉心物質の直下となる安全容器中心が最も高く、中心から離れるに従って低下する。安全容器側面温度は、発熱源である損傷炉心物質の上方、安全容器下面から約 1.5m 近傍で最も高くなる。
- b. 安全容器各部の温度は、崩壊熱が最も高い損傷炉心物質が安全容器内に移行した時点で最高となる。その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。安全容器の最高温度は約 330℃ であり、設計温度 (450℃) を超えることはなく、評価項目 (b) を満足するため、安全容器の健全性が損なわれることはない。
- c. 安全容器内部において、損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイト領域の最高温度はそれぞれ約 860℃ 及び約 530℃ である。損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 350℃ であり沸騰しない。なお、損傷炉心物質及びナトリウムが安全容器内に流出してグラ

ファイトと接することにより反応が生じることはないため、これら保持する遮へいグラファイトの共存性に問題はない。

- d. 安全容器は、コンクリート遮へい体冷却系により損傷炉心物質の崩壊熱が安定的に除去されるため、設計温度を超えない。また、安全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心物質の重量並びに内圧により安全容器の胴部及び底板部に発生する応力（一次応力）は当該部の許容応力を十分に下回るため、安全容器の健全性が損なわれることはない。

したがって、安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質は安定に保持・冷却され、安全容器の健全性は確保されるため、原子炉格納容器の破損は防止される。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

FLUENT については、「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」における「(2) - 4 再配置・冷却過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」で確認したとおり、解析モデルの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- b. 解析条件の不確かさの影響

安全容器の構造健全性を評価する上で重要な指標である構造材温度に対しては、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の発熱条件の影響が大きい。

損傷炉心物質の発熱条件については、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとし、基本ケースでは、炉心頂部まで液位が低下する約5日後の崩壊熱(240kW)を設定している。これに対して、損傷炉心物質の崩壊熱の不確かさに加えて、炉内事象推移の不確かさも考慮し、発熱条件を崩壊熱(240kW)から25%増加させて300kWとする。

- c. 不確かさの影響評価のまとめ

解析の結果、温度分布の形状は、大きく変わることなく全体的に温度レベルが上昇する。

安全容器の最高温度は約 400℃であり、設計温度（450℃）を超えることはなく、また、損傷炉心物質の最高温度は約 1,090℃、損傷炉心物質を保持する遮へいグラファイトの最高温度は約 680℃である。

損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は、約 430℃でありナトリウムが沸騰することはない。

以上のことから、不確かさの影響を考慮しても安全容器に係る評価項目への影響は小さく、評価項目を満足することから、安全容器の健全性が確保されることには変わりはなく、原子炉格納容器の破損は防止できる。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて、必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員はプラント状態の監視、冷却操作等を行う 6 名である。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長 1 名及び副当直長 1 名を含む 6 名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷及び原子炉容器破損後において、安全容器内に保持される損傷炉心物質を安定的に冷却するためには、コンクリート遮へい体冷却系及びそれに関連する系統として補機冷却系、非常用電源設備が必要になる。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で 4 日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

1-2 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋1次主冷却系配管（外管）破損

（1）本評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、本評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① LORL の特徴：原子炉の出力運転中に、何らかの原因で安全容器外の原子炉冷却材バウンダリ機能を有する 1 次主冷却系配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止する。

さらに、崩壊熱除去運転中に、1 次主冷却系配管（外側）が破損し原子炉容器の冷却材液位が 1 次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するが、サイフォンブレイクにより 1 次補助冷却系が機能する範囲に原子炉容器液位が確保される。

しかし、補助冷却設備が機能しない場合は、炉心の著しい損傷に至り、

損傷炉心物質によって原子炉容器底部が加熱されクリーブ破損に至ると損傷炉心物質が原子炉容器外に流出し、ベースマット・コンクリートの侵食・貫通、ナトリウムの燃焼、水素燃焼等により原子炉格納容器に負荷が生じて破損に至る可能性がある。

なお、ナトリウムは、沸点が高いことから、LORL の事象推移は比較的緩慢である。

② 対策の考え方：コンクリート遮へい体冷却系を用いて原子炉容器の外表面を冷却することにより著しい炉心損傷を防止する。漏えいしたナトリウムの燃焼を抑制することにより原子炉格納容器に対する熱的影響を緩和する。

③ 初期の対策：原子炉停止により生体遮へい体のガンマ発熱が減少することによって、コンクリート遮へい体冷却系の除熱能力に余裕が生じるため、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス流路を切り替えて原子炉容器とリークジャケットのギャップに通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

原子炉運転中は原子炉格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。原子炉格納容器（床下）の鋼製のライナにより、原子炉冷却材バウンダリから漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止する。

ナトリウムが漏えいし、原子炉格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが上昇した場合は、「原子炉格納容器内圧力高」、「原子炉格納容器内温度高」及び「原子炉格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、原子炉格納容器が隔離され、原子炉格納容器から放出される放射性物質を低減する。

なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

④ 安定状態に向けた対策：コンクリート遮へい体冷却系により原子炉容器の外表面冷却を継続する。

（２）解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

LORL におけるこの評価事故シーケンスでは、原子炉容器周囲に窒素ガスを供給できるため、原子炉容器の外表面冷却が可能である。また、1次主冷却系配管の破損を想定することから、原子炉格納容器内に比較的多量のナトリウムが漏えいする。

そのため、申請者は、「コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外表面冷却」と「格納容器応答過程」の二つの過程に分けて解析を実施している。

それぞれの事象過程における解析手法及び結果、不確かさ影響評価は以下の

とおりである。

(2) - 1 コンクリート遮へい体冷却系による原子炉外面冷却における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、LORL において、主冷却系及び補助冷却設備が機能しない場合にコンクリート遮へい体冷却系を用いた原子炉外面冷却の有効性を評価するため、解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：Super-COPD 及び FLUENT を用いる。
- b. 事故条件：1 次冷却材漏えい箇所は、1 次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは 90mm^2 （配管肉厚の二乗）とする。
原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $NsL-100\text{mm}$ 、応答時間は 0.4 秒とする。補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- c. BDBA 機器条件：コンクリート遮へい体冷却系により原子炉容器外面に流入させる窒素ガス流量は $5,500\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉容器入口温度は 40°C とする。
- d. BDBA 設備操作条件：運転員は補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した時点で通水流量を増加させ、原子炉容器内冷却材液位低下により主冷却系による崩壊熱除去にも失敗すると判断した時点で窒素ガス流路を切り替えて原子炉容器外面に通気する。この操作は 10 分以内実施し、原子炉容器外面冷却開始時から $5,500\text{m}^3/\text{h}$ 、 40°C の窒素ガスを供給する。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 炉心部のナトリウムの最高温度は、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により約 610°C であり、その後は緩やかに低下する。
- b. 原子炉容器の最高温度は約 540°C である。
- c. 被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、原子炉容器外面冷却時の崩壊熱に基づく燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度は冷却材最高温度とほぼ同等であり、燃料最高温度も過度に上昇しないと判断できることから、熱設計基準値を超えない。

したがって、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却に

より、炉心損傷防止措置の評価項目(a)を満足し、原子炉冷却材バウンダリに対しても過度な圧力及び温度上昇はなく、設計圧力及び設計温度を下回ることが明らかであり、炉心損傷防止措置の評価項目(b)及び(c)を満足する。このため、炉心の著しい損傷に至ることはなく、原子炉格納容器に負荷が生じることはない。

③ 不確かさの影響評価

基本ケースにおいて、評価項目に対して厳しい結果となるよう、原子炉容器入口ナトリウム及び炉心領域のナトリウム初期温度は、1次主冷却系の系統降温操作を考慮しない保守的な想定とし、また、リークジャケットの外表面は断熱としている。このため、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外表面冷却に係る不確かさの影響評価は不要としている。

(2) - 2 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、この評価事故シーケンスにおいて、1次主冷却系配管から漏えいしたナトリウムによる原子炉格納容器への熱的影響を評価するため、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 解析コード：CONTAIN-LMRを用いる。
- b. 事故条件：1次冷却材漏えい箇所は、1次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは 90mm^2 （配管肉厚の二乗）とする。
ナトリウムは、漏えい口より事象進展を考慮した冷却材温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。
窒素雰囲気（酸素濃度3.5vol%）の原子炉格納容器（床下）に流出したナトリウムは、窒素ガス中の酸素等と反応し原子炉格納容器（床下）にプール状に溜るものとし、その広がり面積は、床面の構造を考慮した上で最大となる 170m^2 とする。
雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考慮するものとする。またナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考慮するものとする。
- c. BDBA 機器条件：原子炉格納容器（床上）及び原子炉格納容器（床下）は、内外圧差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。
- d. BDBA 設備操作条件：格納容器応答過程において運転員操作に期待しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 原子炉格納容器（床上）の最高圧力及び原子炉格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 2.5kPa[gage]及び約 41℃であり、原子炉格納容器の設計圧力及び原子炉格納容器鋼壁の設計温度を超えず、評価項目(c)を満足することから、原子炉格納容器（床上）の健全性は確保される。
- b. 原子炉格納容器（床下）の最高圧力は、約 6.4kPa[gage]、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約 160℃及び約 96℃である。

原子炉格納容器（床下）の健全性は確保される。また、本評価事故シーケンスでは炉心の著しい損傷は防止されるため、原子炉格納容器外への放射性物質の放出は極めて低く抑制される。

③ 不確かさの影響評価

基本ケースにおいて評価項目に対して影響のあるプールの広がり面積は、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるようにプール広がり面積を設定している。このため、格納容器応答過程に係る不確かさの影響評価は不要である。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて必要な要員は、プラント状態の監視、冷却操作等を行う 6 名としている。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長 1 名及び副当直長 1 名を含む 6 名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器の外面冷却を行って著しい炉心損傷を防止するため、崩壊熱が十分小さくなるまで安定的に冷却を続ける必要がある。そのためには、コンクリート遮へい体冷却系及びそれに関連する系統として補機冷却系、非常用電源設備が必要になる。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で 4 日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

申請者は、LORL の格納容器破損防止措置の有効性を評価するため、事故シーケンス全体を「炉内事象過程」、「炉外事象過程」、「格納容器応答過程」に分けて解析を行っている。

規制委員会は、LORL の事故シーケンスは、原子炉容器液位の低下により炉心の頂部が露出した後、著しい炉心損傷の進展、損傷炉心物質の移行挙動については不確かさが大きいことから、各事象過程の検討結果に基づいて次の事象過程の検討条件を保守側に設定している。このため、各事象過程に分けて解析することは妥当と判断した。

申請者は、二重壁化された設計基準対象施設のナトリウム漏えい抑制機能が喪失した場合に、ナトリウム漏えい位置に応じた原子炉容器液位確保対策、及び著しい炉心損傷に至ることを極力回避するための原子炉容器外面冷却、並びに著しい炉心損傷に至った場合に安全容器による格納容器破損防止対策を講じるとしている。

規制委員会は、これらの対策は、事象の進展が比較的緩慢な LORL の特徴を捉えた妥当な対策であると判断した。

原子炉容器外面冷却は、原子炉容器周囲の窒素ガス流路が確保できる場合に、1 次主冷却系がナトリウム漏えいによってその機能が喪失し、さらに、補助冷却設備の機能が喪失した場合でも炉心の冷却を可能とするための措置である。

規制委員会は、温度 40°C の窒素ガスを流量 5,500m³/h で供給する条件で評価した結果、被覆管最高温度等が熱設計基準値を超えず、著しい炉心損傷を回避できることを確認した。また、補助冷却設備の強制循環冷却失敗と判断した時点から窒素ガス流路を切替可能であり、LORL の事象進展は比較的緩慢であることから、格納容器破損防止措置として有効であると判断した。

安全容器による格納容器破損防止対策は、著しい炉心損傷と原子炉容器底部の破損に至った場合に、原子炉容器から流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持することにより原子炉格納容器に対する負荷を生じさせない措置である。

規制委員会は、安全容器の構造健全性評価に関して、炉内事象過程における損傷炉心物質の移行挙動は不確かさが大きいと考えられることから、損傷炉心物質の全量移行と炉心露出時の崩壊熱を初期条件としていることは妥当と判断した。さらに、崩壊熱に 25% の不確かさを考慮した場合でも安全容器の設計温度を超えないことから、安全容器の構造健全性が確保できるとすることは妥当であり、格納容器破損防止措置として有効であると判断した。

炉内事象過程のうち原子炉容器内でナトリウムの蒸発により炉心が露出する過程において、1 次アルゴンガス系に安全板を設置して原子炉冷却材バウンダリ

の過圧破損を防止することについて、規制委員会は、安全板の破損圧力は、通常運転時の圧力と原子炉冷却材バウンダリの破損限界圧力を考慮して設定されていることから、格納容器破損防止措置として有効であると判断した。

格納容器応答過程において、原子炉格納容器内に漏えいしたナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し 170m^2 のプール状に溜まるとしている。

規制委員会は、原子炉格納容器内の1次主冷却系機器、配管の配置に鑑み、この想定は妥当であり、ナトリウムが漏えいしても原子炉格納容器の健全性は確保出来ると判断した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が計画している格納容器破損防止対策は有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 炉外事象過程における再臨界の可能性

申請者は、安全容器の構造健全性に関する評価条件として、原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに損傷炉心物質の全量が円筒形の塊状で原子炉容器外の安全容器内に移行するとしている。

規制委員会は、この想定はLORLの事故シーケンスにおける不確かさを見込んだ妥当なものであるが、安全容器内で損傷炉心物質による再臨界に至った場合は、安全容器内における冷却と安定保持の条件に影響することから、再臨界の可能性について検討を求めた。

申請者は、これに対して、燃料と炉心構造材が均一に混合し、原子炉容器底部を貫通して炉容器振止構造物（内半径800mm）の内側に堆積する想定で、臨界安全評価に広く用いられており黒鉛（グラファイト）反射体体系を含むベンチマーク計算により検証されているモンテカルロコードMVPを用いて評価した。その結果、実効増倍率が0.53になるとしている。

この評価の条件として、炉容器振止構造物と下部黒鉛支持板の間にある間隙部が閉じることにより中性子の漏えいが小さくなるとする保守側の想定としていること、さらに、損傷炉心物質の堆積半径を半分にし、損傷炉心物質が堆積した状態で燃料とスチール（炉心構造材）が分離することを仮定した場合でも再臨界には至らないことを示した。

規制委員会は、損傷炉心物質の全てが原子炉容器外に流出して堆積するという保守的条件に加えて、損傷炉心物質の燃料とスチール（炉心構造材）の分

離を想定した場合でも再臨界には至らないことから、損傷炉心物質が安全容器内で安定冷却される結論は妥当と判断した。

IV-2.2.5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

事故シーケンスグループ PLOHS においては、自然循環冷却による崩壊熱の除去機能が喪失した場合に、冷却材の蒸発により原子炉容器液位が低下して炉心が露出し、著しい炉心損傷に至る。その結果、損傷炉心物質により原子炉容器の底部が加熱され、クリーブ破損が生じると損傷炉心物質が原子炉容器外に流出し、ベースマット・コンクリートの侵食・貫通、ナトリウムの燃焼、水素燃焼等により原子炉格納容器に負荷が生じる可能性がある。

このため、格納容器破損防止措置では、「IV-2.1.5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)」において選定した二つの評価事故シーケンス（「外部電源喪失+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」及び「2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」）を対象とするが、除熱機能の観点から、前者の評価事故シーケンスは、後者の評価事故シーケンスに包絡されるため、後者が PLOHS を代表する評価事故シーケンス（以下本節において「本評価事故シーケンス」という。）として評価を行い、格納容器破損防止措置の有効性を確認した。

本評価事故シーケンスに対する結果を以下に示す。

1. 申請内容

(1) PLOHS における本評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、PLOHS における本評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの特徴：原子炉の出力運転中に2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する。この場合、1ループの1次主冷却系による自然循環冷却で崩壊熱が除去されるが、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。

なお、ナトリウムは沸点が高いことから、PLOHS の事象推移は比較的緩

慢である。

② 対策の考え方：炉心冷却機能の喪失後、炉心が露出するまでに冷却材ナトリウムの蒸発によって生じる原子炉冷却材バウンダリの過圧破損を安全板によって防止し、また、原子炉容器の外側に設けた安全容器によって冷却材と損傷炉心物質を保持することにより原子炉格納容器の破損を防止する。

③ 初期の対策：1次アルゴンガス系に安全板を設け、原子炉冷却材ナトリウムの蒸気を逃がすことにより原子炉冷却材バウンダリの過圧破損を防止するとともに、ナトリウム蒸気の流出先に断熱材、ヒートシンク材及び鋼製ライナを設けて原子炉格納容器に対する熱的影響を緩和する。

原子炉容器が破損した場合は、安全容器内に損傷炉心物質及びナトリウムを保持するとともにコンクリート遮へい体冷却系により冷却することにより安全容器の健全性を維持する。この対策により、ベースマット・コンクリートの侵食・貫通、ナトリウムの燃焼、水素燃焼の発生及び原子炉格納容器バイパスを防止することにより原子炉格納容器の破損を防止する。

このため、1次アルゴンガス系の安全板、断熱材及びヒートシンク材をBDBA 対処設備として新たに整備するとともに、安全容器、コンクリート遮へい体冷却系及び鋼製ライナをBDBA 対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：コンクリート遮へい体冷却系により安全容器の外面冷却を継続する。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

PLOHS では、炉心損傷防止措置である自然循環冷却による崩壊熱除去機能が喪失すると炉心損傷に至る可能性がある。この場合、ナトリウムの蒸発による原子炉容器液位低下、炉心の露出、著しい炉心損傷、原子炉容器の破損と損傷炉心物質の流出が生じる。申請者は、これを「炉内事象過程」、「炉外事象過程」の二つの過程に分けて解析を実施している。また、原子炉格納容器内に流出したナトリウムの影響に関して、「格納容器応答過程」として解析を実施している。

なお、炉外事象については「IV-2. 2. 4 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)」の方が相対的に厳しいため、これで代表することとし、本項では「炉内事象過程」と「格納容器応答過程」を評価した。

それぞれの事象過程における解析手法及び結果、不確かさ影響評価は以下のとおりである。

(2) - 1 炉内事象過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、PLOHS において、事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでを「炉内事象過程」と位置付け、炉内事象過程における解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 計算方法：原子炉停止後の崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、保守的な条件として、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管等の断熱を仮定し、崩壊熱により原子炉冷却材ナトリウムが蒸発して炉心頂部が露出するまでの時間を計算する。
- b. 事故条件：2次冷却材の漏えいにより原子炉は停止する。1次主冷却系のポンプによる強制循環冷却に失敗し、さらに、炉心の自然循環冷却に失敗する。

原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。

- c. BDBA 機器条件：事象発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。

主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力のみを考慮する。1次主循環ポンプの停止を想定しているため、そのヘッド圧は零とし、保守的な評価を行うため、2次側の内圧は考慮しないものとする。

- d. BDBA 設備操作条件：炉内事象過程において運転員操作に期待しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 本評価事故シーケンスにおいては、原子炉は自動停止するものの、主中間熱交換器の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管の断熱により、原子炉冷却材の温度が上昇する。
- b. 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリにおける圧力は、原子炉容器内の冷却材の蒸発により上昇するものの、1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧 (9.8kPa[gage]) を超過すると安全板が開放

されるため、1次アルゴンガス系の圧力及び原子炉冷却材ナトリウムのヘッド圧を加えた主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリの圧力は0.1MPa以下に抑制される。

- c. これに対して、主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈に関する許容圧力は、日本機械学会発電用原子力設備規格に準拠し、不確かさの影響を含めた原子炉容器内の事象推移の計算温度を包絡する815°Cの条件で評価した結果、0.6MPaである。

主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリにおける圧力は、許容圧力を下回る。

- d. なお、当該事象発生時には、補助冷却設備は機能を喪失しているため、当該設備は仕切弁により隔離し、補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）に影響が生じることを防止する。

以上のことから、本評価事故シーケンスにおいて、安全板を設置することにより、評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性は確保でき、原子炉冷却材バウンダリの過圧破損は防止される。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算し、冷却材ナトリウムの蒸発率に基づいて原子炉容器内冷却材液位を計算していることから、計算手法に不確かさを見込む必要はない。

- b. 解析条件の不確かさの影響

評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性に影響を与える重要現象は、原子炉冷却材温度及び圧力である。このうち、原子炉冷却材圧力については、安全板の仕様に基づき保守的に設定していることから感度解析は不要である。したがって、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して保守側の評価とするために10%考慮

した値を使用して解析を実施する。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

崩壊熱を増加させた解析の結果、原子炉冷却材の最高温度は 815°C を下回り、その許容圧力は 0.6MPa である。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）内の圧力は、②の炉内事象過程最適評価結果と同様 0.1MPa 以下となり、許容圧力を下回る。

以上のことから、不確かさの影響を考慮しても、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が確保できることに変わりはない。

（２）－２ 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、PLOHS において、炉内事象過程で安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程とし、この過程における流出したナトリウムによる原子炉格納容器の応答を以下のとおり解析している。

- a. 解析コード：ULOF と同様 CONTAIN-LMR を用いる。
- b. 事故条件：ナトリウムは、「炉内事象過程の解析」で求めた冷却材温度及び蒸発速度で 1 次アルゴンガス系に整備した安全板を通して蒸気の形態で原子炉格納容器（床下）に流出するものとする。
- c. BDBA 機器条件：窒素雰囲気（酸素濃度 3.5vol%）の原子炉格納容器（床下）に流出したナトリウムは雰囲気中の酸素等と反応し、原子炉格納容器（床下）の底部にプール状に溜るものとする。雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。また、ナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。

原子炉格納容器（床上）と原子炉格納容器（床下）の間は、圧力差 981Pa に対して 100%/d の通気率があるものとする。

- d. BDBA 設備操作条件：評価事故シーケンスにおける運転員操作は発生しないため、特段の操作条件はない。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 原子炉格納容器（床上）の最高圧力及び原子炉格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 3.2kPa[gage]及び約 42°C であり、原子炉格納容器

の設計圧力及び原子炉格納容器鋼壁の設計温度を超えることはなく、原子炉格納容器（床上）の健全性は確保される。

- b. 原子炉格納容器（床下）の最高圧力は、約 3.2kPa[gage]並びに断熱材及びヒートシンク材を整備した床の鋼製ライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、いずれも約 68℃であり、機械的強度等の観点から設定したそれぞれの基準値である 200℃以下であるため、原子炉格納容器（床下）の健全性は確保される。
- c. Cs-137 の総放出量は約 4.4×10^{-3} TBq であり、100TBq を大きく下回る。

以上のことから、本評価事故シーケンスにおいて、評価項目である原子炉格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

③ 不確かさの影響評価

申請者が実施した解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
CONTAIN-LMR については、「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」における「(2)-5 格納容器応答過程における解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価」で確認したとおり、解析モデルの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
- b. 解析条件の不確かさの影響
原子炉格納容器（床下）は、窒素雰囲気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象となる。この際、流出ナトリウム条件が最も影響のある因子であり、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるよう蒸気を対象として解析していることから感度解析は不要としている。
したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して保守側に評価するため 10%考慮した値を使用する。
- c. 不確かさの影響評価のまとめ
崩壊熱を増加させた解析の結果、基本ケースに比べ原子炉格納容器（床上）の最高圧力は上昇し、約 4.7kPa[gage]である。原子炉格納容

器（床上）の原子炉格納容器鋼壁の最高温度は、ほとんど変わらず約42℃である。

また、原子炉格納容器（床下）の最高圧力は、約4.7kPa[gage]である。原子炉格納容器（床下）の断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度はわずかに上昇し、いずれも約73℃である。

Cs-137の総放出量は約 4.9×10^{-3} TBqであり100TBqを大きく下回る。

以上のことから、不確かさの影響を考慮しても、原子炉格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に低く抑制される。

以上のことから、本評価事故シーケンスにおいて、不確かさの影響を考慮しても原子炉格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される結果に変わりはない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて、必要な監視等の措置として、安全板からナトリウム蒸気が放出されることの確認、安全容器外面冷却に関するコンクリート遮へい体冷却系の操作等に加え、2次主冷却系のナトリウム漏えいに関するドレン及び消火が必要になる。このために必要な要員は6名である。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて必要とする燃料等は、「IV-2. 2. 4 原子炉容器液位確保機能喪失 (LORL)」と同様である。

2. 審査結果

規制委員会は、PLOHSの格納容器破損防止措置において、設計基準対象施設の機能が喪失した場合でも安全容器により損傷炉心物質を保持するとともに1次アルゴンガス系に安全板を設置して原子炉冷却材バウンダリの過圧破損を防止すること及び原子炉格納容器（床下）を窒素雰囲気とし、さらに、断熱材やヒートシンク材を設置して原子炉格納容器に対する熱的影響を緩和することは、事象の特徴を捉えた対策であると判断した。

PLOHSの本評価事故シーケンスにおいて、以下の内容を確認した。

- ① 自然循環冷却による除熱機能喪失後、安全板の設置により原子炉冷却材バウンダリの圧力が0.1MPa以下に抑制され、座屈に関する許容圧力

0.6MPa を超えない。

② 漏えいしたナトリウムによる影響に関して、原子炉格納容器（床上）の最高圧力及び原子炉格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 3.2kPa[gage] 及び約 42℃であり、原子炉格納容器の設計圧力及び原子炉格納容器鋼壁の設計温度を超えることはなく、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約 3.2kPa[gage]、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、いずれも約 68℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

③ Cs-137 の総放出量は約 4.4×10^{-3} TBq であり、100TBq を大きく下回る。

④ 安全容器による損傷炉心物質の保持については、「IV-2. 2. 4 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)」で確認されている。

以上のとおり、格納容器破損防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、規制委員会は、申請者が計画している格納容器破損防止措置は有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 安全板の有効性

申請者は、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を BDBA 対処設備として新たに整備するとしている。また、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、安全板を設置するダンプタンク室に、断熱材及びヒートシンク材を BDBA 対処設備として新たに整備するとともに、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、原子炉格納容器（床下）ダンプタンク室の鋼製ライナを BDBA 対処設備として位置付けるとしている。

ここで、安全板の破裂圧力は約 9.8kPa[gage]とし、通常運転時の原子炉カバーガス圧力の変動範囲に対して十分高く、かつ、原子炉冷却材バウンダリの健全性確保の観点で十分低く抑えられるが、原子炉容器から安全板に至る経路におけるナトリウムの凝縮による閉塞の可能性など、安全板の信頼性が十分説明されていなかった。

そこで、規制委員会は、安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧破損防止に関する信頼性について説明を求めた。

これに対して申請者は、原子炉容器から安全板に至る1次アルゴンガス系配管部はヒータ等を設置し、ナトリウムの凝縮による閉塞を防止（ベーパートラップを含む。）すること、及び安全板の製作に当たっては、設置前に同一ロットでの破裂試験を複数回実施して信頼性を検証するとともに、供用中においても定期的に同一ロットでの破裂試験を実施し、供用期間中の信頼性を確保することを確認した。

また、安全板の上流側には止め弁を設置し、原子炉冷却材ナトリウムの充填時等における安全板の誤開を防止することについて、運転開始前に当該弁の開操作を必ず行うことを確認した。

以上のことから、規制委員会は、安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧破損対策は有効と判断した。

（２）格納容器応答過程

申請者は、Cs-137の原子炉格納容器外への放出量については、定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から原子炉格納容器（床下）には全量が放出されると仮定し、原子炉格納容器（床下）及び原子炉格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮するものとしている。その結果、原子炉格納容器外へのCs-137の放出について、原子炉格納容器内から原子炉格納容器外への放出率は約 $1.2 \times 10^{-4}\%$ 、総放出量は約 $4.4 \times 10^{-3}\text{TBq}$ となり、 100TBq を十分に下回るとしている。

規制委員会は、炉心から原子炉格納容器に対するセシウム移行条件及びCONTAIN-LMRにおけるセシウムエアロゾル移行挙動評価に関する妥当性について説明を求めた。

申請者は、これに対して、崩壊熱除去機能喪失型の事象では、Cs-137の炉内蓄積量の全量が、炉心から1次冷却材中、1次冷却材中からカバーガスに移行し、さらに、カバーガスから原子炉格納容器（床下）に全量が移行するとしている。原子炉格納容器（床下）から原子炉格納容器（床上）、さらに、原子炉格納容器外への移行については、CONTAIN-LMRにより評価するとし、以下のとおりとしている。

- ① セシウム等の放射性物質を含むナトリウムは、窒素雰囲気（酸素濃度3.5vol%）である原子炉格納容器（床下）へ移行すると凝縮又は反応し、ナトリウムエアロゾル（ Na_2O 、 Na_2O_2 、 NaOH ）を発生する。セシウム等はこれらのナトリウムエアロゾルに付随して移動すると仮定する。すなわち、

ナトリウムエアロゾルのみを考慮して、その後の凝集・沈降・沈着・移行を計算する。

② CONTAIN-LMR ではエアロゾルの密度をナトリウムエアロゾルの中でも小さい 300kg/m³ を設定している。セシウムは金属単体での密度がナトリウムより大きい（室温で約 2 倍）、セシウムエアロゾルの密度はより大きくなる。密度は重力沈降に影響するため、結果として浮遊エアロゾル量を過大評価している。

③ 雰囲気中に浮遊しているナトリウムエアロゾルの一部は、圧力差に起因する漏えいにより環境へ放出される。ナトリウムエアロゾルの放出割合がセシウムにも適用できるとして環境への放出量を求める。

規制委員会は、上記の説明に対して、ナトリウムエアロゾルの移行挙動は実験により検証されていること、セシウムエアロゾルは保守側に評価されることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、セシウムエアロゾルの移行挙動評価は妥当と判断した。

IV-2. 2. 6 全交流動力電源喪失による強制冷却機能喪失 (SBO)

事故シーケンスグループ SBO では、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機（2 基）の自動起動に失敗して一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われた場合に、炉心の露出によって著しい炉心損傷に至る可能性がある。

このため、格納容器破損防止措置では、「IV-2. 1. 6 全交流動力電源喪失による強制冷却機能喪失 (SBO)」において、有効性を確認した炉心損傷防止措置が機能しない場合を想定し、原子炉格納容器の破損を防止でき、及び、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策の有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) SBO における本評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、SBO における本評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本評価事故シーケンスの特徴：原子炉の出力運転中に、外部電源が喪失し、原子炉が自動停止した後、非常用ディーゼル発電機の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系が全て同時に失われる。強制循環冷却の機能が喪失した状態で更に自然循環冷却にも失敗すると炉心損傷に至る可能性がある。その場合、原子炉格納容器に対する負荷が生じ

て、原子炉格納容器が破損する可能性がある。

- ② 対策の考え方：1 ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1 ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。これにより原子炉格納容器の破損を防止する。
- ③ 初期の対策：1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- ④ 安定状態に向けた対策：全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設電源設備及び仮設計器により、監視を継続できるものとする。非常用ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努める。

(2) 解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

「IV-2.1.5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)」の評価事故シーケンス「2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」と同一である。

(3) 必要な要員及び燃料等

「IV-2.1.6 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)」と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、SBO に対して申請者が格納容器破損防止措置として計画している自然循環冷却による崩壊熱除去は、「IV-2.1.5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)」の評価事故シーケンス「2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却設備による強制循環冷却失敗」で確認したとおり、事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

IV-2. 2. 7 局所的燃料破損 (LF)

事故シーケンスグループ LF において、燃料集合体の流路閉塞によって燃料要素が破損し、更に破損が拡大して燃料集合体が損傷し、損傷領域が隣接する燃料集合体に破損伝播して著しい炉心損傷に至った場合の格納容器破損防止措置に関する有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) LF における本評価事故シーケンスの特徴及びその対策

申請者は、LF における本評価事故シーケンスの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの特徴：冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することにより燃料集合体内の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素の破損が拡大して燃料集合体が損傷し、損傷領域が隣接する燃料集合体に破損伝播して、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。その場合、原子炉格納容器に負荷がかかって破損する可能性がある。
- ② 対策の考え方：損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで原子炉格納容器の破損を防止する。また、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器から原子炉格納容器（床上）にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器及び原子炉格納容器により即発臨界超過の影響を緩和し、原子炉格納容器の破損を防止する。
- ③ 初期の対策：炉心損傷防止措置（運転員による原子炉の手動停止）に期待できない場合、原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環、2次主冷却系の強制循環及び主冷却機の強制通風による原子炉容器内冷却を可能とする。

著しい炉心損傷に至った場合は、回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器及び原子炉格納容器により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から原子炉格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。

燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。

原子炉格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、原子炉格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「原子炉格納容器内圧力高」、「原子炉格納容器内温度高」及び「原子炉格納容器内床上線量

率高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、原子炉格納容器が隔離され、原子炉格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

- ④ 安定状態に向けた対策：1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで原子炉格納容器の破損を防止する。

（２）解析手法及び結果並びに不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて、局所的な異常が拡大した場合の炉心損傷の影響については、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の損傷が生じる「IV-2. 2. 1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗」に包絡される。このため、措置の有効性の評価は、当該評価事故シーケンスにおいて実施する。

上記の評価結果から、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても原子炉格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスにおいて、必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員は5名である。これに対して、中央制御室に常駐している運転員は、当直長1名及び副当直長1名を含む6名であり、対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷後においても、原子炉容器内に保持される損傷炉心物質の冷却には、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により対応する。このうち、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系から給電され、外部電源喪失時には、直流無停電電源系は非常用ディーゼル発電機から電力供給を受ける。非常用ディーゼル発電機は、最大負荷で4日間以上運転可能な燃料油を備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

申請者は、海外炉の破損燃料継続照射（破損後最大継続照射期間：320日）では、燃料破損発生後、破損燃料を継続使用した場合に、隣接する健全な燃料要素に破損が伝播した事例はないこと、仮に、破損伝播が生じることを想定した場合にあっても、短い時間で燃料破損が伝播することはなく、「長期間を要する破損伝播」が想定すべき事象となる。その場合でも、LFの発生から燃料破損が他の集合体に伝播した場合の事故影響は、ULOFに包絡されるとしている。

規制委員会は、以上のことから、LFに対して申請者が格納容器破損防止措置として計画している原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリに放射性物質を閉じ込め、即発臨界超過によりナトリウムが噴出した場合は工学的安全施設の作動により放射性物質を閉じ込めることは事象進展の特徴を捉えた措置であると判断した。

規制委員会は、以上のことから、事故シーケンスグループ LF に対して申請者が計画している炉心損傷防止措置は、有効なものであると判断した。

IV-2.3 使用済燃料貯蔵設備における燃料損傷等防止措置

第53条の規定は、BDBAが発生した場合において、その拡大を防止するために必要な措置を講ずることを要求している。

同条の設置許可基準規則解釈では、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故として、使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故（以下「冷却機能喪失事故」という。）及び冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故（以下「冷却水喪失事故」という。）を例示している。

これに対し、申請者は、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故について、第53条の設置許可基準規則解釈を踏まえ、冷却機能喪失事故及び冷却水喪失事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じるとしている。

また、同条の設置許可基準規則解釈では、冷却機能喪失事故及び冷却水喪失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及び手順の策定等であり、以下の(a)から(d)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例示している。

- (a) 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

- (b) 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
- (c) 使用済燃料等の未臨界維持対策
- (d) 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

このため、規制委員会は、冷却機能喪失事故及び冷却水喪失事故の拡大を防止するために必要な措置として、上記の (a) から (d) の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置（以下「燃料損傷等防止措置」という。）が講じられることを確認することとした。

IV-2.3.1 冷却機能喪失事故

冷却機能喪失事故では、使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなる場合において、燃料損傷等防止措置の有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) 冷却機能喪失事故の特徴及びその対策

申請者は、冷却機能喪失事故の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。なお、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の使用済燃料貯蔵設備は本事故の対象外としている。（詳細は「IV-2.3.2 冷却水喪失事故」の「3. 審査過程における主な論点」において記載する。）

- ① 本事故の特徴：全交流動力電源喪失により、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、水冷却池の冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水又は放射線の遮へい機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し燃料の露出を防止するために、原子炉附属建物の水冷却池への給水を行う。
- ③ 対策：水の流出を防止し、かつ、水冷却池の状態を監視する。このため、排水口を設けずステンレス鋼で内張りした水冷却池を BDBA 対処設備として位置付ける。また、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合には、可搬式ポンプ及びホースによる水冷却池への給水を行う。このため、可搬式ポンプ及びホースを BDBA 対処設備として新たに整備する。

(2) 解析手法及び結果

① 解析手法

申請者は、冷却機能喪失事故に対する燃料損傷等防止措置の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：水冷却池の水位の基準（放射線の遮へい及び使用済燃料頂部の冠水が維持できる水位）の確保をもって、水冷却池における燃料損傷等防止措置を講じるものとする。ここで、放射線の遮へいに対する判断の目安を、放射線業務従事者が常時作業する基準線量率である $20 \mu\text{Sv/h}$ とし、この線量率に対応する水位（通常水位-5.15m）を「水冷却池の水位の基準」とする。
- b. 事故条件：全交流動力電源喪失により、使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の冷却機能が喪失するものとする。事象発生時の使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は 135kW（※²¹）、初期水温は水冷却池の設計値及び保安規定に定める管理値に基づき 42℃、初期水位は、次節における冷却水喪失事故の際に使用する水冷却浄化設備サイフォンブレイカー（サイフォンブレイク孔）の作動等を考慮して、保守的に通常水位-0.5m（初期水量は、初期水位に応じて 580m³）とする。また、水冷却池の除熱は、水冷却池側面及び底面は断熱を仮定し、水面からの無風状態での冷却水の蒸発によるもののみ考慮する。
- c. BDBA 機器条件：可搬式ポンプ及びホースによる給水措置を講じないものとする。
- d. BDBA 設備操作条件：可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備は、訓練等の実績を踏まえれば、事象発生から所要時間約 80 分であるが、現場対応班員の招集時間を保守的に考慮して、2 日後から給水を開始するものとする。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果、通常水位-5.15m まで水位が低下するのに要する期間が、給水措置を講じない場合に約 59 日であるのに対し、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は約 2 日間であるため、

(※²¹) 崩壊熱は、以下の条件により算出されたもの。

- ・ 5 サイクル運転（1 サイクル：60 日定格出力運転、19 日停止）、定期検査 6 ヶ月を繰り返す工程とし、崩壊熱は、炉心燃料集合体が一様に最高燃焼度に達するものとして計算した値
- ・ 炉内燃料貯蔵ラックにおいて、1 サイクル冷却した炉心燃料集合体を 10 体ずつ水冷却池に 121 体（水冷却池の最大貯蔵容量から 1 炉心分を除いた値）に達するまで貯蔵し、その後、炉心燃料集合体 1 炉心分（79 体）を水冷却池に移動した状態
- ・ 事象発生までの崩壊熱の減衰は考慮するが、事象発生後の崩壊熱の減衰は考慮しない。

当該措置に必要な期間は確保され、水冷却池の水位を基準以上に維持することで、使用済燃料の損傷を防止し、臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。

また、仮に使用済燃料が損傷に至った場合でも、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、冷却機能喪失事故に対する燃料損傷等防止措置に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 冷却機能喪失事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、2名である。

これに対して、中央制御室に常駐している運転員は6名であり、対応が可能である。

なお、本事故は、全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失と同時に発生することになるが、あらかじめ定められた体制で作業を進めることで、措置を継続することができる。(詳細は「IV-2.1.6 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SB0)」にて記載する。)

- ② 本事故においては、可搬式ポンプ及びホースの給水源は夏海湖であり、過去の最低貯水量を考慮しても約193,000m³以上の水を常時保有しており、対応が可能である。

可搬式ポンプは、エンジン内蔵型であることから、非常用発電機を必要とせず、可搬式ポンプを7日間運転した場合に必要な燃料の量は0.2m³である。これに対して、0.2m³以上の燃料を常時備蓄しており、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の冷却機能喪失事故に対して申請者が計画している可搬式ポンプ及びホースによる水冷却池内燃料体等の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

冷却機能喪失事故において、水冷却池へ給水を行った場合に対する申請者の解析結果は、水冷却池の水位を基準以上に維持することで使用済燃料の損傷を防止できるとしている。

申請者が使用した評価条件は十分に保守的に設定されており、改めて考慮すべき不確かさはないこと、また、運転員等の操作時間について十分な時間的余裕をもって設定されており、運転員等の操作が遅れた場合でも水冷却池の水位が確保される結果に変わりはないことを確認した。

なお、申請者が実施した解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（水冷却浄化設備を構成する脱塩水系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も燃料損傷等防止措置となり得る。

また、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

規制委員会は、以上のとおり、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の冷却機能喪失事故に対して申請者が計画している燃料損傷等防止措置は、有効なものであると判断した。

IV-2. 3. 2 冷却水喪失事故

冷却水喪失事故では、使用済燃料貯蔵設備の冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなる場合において、燃料損傷等防止措置の有効性を確認した。

1. 申請内容

(1) 冷却水喪失事故の特徴及びその対策

申請者は、冷却機能喪失事故の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。なお、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の使用済燃料貯蔵設備は本事故の対象外としている。（詳細は「3. 審査過程における主な論点」において記載する。）

- ① 本事故の特徴：原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の配管が破断し、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水又は放射線の遮へい機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の露出を防止するために、サイフォン現象等による水の漏えいを停止し、使用済燃料貯蔵設備水冷却池への給水を行う。
- ③ 対策：水冷却池からの水の漏えいを停止する。このため、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー（サイフォンブレイク孔）をbdba 対処設備として位置付ける。その他の対策については「IV-2. 3. 1 冷却機能喪失事故」と同一である。

(2) 解析手法及び結果

① 解析手法

申請者は、冷却水喪失事故に対する燃料損傷等防止措置の解析手法を、事故の起因条件を除き、冷却機能喪失事故と同一としている。

- a. 事故条件：水冷却池の水位を低下させるサイフォン現象の起因としては、水冷却浄化設備の配管において破断が発生した上で水冷却浄化設備のサイフォンブレイク止弁が機能喪失すると想定し、これに重畳して、水冷却池の冷却機能及び給水機能の喪失を考慮する。

② 解析結果

申請者が実施した解析の結果は、冷却機能喪失事故の解析結果と同一であり、水冷却池の水位を基準以上に維持することで使用済燃料の損傷を防止できるとしている。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、冷却水喪失事故に対する燃料損傷等防止措置に必要な要員及び燃料等を冷却機能喪失事故と同じとしている。

2. 審査結果

規制委員会は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の冷却水喪失事故に対して申請者が計画している水冷却浄化設備サイフォンブレイカー（サイフォンブレイク孔）による水冷却池からの水の漏えいの停止並びに可搬式ポンプ及びホースによる水冷却池内燃料体等の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

冷却水喪失事故において、水冷却池へ給水を行った場合に対する申請者の解析結果は、水冷却池の水位を基準以上に維持することで使用済燃料の損傷を防止できるとしている。

また、申請者が使用した評価条件や運転員等の操作時間の不確かさについては、「IV-2. 3. 1 冷却機能喪失事故」と同一であることから、水冷却池の水位が維持される結果に変わりがないことを確認した。なお、申請者が実施した解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（水冷却浄化設備等を構成する脱塩水系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も燃料損傷等防止措置となり得る。

また、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

規制委員会は、以上のとおり、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の冷却水喪失事故に対して申請者が計画している燃料損傷等防止措置は、有効なものである

と判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において規制委員会が特に指摘を行い確認した点は、以下のとおりである。

(1) 第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に貯蔵する使用済燃料について

申請者は、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に貯蔵する使用済燃料について、冷却期間、崩壊熱等を考慮し、破損が生じた場合でも、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくのおそれがないとして、BDBA として想定する事故事象の対象外としていた。

規制委員会は、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の使用済燃料貯蔵設備が冷却機能又は冷却水を喪失した場合の影響を評価するよう求めた。

申請者は、これに対し以下のことを示した。

- ① 第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に貯蔵する使用済燃料は、缶詰缶に封入された状態で水冷却池に貯蔵されており、水冷却池の冷却水を喪失した場合でも、保守的に評価した缶詰缶封入水の温度は100℃未満でほぼ一定値となり、缶詰缶封入水は沸騰に至ることはなく、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に貯蔵する使用済燃料の健全性は確保される。
- ② 第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の水冷却池の冷却水が同時に喪失した場合においては、外部からの支援が受けられる期間として7日間を設定し、保守的に評価したスカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量の合計は1.9mSvであり、5mSvを下回る。
- ③ 第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が喪失した場合の影響は、冷却水を喪失した場合の影響に包絡される。

規制委員会は、以上のことから第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の水冷却池が冷却機能又は冷却水を喪失した場合においても、使用済燃料の健全性が確保されること及び敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくのおそれがないことを確認した。

Ⅳ-2. 4 有効性評価に用いた解析コード

申請者が使用している解析コードのうち、炉心損傷防止措置の有効性評価で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同様な妥当性確認方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを参考に、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行う。

他方、格納容器破損防止措置の有効性評価で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的な実験による妥当性の確認が行われているものの、解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いを考慮してその適用可能性を判断する必要がある。また、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、事象によっては解析結果に対する不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、規制委員会は、申請者が解析コードを格納容器破損防止措置の有効性評価へ適用するに当たっては、感度解析により解析モデルや解析条件の不確かさが解析結果に与える影響の範囲を確認することや、合理的に考えられる保守的な物理モデルにより解析対象とする事象を代表し、保守的な物理モデルから得られた解析結果を基に、格納容器破損防止措置の有効性を判断しているかという観点を主とした審査を行う。(※²²)

以下、コードごとに申請内容とその確認内容について示す。

1. 解析コードで取り扱う重要現象の特定

炉心損傷防止措置又は格納容器破損防止措置の有効性評価に対して、BDBA 事象の推移を踏まえて、注目する評価項目に対して影響すると考えられる、解析上必要な物理現象を抽出した。当該物理現象については、プラントシステムの階層構造分析(※²³)を参考に、有効性評価で解析対象とする本試験研究用等原子炉施設の物理領域を展開して階層化して評価を行い、当該物理現象が階層構造分析結果に含まれていることを確認した。

当該物理現象に対して、重要現象を抽出するために、物理現象ごとに BDBA 事象推移に対する影響が大きいと考えられる順に、「H」、「M」及び「L」のランク付けを行い、「H」及び「M」に分類される物理現象を重要現象として抽出した。

解析コードが取り扱う重要現象の解析モデルについては、試験解析により妥当

(※²²) 令和3年5月26日第10回原子力規制委員会

(※²³) 米国 NRC の RGL 203 及び日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準:2008」で用いている EMDAP(Evaluation Model Development and Assessment Process)に示されるプラントシステムの階層構造分析手法

性の確認を実施することを基本とし、一部の解析モデルについては、理論解と解析結果との比較により妥当性を確認している。これらの詳細については、以下の解析コードの妥当性確認において記載している。

2. 申請者が使用している解析コード

申請者は、評価対象の事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードで考慮すべき現象を踏まえて、有効性評価に使用するコードを以下のとおりとしている。

(1) 炉心損傷防止措置の有効性評価

事故シーケンスグループのうち、ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS (SBO の事象進展は PLOHS と同じとしている。) に対しては、主炉停止系制御棒又は代替措置である後備炉停止制御棒の挿入により原子炉の停止に成功する状況における炉心の冷却状態を解析するため、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能及び炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードである Super-COPD を使用している (図IV-1)。

LF については、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の局所的な閉塞に伴う燃料要素の冷却状態の悪化を解析するため、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を一つの流路 (サブチャンネル) としてモデル化し、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することが可能な単相サブチャンネル解析コードである ASFRE を使用している (図IV-2)。

(2) 格納容器破損防止措置の有効性評価

- ① ULOF 及び UTOP については、炉心損傷防止措置で整備した後備炉停止制御棒の挿入に失敗し、炉心損傷に至った後、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象を解析する。LF については、燃料集合体内流路の閉塞により燃料要素が破損し、炉心損傷に至った後、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象となるが、炉心損傷後の事象進展は ULOF に包絡される。このため、ULOF 及び UTOP を代表として、炉心燃料の溶融進展、冷却挙動等のほか、原子炉容器や原子炉格納容器の応答を評価する必要があるが、原子炉格納容器破損に至る可能性のある一連の事象進展が複雑となることから、これを五つの過程に分けて解析を行っている (図IV-3)。具体的には、以下のとおりとしている。

- a. 定格運転状態からラップ管内で炉心燃料が溶融するまでの「起因過程」については、炉心を構成する燃料集合体を複数のチャンネルで模

- 擬し、炉心全体の事故進展挙動を解析できる SAS4A を使用している。
- b. ラップ管の溶融から炉心の溶融が全炉心規模に進展し、損傷炉心物質がラップ管外の水平方向へも移動可能となる「遷移過程」については、損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析できる SIMMER-III 又は SIMMER-IV を使用している。
 - c. 遷移過程において即発臨界超過によるエネルギー放出があった場合に、原子炉容器本体の損傷や原子炉容器上部からのナトリウム噴出の可能性のある「機械的応答過程」には、炉心で発生する熱エネルギーによる冷却材等の沸騰、膨張等により発生する機械的エネルギーを解析できる SIMMER-IV、原子炉容器内の圧力変化による原子炉容器の機械的な変形等を解析できる AUTODYN、原子炉容器と回転プラグの隙間から原子炉格納容器（床上）（空気雰囲気）に噴出するナトリウム量を解析できる PLUG を使用している。
 - d. 損傷炉心物質が炉心部から原子炉容器底部又は上部プレナムを経由して材料照射ラック底部若しくは炉心支持台上面へ移行し、再配置された後、冷却材循環によって長期的に冷却される「再配置・冷却過程」において、炉心部に残留する損傷炉心物質の冷却状態には、多次元熱流動挙動や流体と構造材の伝熱等を解析することが可能な汎用計算流体力学コードである FLUENT、損傷炉心物質の一部が炉心部から流出し、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部に堆積した粒子状のデブリベッドの冷却状態の解析には Super-COPD（デブリベッド熱計算モジュール）を使用している。
 - e. 原子炉容器から原子炉格納容器（床上）（空気雰囲気）にナトリウムが噴出し燃焼する「格納容器応答過程」については、原子炉格納容器に生じる圧力及び温度、ナトリウム-コンクリート反応に伴い発生する水素、並びに燃焼等の結果生じるエアロゾルの挙動を解析することが可能な CONTAIN-LMR を使用している。
- ② LORL 又は PLOHS については、炉心損傷防止措置で整備した安全容器又はサイフォンブレイク止弁操作による原子炉容器内のナトリウム液位確保に成功したとしても、崩壊熱除去に失敗した場合には炉心損傷に至るため、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象を解析する。このため、炉心燃料の溶融進展、冷却挙動等のほか、原子炉容器や原子炉格納容器の応答を評価する必要があるが、事象の進展が複雑となることから、事故シーケンス全体を二つの過程に分けて解析を行っている（図IV-4）。具体的には、以下のとおりとしている。
- a. 炉心が露出し損傷に至った場合、原子炉容器底部に堆積した損傷炉

心物質により原子炉容器はクリーブ破損する可能性を考慮した上で、損傷炉心物質が安全容器内に移行する「炉外事象過程」を想定し、安全容器外面冷却の熱流動挙動を解析することが可能な FLUENT を使用している。

- b. 原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止するために1次アルゴンガス系に設置する安全板の開放又は安全容器外での配管の破損（内管及び外管破損の重畳）により、原子炉冷却材バウンダリから原子炉格納容器（床下）（窒素雰囲気）にナトリウムが漏えいする「格納容器応答過程」については、原子炉格納容器（床下）（窒素雰囲気）のナトリウムの熱的影響やナトリウム蒸気から生じるエアロゾルの挙動を解析することが可能な CONTAIN-LMR を使用している。
- ③ ULOHS については、炉心損傷防止措置で整備した後備炉停止制御棒の挿入失敗による原子炉の停止失敗を想定するが、1次主循環ポンプにより炉心の循環流量が維持され、負の反応度係数等原子炉固有の特性により原子炉出力が低下し、炉心損傷に至ることはない。本事象の進展は、「① 炉心損傷防止措置の有効性評価」と同様であり、事象の解析には、Super-COPD を使用している。

以上の有効性評価に使用する解析コードの一覧を表IV-2 に、概要を表IV-3 に示す。

3. 解析コードの妥当性確認及び有効性評価への適用性

(1) Super-COPD

① 申請内容

申請者は、Super-COPD の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. Super-COPD は、その前身の解析コード(※²⁴)により本試験研究用等原子炉施設及び「もんじゅ」の安全設計及び安全評価に適用された実績がある。また、Super-COPD としては、国際ベンチマーク解析に使用した実績がある。
- b. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置における重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
 - b. - 1 炉心及び原子炉容器における冷却材熱流動、炉心流量再配分等

(※²⁴) 「もんじゅ」及び本試験研究用等原子炉施設の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」及び「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」

の重要現象のモデルについては、本試験研究用等原子炉施設の MK-II 自然循環試験(※²⁵)、「もんじゅ」電気出力 40%タービントリップ試験(※²⁶)及び EBR-II 自然循環試験(※²⁷)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。

- b. - 2 1次主冷却系及び2次主冷却系における冷却材の強制循環及び自然循環、主中間熱交換器熱交換、主冷却機除熱等の重要現象のモデルについては、本試験研究用等原子炉施設の MK-II 自然循環試験、「もんじゅ」電気出力 40%タービントリップ試験、「もんじゅ」1次主冷却系自然循環予備試験^{*28}、「もんじゅ」冷却系自然循環模擬試験(※²⁹)、「もんじゅ」空気冷却器自然循環通風測定試験(※³⁰)及び EBR-II 自然循環試験を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 格納容器破損防止措置における重要現象のうち、原子炉容器下部プレナム底部に堆積したデブリベッド冷却におけるデブリベッド伝熱モデルについては、ACRR 炉の D10 試験(※³¹)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- d. 不確かさ評価については、以下のように確認を行っている。
- d. - 1 炉心損傷防止措置に係る有効性評価解析において、有効性評価における評価項目（以下「評価項目」という。）である燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度への影響が大きいと考えられるドップラ係数、燃料温度係数等の各種反応度係数、制御棒引き抜き反応度、崩壊熱及び原子炉トリップ信号設定値の不確かさの影響を考慮して感度解析を実施し、各種反応度係数の最高温

(※²⁵) 本試験研究用等原子炉施設 MK-II 炉心の 100MW 出力運転状態から原子炉をスクラムさせるとともに、1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを同時に停止させ、1次主冷却系及び2次主冷却系を自然循環状態、主冷却機を自然通風状態として、崩壊熱除去を確認した試験で、温度、流量を計測したもの。

(※²⁶) 「もんじゅ」の電気出力 40%状態においてタービンがトリップし、1次主冷却系及び2次主冷却系はポニーモータによる強制循環、補助冷却設備の空気冷却器は送風機による強制通風による崩壊熱除去運転を行った試験で、温度、流量を計測したもの。

(※²⁷) 米国の高速増殖実験炉「EBR-II」において、原子炉をトリップさせ、1次主冷却系に設置する補助電磁ポンプを起動せずに、自然循環とした試験で、温度、流量を計測したもの。

(※²⁸) 「もんじゅ」で1次主冷却系及び2次主冷却系が約 325℃の等温保持状態から、補助冷却設備からの除熱により1次主冷却系に温度差を付加し、1次主冷却系内で自然循環を発生させた試験で、温度、流量を計測したもの。

(※²⁹) 1次主循環ポンプを定格運転、2次主冷却系をポニーモータ運転、補助冷却設備を自然通風除熱モードとし、系統内のナトリウム温度を 325℃に保持した状態から、2次主冷却系ポニーモータを停止し、補助冷却設備の空気冷却器出口のナトリウム温度設定値を 315℃から 240℃にステップ状に変化させた状態で、2次主冷却系に機器及び配管の高低差と温度差により自然循環流量を発生させた試験で、温度、流量を計測したもの。

(※³⁰) 「もんじゅ」の炉心確認試験時に、空気冷却器が自然通風状態の空気冷却器周りの温度、流量を計測したもの。

(※³¹) 米国サンディア国立研究所の ACRR 炉にて実施されたデブリベッド模擬炉内試験のうち、底部冷却を伴う深い均一デブリベッドを対象とし、デブリ粒子 (100% UO₂ 粒子) を液体ナトリウムに浸した冷却試験で、デブリベッド内に設置された熱電対により温度分布を計測したもの。

度への影響は限定的であることを確認している。

- d. - 2 格納容器破損防止措置に係る有効性評価解析において、炉心部から流出する損傷炉心物質の流出量を保守的に多く設定することにより、原子炉容器下部プレナム底部に堆積するデブリベッドの冷却評価の保守性を確保していることを確認している。また、デブリベッドは実機では半球形状の原子炉容器底部に堆積し、厚さは非均一と考えられ、デブリベッドの厚さが異なることにより、デブリベッド内冷却材の自然対流が発達すると考えられるが、解析では、最大厚みを均一厚みとしたデブリベッドモデルとしており、温度を高めめに評価するモデルであることを確認している。

② 確認内容

規制委員会は、Super-COPD についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 炉心損傷防止措置の事故シーケンスグループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS 並びに格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループ ULOHS、LORL 及び PLOHS について、炉心及び原子炉容器における反応度フィードバックと核動特性、冷却材熱流動等並びに 1 次主冷却系及び 2 次主冷却系における冷却材の強制循環及び自然循環等の重要現象に対する解析モデルが説明されている。

また、格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループ ULOF 及び UTOP について、原子炉容器下部プレナム底部に堆積したデブリベッド冷却の重要現象に対する解析モデルが説明されている。

- b. 本解析コードは、国際ベンチマーク解析に使用した実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる炉心損傷防止措置の事故シーケンスグループに対しても、試験解析を基に妥当性の確認が行われ、有効性評価に適用できることが示されている。また、デブリベッド冷却の解析モデルについては、デブリベッドの温度を高めめに評価する傾向があり、評価項目に対する余裕は大きくなる。
- d. 評価項目に対して不確かさの影響が大きいと思われる解析条件等のパラメータを適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

なお、上記 d. のうち、原子炉容器底部に堆積したデブリベッド冷却解析について、規制委員会は、デブリベッド形成のメカニズム、粒子径や空隙率の根拠、及びその不確かさとデブリ安定冷却に関する解析評価の妥当性について説明するよう指摘し、「IV-2.2.1 炉心流量喪失時原子炉停

止機能喪失 (ULOF)」の審査過程における主な論点において確認している。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の Super-COPD の特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。

(2) ASFRE

① 申請内容

- a. ASFRE は、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内熱流動挙動に係る研究に適用した実績がある。
- b. 炉心損傷防止措置における重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
 - b. - 1 燃料集合体内における被覆管温度変化、冷却材温度変化の重要現象のモデルについては、PLANDTL-37 試験 (ナトリウム試験) (※³²)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
 - b. - 2 燃料集合体内における冷却材速度分布の重要現象のモデルについては、本試験研究用等原子炉施設の燃料集合体試験 (水試験) (※³³)、「もんじゅ」燃料集合体試験 (水試験) (※³⁴)及び PLANDTL-37 試験 (ナトリウム試験) を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、炉心損傷防止措置に係る有効性評価解析において、評価項目である被覆管最高温度及び冷却材最高温度に影響を及ぼすと考えられる、閉塞部の厚さ、流路閉塞の形状等の解析条件を保守的な設定とするとともに、FP ガスジェット放出時の熱伝達率については実験結果(※³⁵)を基に設定した保守的な値とすることにより、被覆管最高温度及び冷却材最高温度評価の保守性を確保していることを確認している。

② 確認内容

規制委員会は、ASFRE についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 炉心損傷防止措置の事故シーケンスグループ LF について、燃料集

(※³²)高流量の燃料集合体内熱流動特性を把握することを目的に、模擬燃料集合体 (37 本燃料要素バンドル (電気ヒータ加熱)) 2 体を用いて実施したナトリウム熱流動試験で、集合体内の冷却材温度分布を計測したもの。

(※³³)高流量時の燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的に、本試験研究用等原子炉施設の試作模擬燃料集合体を用いて実施された水流動試験で、燃料要素バンドル区間の出入口圧力差を計測したもの。

(※³⁴)定格運転時の高流量から燃料交換時や自然循環時の低流量までの広い流量領域の燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的に、「もんじゅ」の試作模擬燃料集合体を用いて実施された水流動試験で、燃料要素バンドル区間の出入口圧力差を計測したもの。

(※³⁵)R. E. Wilson ら (ANL) の FP ガス放出模擬実験によって取得された実験データ。

合体内における被覆管温度変化、冷却材温度変化及び冷却材速度分布の重要現象に対する解析モデルが説明されている。

- b. 本解析コードは、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内熱流動挙動に係る研究に使用した実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる炉心損傷防止措置の事故シーケンスグループに対しても、試験解析を基に妥当性の確認が行われ、有効性評価に適用できることが示されている。
- d. 評価項目に対して不確かさの影響が大きいと思われる解析条件を保守的な設定とすることにより、評価項目の保守性を確保している。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の ASFRE の特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。

(3) SAS4A

① 申請内容

- a. SAS4A は、その前身の解析コードである SAS3D を「もんじゅ」の原子炉設置許可申請書等において、「技術的には起こるとは考えられない事象」（「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象、いわゆる「5 項事象」）における起因過程の評価に適用した実績がある。また、SAS4A 自身は、「もんじゅ」の原子炉設置変更許可申請書の安全審査において参考評価として使用している。
- b. ULOF 及び UTOP 起因過程における格納容器破損防止措置の重要現象に関する解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
 - b. - 1 燃料定常照射挙動の重要現象のモデルについて、燃料の再組織化や FP ガスの生成と移動等の挙動に関して Phénix 炉における燃料要素の照射試験(※³⁶)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
 - b. - 2 冷却材熱流動挙動、燃料要素の熱的及び機械的挙動の重要現象のモデルについては、冷却材流量変化による燃料要素の温度変化、燃料の熔融挙動等について、CABRI 炉内試験 (BI3 試験) (※³⁷) を対象とした試験解析により妥当性を確認している。

(※³⁶) Phénix 炉で照射された燃料要素の中から、過渡試験に供する燃料要素と同等の特性を有する燃料要素を選定し、X 線・中性子線ラジオグラフィや断面金相写真、溶解法による燃料保持ガス分布測定等の詳細な照射後試験を実施したもの。

(※³⁷) ナトリウム流量の減少により沸騰が生じた後 5.1 秒で過出力をかけた過渡試験で、過出力をかける前に被覆管の熔融が生じていたと考えられており、LOF 中の昇温が比較的大きい。

- b. - 3 冷却材沸騰挙動の重要現象のモデルについては、冷却材流量減少や原子炉の出力上昇によって冷却材の昇温が生じ、部分的又は広範囲な沸騰（ボイド化）に至る挙動について、CABRI 炉内試験（EFM1 試験）（※³⁸）を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 4 被覆管の溶融と移動挙動の重要現象のモデルについては、冷却材の沸騰及びドライアウトにより被覆管からの除熱が低下した状態で被覆管が溶融し、ナトリウム蒸気流からの摩擦又は溶融被覆管の自重により移動する挙動について、CABRI 炉内試験（BI1 試験）（※³⁹）を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 5 燃料の破損挙動及び軸方向移動挙動の重要現象のモデルについては、燃料の溶融等によって被覆管が破損し冷却材流路内に燃料が放出される挙動及び燃料の崩壊に伴って燃料が軸方向に移動する挙動について、CABRI 炉内試験（BI4 試験）（※⁴⁰）を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 6 FCI 挙動の重要現象のモデルについては、燃料が破損した際に、冷却材が高温の燃料と直接熱交換することにより急速にボイド化が進む挙動について、CABRI 炉内試験（E6 試験）（※⁴¹）を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、格納容器破損防止措置に係る有効性評価解析において、起因過程の事象推移に影響を与える入力条件に対し、その影響を考慮した感度解析を実施し、不確かさの影響を考慮した場合においても基本ケースと同様に、ULOF の場合では未臨界状態であること、また、UTOP の場合には即発臨界を超えないことから、起因過程における評価項目に係る重要なパラメータである FP ガス圧力、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料密度反応度、制御棒の引き抜き反応度及び燃料破損条件については、起因過程後の遷移過程における事象進展に有意に影響しないことを確認している。

（※³⁸）ナトリウム流量の減少による沸騰及び被覆管の溶融が生じた後に過出力をかけた過渡試験で、十分なナトリウム流量の減少に伴い被覆管が昇温し、被覆管の強度が低下した状態で破損している。

（※³⁹）原子炉出力を変化させることなくナトリウム流量を減少させた過渡試験で、ナトリウムの沸騰が広がった後、被覆管が広く溶融し、溶融した被覆管の上下方向への分散が確認されている。

（※⁴⁰）ナトリウム流量の減少により沸騰が生じた後 1.5 秒で過出力をかけた過渡試験で、沸騰直後に過出力をかけたことにより、早期の被覆管の機械的な破損と溶融燃料の放出が確認されており、マイクロフォンによる音響測定と中性子ホドスコープにより破損時刻と破損位置を計測したものである。

（※⁴¹）ナトリウム流量を変化させることなく過出力をかけた過渡試験で、被覆管の機械的な破損と溶融燃料の放出が生じ、これにより FCI が生じたことが確認されている。

② 確認内容

規制委員会は、SAS4A についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループ ULOF 及び UTOP について、燃料定常照射挙動、冷却材熱流動挙動等の重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 本解析コードは、「もんじゅ」の原子炉設置変更許可申請書の安全審査において参考評価として使用した実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループに対しても、試験解析を基に妥当性の確認が行われ、有効性評価に適用できることが示されている。
- d. 評価項目に対して不確かさの影響が大きいと思われる解析条件等のパラメータを適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の SAS4A の特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。

(4) SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳ

① 申請内容

- a. SIMMER-Ⅲは、「もんじゅ」の原子炉設置変更許可申請書において、安全審査において参考評価として使用した実績がある。
- b. ULOF 又は UTOP の遷移過程又は機械的応答過程における格納容器破損防止措置の重要現象に関する解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
 - b. - 1 損傷炉心の核的挙動の重要現象のモデルについては、中性子輸送計算を空間に強く依存する形状関数と時間依存性の強い振幅関数に分離する改良準静近似法を用いており、形状関数については、FCA のⅧ-2(※⁴²)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。また、動特性解析機能については、SIMMER コードでは階層化した時間ステップを用いており、形状関数の算出に使用する中性子形状時間ステップを反応度の算出に使用する反応度時間ステップより粗くすることで計算コストの削減を図っているが、典型的な高速炉の損傷炉心に対する急激な反応度の投入を想定

(※⁴²) 旧日本原子力研究所の高速臨界集合体施設 FCA で 1979 年に実施された臨界試験で、高速炉体系において燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象(燃料スランピング)を模擬したものであり、基準体系からの反応度変化や核分裂反応率分布を計測したもの。

した STN テスト問題（炉心径方向中心部において、溶融燃料の塊が炉心下部から 100m/s の速度で炉心上部へ移動する、急激な反応度の投入を想定したベンチマーク）により、核計算時間ステップ幅の制御が適切に行われていることを確認している。

- b. - 2 構造壁の溶融・破損の重要現象モデルについては、本現象が、燃料集合体及び制御棒駆動機構下部案内管の管壁が高温の損傷炉心物質からの熱輸送により溶融破損する現象であり、損傷炉心領域の拡大を引き起こすことから、炉心溶融物質による熱負荷で制御棒駆動機構下部案内管を模擬した内部ダクトに開口が形成されるまでの壁面破損時刻に注目し、EAGLE 炉内試験(※⁴³)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 3 FCI の重要現象のモデルについては、冷却材と損傷炉心物質の接触により熱が伝達されて冷却材の急激な蒸発によって圧力が上昇し、圧力ピークが発生する FCI 現象を適切に評価できることを THINA 試験(※⁴⁴)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。ただし、燃料凝集を引き起こす FCI 現象は、損傷炉心物質とナトリウムが接触・混合する状況の不確かさが大きく、また、炉心周辺での FCI による損傷炉心物質のスロッシング現象は、実験的に模擬することは難しく、現象としての不確かさが大きい。このため、有効性評価では、その不確かさを保守的に包絡する条件を用いた評価が必要である。
- b. - 4 損傷炉心物質のスロッシング挙動の重要現象のモデルについては、流体密度が 10^4kg/m^3 程度の高密度の流体が核発熱を伴いながら流動する現象であることから、水によるスロッシング挙動試験(※⁴⁵)、鉛ビスマス二相流動試験(※⁴⁶)及び SCARABEE 炉の BF2 試験(※⁴⁷)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。これにより SIMMER コードは、損傷炉心物質のスロッシング現象

(※⁴³) 中心に燃料流出経路となる冷却材を内包した内部ダクトを設置し、その周囲を燃料ピンで囲んだ体系を持つ試験体を格納したカプセルをパルス試験炉（IGR）の円柱状の中心空孔に装荷し、IGR をパルス運転し中性子照射することで燃料ピンを発熱・溶融させて溶融炉心プールを模擬することで、溶融炉心プールからの伝熱により内部ダクトが破損し、内部ダクトが早期の燃料流出経路として有効であることの確認を目的としたもの。

(※⁴⁴) テルミット反応で生成した高温融体（ Al_2O_3 と Fe との混合溶融物）をナトリウムプール中に下方から流入させることで FCI を模擬したもの。

(※⁴⁵) 半径 22.2cm の円筒容器内の中心から 14.5cm 位置に幅 7.5cm、高さ 1cm の円環状の粒子ベッドを設置し、円筒容器中心位置に設置された直径 5.5cm、高さ 20cm の円柱状の水柱を崩壊させることで、溶融燃料と燃料粒子が混合した流動状態を観察したもの。

(※⁴⁶) 溶融燃料の密度に近い鉛ビスマス（密度約 10g/cm^3 ）のプール内に底部から窒素ガスを吹き込み、二相流動挙動を中性子ラジオグラフィで可視化し、窒素ガスの体積率空間分布の変動パターンを計測したもの。

(※⁴⁷) 仏国カダラッシュ研究所にある試験炉 SCARABEE 炉において、Nb 製のるつぼ内の二酸化ウラン燃料を核加熱により溶融・沸騰させ、沸騰による液面の振動、るつぼ側面への熱負荷を計測したもの。

を定性的に再現できているが、対象としたそれぞれの検証実験は、実際の炉心物質を用いていない、又は炉心物質を用いているものの小規模体系である等の制約があり、試験結果を直ちに実炉心規模へスケールアップして適用するには不確かさに伴う限界があることから、有効性評価においては、これらの不確かさを包絡する保守的な想定を用いる必要がある。

- b. - 5 損傷炉心物質の流出挙動の重要現象のモデルについては、即発臨界超過によって発生する圧力によって損傷炉心物質が、反射体、遮へい集合体ギャップ及びピン束流路を通じて流出する挙動について、GEYSER 試験(※⁴⁸)及び THEFIS 試験(※⁴⁹)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 6 燃料からスチールへの熱移行挙動の重要現象のモデルについては、即発臨界超過により燃料物質で生じた熱エネルギーによってスチールの蒸気が発生する挙動について、CABRI TP-A2 試験(※⁵⁰)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 7 炉心上部構造による熱及び圧力損失挙動の重要現象のモデルについては、即発臨界超過によって炉心外に放出される損傷炉心物質のエネルギーが炉心上部構造によって低減される挙動について、VECTORS 試験(※⁵¹)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 8 蒸気泡の成長挙動の重要現象のモデルについては、上部プレナムの液体ナトリウムプールの中に放出された高温の損傷炉心物質による蒸気泡の生成と原子炉容器上端のカバーガスの圧縮挙動について、Omega IV-12 試験(※⁵²)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価については、以下のように確認を行っている。
 - c. - 1 遷移過程の炉心において、熔融した燃料及びスチールと未溶

(※⁴⁸) 熔融二酸化ウラン (UO₂) の円管内における固化閉塞挙動を模擬するために実施された試験で、3,000℃の熔融 UO₂ プールと試験部出口との差圧を推進力として熔融 UO₂ を試験部に上向きに注入し、円管内への浸入と固化閉塞を模擬したもの。

(※⁴⁹) 粒子状の固化閉塞物への熔融アルミナの浸入挙動を模擬した試験で、圧力ベッセル内に上下可動式のるつぼを設置し、るつぼ内で生成した熔融アルミナ (2300K) を圧力ベッセルへの空気供給 (ベッセル内の昇圧) とるつぼの上方移動によって内側直径 6mm の試験部 (クォーツガラス製の円管) に注入し、円管内の固化閉塞挙動を定量化したもの。

(※⁵⁰) ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により熔融し、発生するスチール蒸気圧を計測したもの。

(※⁵¹) 高温の水と水蒸気の混合物を、ピン束を模擬した流路の下部から放出し、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験で、ピン束の出口に置かれた重さ約 80g のピストンの運動エネルギーへの変換割合を計測したもの。

(※⁵²) OMEGA 試験は、高温の水と水蒸気の混合物を室温水プールの下部から放出し、蒸気泡の成長とカバーガスの圧縮挙動を模擬した試験で、Omega IV-12 試験は、圧力約 2.136MPa、温度約 215℃蒸気体積率約 16.7%の高温水を圧力源としている。

融の燃料粒子が混在した損傷炉心物質が、大きく移動する過程で燃料物質が集中すると即発臨界超過により大きなエネルギーを放出する。この現象は、原子炉容器本体の変形・損傷や原子炉容器上部からのナトリウム噴出を生じさせる機械的エネルギーに対して重要となる。このため、損傷炉心物質の凝集を促進させるための流動性の想定と、損傷炉心物質に対する駆動力を過大にすることで、燃料スロッシングにより過剰に燃料凝集を生じさせ、即発臨界に伴うエネルギー放出評価の保守性を確保していることを確認している。

- c. - 2 前項の内容に加えて、解析体系を2次元軸対象解析体系とすることにより炉心中心に向けた燃料凝集が発生しやすくなるようにし、炉心径方向及び炉心下部への損傷炉心物質の流出を無視することによりエネルギー放出評価が更に保守側になることを確認している。
- c. - 3 即発臨界超過により発生した熱エネルギーが原子炉容器に影響を与える機械的エネルギーに変換されるための主要なメカニズムである FCI と蒸気泡の生成に関して、スチールの蒸気発生挙動に係る損傷炉心物質とスチールの熱伝達率の感度解析や、炉心上部構造物によるエネルギー損失の影響確認を実施し、これらの不確かさ影響は基本ケースに対して限定的であることを確認している。

② 確認内容

規制委員会は、SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳについての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループ ULOF 及び UTOP について、損傷炉心の核的挙動、燃料スロッシングや FCI 等の炉心損傷後の事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. SIMMER-Ⅲは、「もんじゅ」の原子炉設置変更許可申請書において、安全審査の参考評価として使用した実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループに対して、試験解析を基にした妥当性の確認により、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、申請者は、炉心領域での損傷炉心物質の移行挙動や FCI など不確かさが大きい重要現象については、実際に想定され得る炉心状態よりも損傷炉心物質の凝集を更に促進させるといった保守的な解析

条件をあえて想定し、即発臨界に伴うエネルギー放出を大きくするとともに、これを基にしたナトリウム噴出量評価を行うことにより、評価項目に対する保守性を確保している。

- d. 上記 c. において申請者が実施した保守的な解析条件に基づく有効性評価の結果に対して、規制委員会は、その妥当性を確認するため、熔融炉心の凝集による即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価及び放出エネルギーを基にしたナトリウム噴出量評価に関する検証（次節「4. 審査過程における主な論点」において「要素評価」という。）を実施し、申請者の有効性評価の結果とおおむね整合する結論を得たことから、おおむね妥当とみなせることを確認している。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳを用いて実施した有効性評価の結果については、規制委員会が実施した要素評価で比較及び検討を行った範囲に限って妥当と判断した。なお、SIMMER-Ⅲ及び SIMMER-Ⅳコードそのものの妥当性は判断していない。

(5) FLUENT

① 申請内容

- a. FLUENT は、一般産業分野の熱流動解析において広く利用される汎用計算流体力学コードであり、ナトリウム冷却型高速炉の熱流動評価に適用した実績がある。
- b. 格納容器破損防止措置における重要現象の解析モデルについて、解析コードの開発元が提供する検証事例のほか、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
- b. - 1 乱流のモデルについては、LSTF 試験装置における ECCS 水注入時低温側配管内温度成層化試験(※⁵³)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 2 原子炉容器内の自然循環崩壊熱除去については、PLANDTL-1 試験(ナトリウム試験)(※⁵⁴)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- b. - 3 輻射伝熱モデルについては、実績のある輻射伝熱用解析コード(S-FOKS)による解析結果との比較により妥当性を確認している。
- b. - 4 圧力損失相関式及び熱伝達相関式については、相関式の実験デ

(※⁵³) 大型非定常試験装置 LSTF において、ECCS 配管から低温側配管に低温水を 100 秒間注入した試験で、配管内の冷却水温度分布を計測したもの。

(※⁵⁴) ループ型のナトリウム冷却型高速炉の原子炉容器を含む 1 次主冷却系、中間熱交換器、2 次主冷却系及び崩壊熱除去系を模擬したもの。

ータベースの参照及び検証問題との比較により、有効性評価解析に対しても適用できることを確認している。

- c. 不確かさ評価については、以下のように確認を行っている。
- c. - 1 再配置・冷却過程においては、炉心領域に残存する損傷炉心物質を保守的に多く設定することにより、炉心から熱的負荷に対する原子炉容器の冷却評価の保守性を確保していることを確認している。
- c. - 2 炉外事象過程においては、炉心部から流出する溶融した損傷炉心物質が原子炉容器底部に堆積し、長期間高温に維持され、クリープ破損が生じる可能性を考慮し、原子炉容器底部の破損を想定する。その際、損傷炉心物質の全量が原子炉容器外の安全容器内に移行したものとし、崩壊熱については、原子炉容器液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱とすることにより、原子炉容器破損後、安全容器内に堆積する損傷炉心物質の冷却評価の保守性を確保していることを確認している。

② 確認内容

規制委員会は、FLUENT についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループ ULOF、UTOP、LORL 及び PLOHS について、原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却過程、原子炉容器から安全容器内に流出した損傷炉心物質の冷却過程及びコンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却における重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 本解析コードは、一般産業分野の熱流動解析において広く利用される汎用計算流体力学コードであり、ナトリウム冷却型高速炉の熱流動評価に使用した実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループに対しても、開発元が提供する検証事例との比較や試験解析を基に妥当性の確認が行われ、有効性評価に適用できることが示されている。
- d. 評価項目に対して不確かさの影響が大きいと思われる解析条件を保守的な設定とすることにより、評価項目の保守性を確保している。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の FLUENT の特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。

(6) AUTODYN

① 申請内容

- a. AUTODYN は、水素爆発による BWR 原子炉本体基礎（ペDESTAL）の構造応答評価に使用した実績がある。
- b. 格納容器破損防止措置における原子炉容器の機械的応答過程での蒸気泡の生成に伴う流体圧力による原子炉容器変形の重要現象のモデルについては、FV102 試験(※⁵⁵)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、遷移過程において即発臨界超過に伴うエネルギー放出に大きな影響を与える燃料凝集挙動の不確かさの影響を考慮したケースにおいて、SIMMER-IVによる機械的エネルギーの解析結果として得られるナトリウム蒸気泡の膨張特性（圧力及び体積）を包絡するよう保守的に設定するとともに、回転プラグの変形による機械的エネルギーの吸収効果を見逃して原子炉容器への負荷が大きくなることにより、原子炉容器に発生する歪み及び変位の構造応答評価の保守性を確保していることを確認している。

② 確認内容

規制委員会は、AUTODYN についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループ ULOF 及び UTOP について、原子炉容器の変形に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 本解析コードは、水素爆発による BWR 原子炉本体基礎（ペDESTAL）の構造応答評価に使用した実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループに対しても、試験解析を基に妥当性の確認が行われ、有効性評価に適用できることが示されている。
- d. 評価項目に対して不確かさの影響が大きいと思われる解析条件を保守的な設定とすることにより、評価項目の保守性を確保している。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の AUTODYN の特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。

(※⁵⁵) 流体-構造連成解析を行う解析コードの検証データ取得を目的として、1970 年代に米国 SRI インターナショナルによって実施され、クリンチリバー増殖炉の原子炉容器の 1/30 スケールの単純な容器モデルに機械的負荷を与えた場合の応力、ひずみ及び変形を計測したもの。

(7) PLUG

① 申請内容

- a. PLUG は、これまでに安全審査やベンチマーク解析等に使用した実績はない。
- b. 格納容器破損防止措置における原子炉容器の機械的応答過程での回転プラグ固定ボルトの変形及びプラグ間隙内のナトリウム流動挙動の重要現象のモデルについては、単純な体系を用いて基本的な機能が確認できる解析条件を設定し、理論解と解析結果との比較により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、遷移過程において即発臨界超過に伴うエネルギー放出に大きな影響を与える燃料凝集挙動の不確かさの影響を考慮したケースにおいて、SIMMER-IVによる機械的エネルギーを保守的に大きく評価した圧力履歴を設定するとともに、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見落とし、回転プラグへの負荷が大きくなることにより、炉心上部機構及び各回転プラグ間隙からのナトリウム噴出量評価の保守性を確保していることを確認している。

② 確認内容

規制委員会は、PLUG についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループ ULOF 及び UTOP について、回転プラグの運動とその結果生じる回転プラグ間隙を通じたナトリウムの噴出に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループに対しても、理論解との比較により妥当性の確認が行われ、有効性評価に適用できることが示されている。
- c. 評価項目に対して不確かさの影響が大きいと思われる解析条件を保守的な設定とすることにより、評価項目の保守性を確保している。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の PLUG の特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。

(8) CONTAIN—LMR

① 申請内容

- a. CONTAIN—LMR は、これまでの安全審査等で使用した実績はない。なお、当該コードを構成する個別現象解析コードのうち、プール燃焼解析コード SOFIRE-II はその一部改良コード（プール燃焼解析モデル自体は基本的に同じ。）が、「もんじゅ」の安全審査で使用された実績がある。また、エアロゾル挙動解析コード MAEROS は、実用発電用原子炉において使用実績のある MELCOR に内蔵されているものである。
- b. 格納容器破損防止措置における重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
 - b. - 1 格納容器応答過程におけるナトリウムスプレイ燃焼挙動の重要現象のモデルについては、スプレイ燃焼実験 (RUN-E1) (※⁵⁶) を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
 - b. - 2 格納容器応答過程におけるナトリウムプール燃焼挙動の重要現象のモデルについては、プール燃焼実験 (RUN-D1) (※⁵⁷) 及びマルチセルプール燃焼実験 (RUN-D3) (※⁵⁸) を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
 - b. - 3 格納容器応答過程における原子炉格納容器雰囲気及び構造材への熱移行挙動の重要現象のモデルについては、スプレイ燃焼実験 (RUN-E1)、プール燃焼実験 (RUN-D1) 及びマルチセルプール燃焼実験 (RUN-D3) を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
 - b. - 4 格納容器応答過程における原子炉格納容器雰囲気及び構造材へのガス・エアロゾル移行挙動の重要現象のモデルについては、プール燃焼実験 (RUN-D1) 及びマルチセルプール燃焼実験 (RUN-D3) を対象とした試験解析により妥当性を確認している。
 - b. - 5 格納容器応答過程におけるナトリウム—コンクリート反応の重要現象のモデルについては、ナトリウム—コンクリート反応実験 (III-1M) (※⁵⁹) 及び大規模ナトリウム—コンクリート反応実験

(※⁵⁶) 空気雰囲気における大規模・長時間のナトリウムスプレイ燃焼実験であり、ナトリウム燃焼解析コードの検証を目的として 1985 年に旧動力炉・核燃料開発事業団にて実施したもので、容器内圧力、温度、酸素濃度等を計測したものである。

(※⁵⁷) 空気雰囲気における大規模・長時間のナトリウムプール燃焼実験であり、ナトリウム燃焼解析コードの検証を目的として 1985 年に旧動力炉・核燃料開発事業団にて実施したもので、雰囲気、ナトリウム、コンクリートの各温度履歴、圧力履歴、エアロゾル濃度等を計測したものである。

(※⁵⁸) ナトリウムプール燃焼の隣接する部屋への影響（熱及び物質の移行挙動）を調べるための実験で、1994 年に旧動力炉・核燃料開発事業団にて実施したもので、エアロゾル濃度測定（焼結金属フィルターによる捕集）を行うとともに、各種温度（ガス、壁ライナ、燃焼皿ライナ）を計測したものである。

(※⁵⁹) ナトリウム—コンクリート反応に対するスケール効果の解明（コンクリート試験体の厚さとナトリウム液深

(LSC-1) (※⁶⁰)を対象とした試験解析により妥当性を確認している。

- c. 不確かさ評価については、以下のように確認を行っている。
- c. - 1 スプレー燃焼については、最も影響のある因子であるスプレーの液滴径を評価項目に対して厳しい結果となるような入力値に設定している。
- c. - 2 プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応に影響のあるプール広がり面積は、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み（約 1cm）に対してプール厚みを 1/2 倍（プール面積を 2 倍）とした場合の感度解析を実施し、ナトリウム-コンクリート反応によって生じる水素の量がほとんど変わらないことを確認している。
- c. - 3 PLOHS 及び LORL において原子炉格納容器（床下）（窒素雰囲気）に漏えいしたナトリウムによるエアロゾル移行と格納容器応答について、評価項目に対して厳しい結果となるよう、PLOHS ではナトリウム蒸気の漏えいを、また、LORL ではナトリウムプールの広がり面積（最大値）を設定している。

なお、エアロゾル移行挙動については、ナトリウムのみでなく長期的な環境影響の観点から、セシウムの移行評価も必要であるため、審査の過程において、その妥当性について説明を求めた。申請者は、CONTAIN-LMR では、ナトリウム燃焼時のナトリウムエアロゾル挙動について、ナトリウム化合物をエアロゾルの代表物質とした再現解析により妥当性を検証しており、ナトリウムよりも密度の大きいセシウムに対してもナトリウムエアロゾル挙動を適用して評価していることから、セシウムの重力沈降の効果を過小評価し、セシウムの浮遊エアロゾル濃度を過大評価しているため、セシウムの環境放出評価に対しては保守側の結果になることを確認したとしている。

の影響説明) を目的として 1984 年に旧動力炉・核燃料開発事業団にて実施したもので、ナトリウム温度、コンクリート内の温度分布、試験装置内に供給する不活性ガス量、排気ガス中の水素濃度を計測するほか、コンクリート内の温度変化・上昇により実験中におけるコンクリートの侵食状況を推定するとともに、実験後にコンクリート試験体を解体して、最終的なコンクリート侵食量の調査・測定を行ったもの。

(※⁶⁰)大規模・長時間のナトリウム-コンクリート反応実験であり、1980年に米国のハンフォード技術開発研究所 (HEDL) にて実施したもので、ナトリウム温度、コンクリート内の温度分布、水素発生量を計測するほか、コンクリート内の温度変化・上昇により実験中におけるコンクリートの侵食状況 (周方向の違いを含む) を推定するとともに、実験後にコンクリート試験体を解体して、最終的なコンクリート侵食量の調査・測定を行ったもの。

② 確認内容

規制委員会は、CONTAIN-LMR についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループ ULOF、UTOP、LORL 及び PLOHS について、ナトリウムのスプレー燃焼及びプール燃焼並びに雰囲気・構造物へのガス・エアロゾル移行等に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる格納容器破損防止措置の事故シーケンスグループに対しても、試験解析を基に妥当性の確認が行われ、有効性評価に適用できることが示されている。
- c. 評価項目に対して不確かさの影響が大きいと思われる解析条件パラメータを適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。特に、スプレー燃焼に関しては、噴出終了時にほぼ全量のナトリウムが雰囲気中で燃焼し尽くす液滴径を設定して、評価項目の保守性を確保している。また、セシウムの移行評価については、セシウムの浮遊エアロゾル濃度を過大評価することで、環境に放出されるセシウム量の保守性を確保している。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の CONTAIN-LMR の特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。

4. 審査過程における主な論点

(1) 解析コード間のデータの引継ぎの妥当性

本試験研究用等原子炉施設における有効性評価では、ULOF 及び UTOP において、原子炉格納容器破損に至る可能性のある一連の事象進展が複雑となることから、これを複数の事象過程に分けて解析を行っており、それぞれの事象過程を扱うことができる解析コードを使用している。このため、評価事故シーケンスの事象進展に沿った解析を実施するには、先行する事象過程の解析コードの結果を後続する過程の解析コードへ引き継ぐ必要がある。

このため、規制委員会は、異なる解析コードでの解析結果の引継ぎが適切に行われているかを説明するように求めた。

申請者は、これに対して、以下のとおり説明した。

- ① 格納容器破損防止措置に関する評価の中で重要となる即発臨界超過に伴うエネルギー放出挙動に関して、ULOF 及び UTOP の事象進展に沿って解析するためには、起因過程を解析する SAS4A の解析結果を後続する遷移過程の SIMMER-III 又は SIMMER-IV へ引き継ぐ必要がある。これらの解析コ

ードでは、扱う物質成分や物理量、状態方程式等の物理モデルと解析体系が異なることから、全ての物理量を連続に接続することはできない。このため、事象進展への影響の大きさを考慮して保存すべき物理量を決定しており、物質の動きと核的な挙動への影響の大きさから、基本的な保存性の優先順位を設定し、事象進展の連続性を確保している。

SAS4A のチャンネル体系から 3 次元解析体系である SIMMER-IV の水平方向座標位置への割当てについては、解析体系の各水平方向メッシュに割り当てられる SAS4A チャンネルは一意に決まるため、水平方向でメッシュの平均操作をすることなく解析結果を引き継ぐことができる。

一方、SAS4A のチャンネル体系から 2 次元軸対象解析体系の SIMMER-III の水平方向座標位置への割当てについては、一つの径方向セルに対して複数の SAS4A チャンネルを割り当てる必要がある。ここで、ULOF の起因過程の解析で損傷する燃料集合体は、外側炉心の最内周に位置する燃料集合体の中で燃焼サイクルの関係で最も出力が高くなる燃料集合体であるが、SIMMER-III の 2 次元円筒座標ではこの燃料集合体を炉心の中心位置に設定し、炉心の溶融拡大を早くするとともに、炉心に形成される溶融燃料プールのスロッシングによる炉心中心に向かう燃料集中挙動が発生しやすくしている。このような解析結果の取扱いにより、即発臨界超過に伴うエネルギー放出の観点からは保守的な想定となるように解析結果を引き継いでいる。

- ② 格納容器破損防止措置に関する評価の中で、遷移過程から機械的応答過程への解析結果の引継ぎについては、原子炉容器の機械的な変形を解析する AUTODYN 及びナトリウム噴出量を解析する PLUG に対して、SIMMER-III 又は SIMMER-IV の解析結果から得られる圧力及び体積変化の結果を基に、評価項目に対して保守性を確保するように入力条件を設定しているため、解析結果の引継ぎに問題はない。
- ③ 格納容器破損防止措置に関する評価の中で、遷移過程から再配置・冷却過程及び炉外事象過程への解析結果の引継ぎについては、損傷炉心物質の冷却を評価する Super-COPD 及び FLUENT に対して、遷移過程終了後に最終的な損傷炉心物質の再配置状態を想定した上で、評価項目に対して保守性を確保するように解析条件を設定しており、SIMMER-III 又は SIMMER-IV の結果を直接引き継いでいないため、問題はない。
- ④ 格納容器破損防止措置に関する評価の中で、機械的応答過程から格納容器応答過程への解析結果の引継ぎに当たって、SIMMER-IV 及び PLUG の解析結果から原子炉格納容器 (床上) (空気雰囲気) へはナトリウムが噴出しなない解析結果が得られているため、有効性評価においては保守的に、あえ

てナトリウムが噴出するものと想定してナトリウムの噴出量を入力条件として設定し、CONTAIN-LMRにより、原子炉格納容器の温度上昇、圧力及び放射性物質の挙動を評価している。このため、解析結果の引継ぎに問題を生じない。

これにより、規制委員会は、異なる解析コードでの解析結果の引継ぎが適切に行われていることを確認した。

(2) 損傷炉心の核的挙動の妥当性

申請者は、SIMMER-III及びSIMMER-IVにおいて、FCAにおける試験結果と比較することにより、損傷炉心の核的挙動の妥当性を確認したとしていた。

しかしながら、当該試験は燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象（燃料スランピング）を模擬したもので、損傷炉心としての形状は比較的単純なものである。

このため、規制委員会は、ナトリウム冷却型高速炉の炉心崩壊事故における即発臨界超過時のように、炉心物質の配位が空間的に大きく変化する状況では、燃料凝集量と凝集速度に応じた正反応度とフィードバック反応度に依存して放出エネルギーや放出速度が決まり、原子炉出力が急速に変化するため、こういった炉心状況に対しても、適切に核的挙動を評価できるかを指摘し、対応を求めた。

申請者は、これに対して、以下のとおり説明した。

- ① ULOF 遷移過程における損傷炉心の核的挙動を評価する改良準静近似に関して、大きく損傷した炉心の物質配位に応じた中性子束分布が評価できること、また、その中性子束分布に基づき物質配位の変動を考慮した空間依存動特性が適切な時間ステップで評価できることを、適用性検討のためのベンチマーク体系を他の解析手法と比較すること等により確認した。
- ② 空間依存動特性における動特性パラメータには核データ等に起因する誤差が含まれるが、即発臨界超過に伴う放出エネルギーに対しては、燃料凝集量と凝集速度に依存する出力上昇効果と燃料分散等の負のフィードバック効果が支配的であり、その効果に比べ、動特性パラメータの誤差の影響は小さいものであることを確認した。

これにより、規制委員会は、SIMMER-III及びSIMMER-IVにより、損傷炉心の核的挙動を評価することは合理的であることを確認した。

(3) 損傷炉心物質の大規模な凝集に伴う即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価及びこれに伴うナトリウム噴出量評価の妥当性

申請者は、本試験研究用等原子炉施設の有効性評価に使用している解析コードについては、重要現象に対して試験解析により一定の妥当性確認を行っていること、評価項目に対して影響が大きいと考えられる解析条件等については感度解析を行いその影響を確認したとしている。

また申請者は、解析コードのうち、ULOF 及び UTOP の格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する SIMMER-III 及び SIMMER-IV については、炉心損傷後の再臨界や燃料-冷却材相互作用 (FCI) といった不確かさが大きい現象を取り扱うことに加え、解析コードの妥当性確認に用いた検証実験が、実際の炉心物質を用いていない、又は、炉心物質を用いているものの小規模体系である、といった制約があることから、直ちに実炉心規模へスケールアップして適用するには不確かさに伴う限界があると判断している。

このため申請者は、原子炉の安全性の評価に重要と考えられる、即発臨界超過に伴う放出エネルギーを大きく評価することを目的とし、あえて保守的な解析条件等を課すことにより、想定され得る事象進展の不確かさを包絡する解析を実施することで、SIMMER-III 及び SIMMER-IV を有効性評価に使用できるとしていた。

規制委員会は、申請者が主張する保守的な解析条件が、炉心内の損傷炉心物質の挙動を評価する上で、確かに保守的な条件となっていることを確認するために、損傷炉心物質の凝集による再臨界に伴う放出エネルギー及びそれに応じたナトリウム噴出量に着目し、事象進展に係る個別の物理現象を要素ごとに分けて検討を実施する「要素評価」を実施することを決定した。(※⁶¹)

その後規制委員会は、申請者が実施した保守的な解析条件を基本とし、さらに、現実的に考えられる範囲において保守的な条件を解析条件として設定するとともに、損傷炉心評価に係る物理現象を原理的に模擬し、確実に保守的と言える独自の解析モデルを構築し、原子炉格納容器の健全性を評価するための条件を求めることを目的として要素評価を実施した。

その結果、本試験研究用等原子炉施設における、損傷炉心物質の凝集による即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価及びその放出エネルギーを基にしたナトリウム噴出量評価の結果は、申請者が SIMMER-III 及び SIMMER-IV コードにより実施した有効性評価の結果とおおむね整合する結論が得られた。

このため規制委員会は、申請者が SIMMER-III 及び SIMMER-IV コードにより実施した有効性評価の結果は、規制委員会が実施した要素評価で比較及び検討を行った範囲に限って妥当であると判断した。

(※⁶¹) 令和4年2月24日第68回原子力規制委員会

なお、上記の判断は、申請者評価結果に限ったものであり、SIMMER-Ⅲ及びSIMMER-Ⅳコードそのものの妥当性を判断したものではない。(※⁶²)

(※⁶²) 令和4年6月1日第14回原子力規制委員会

表Ⅳ-2 本試験研究用等原子炉施設の各事故シーケンスグループの有効性評価に使用する解析コード

(1) 炉心損傷防止措置

原子炉停止機能喪失型			崩壊熱除去機能喪失型		SBO	LF
ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS		
Super-COPD					※1	ASFRE

※1：SBOの事象進展はPLOHSと同じとしている。

(2) 格納容器破損防止措置

原子炉停止機能喪失型			崩壊熱除去機能喪失型		SBO	LF
ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS		
起因過程： SAS4A			炉外事象過程： FLUENT		※2	※3
遷移過程： SIMMER-IV、SIMMER-III			原子炉容器外面冷却： Super-COPD FLUENT			
再配置・冷却過程： Super-COPD、FLUENT			格納容器応答過程： CONTAIN-LMR			
機械的応答過程： SIMMER-IV、AUTODYN、 PLUG						
格納容器応答過程： CONTAIN-LMR						

※2：全交流動力電源喪失（SBO）については、炉心損傷防止措置に係る設備として自然循環冷却が2ループあり、1ループが機能しないことを仮定したとしても、炉心損傷に至ることがない。

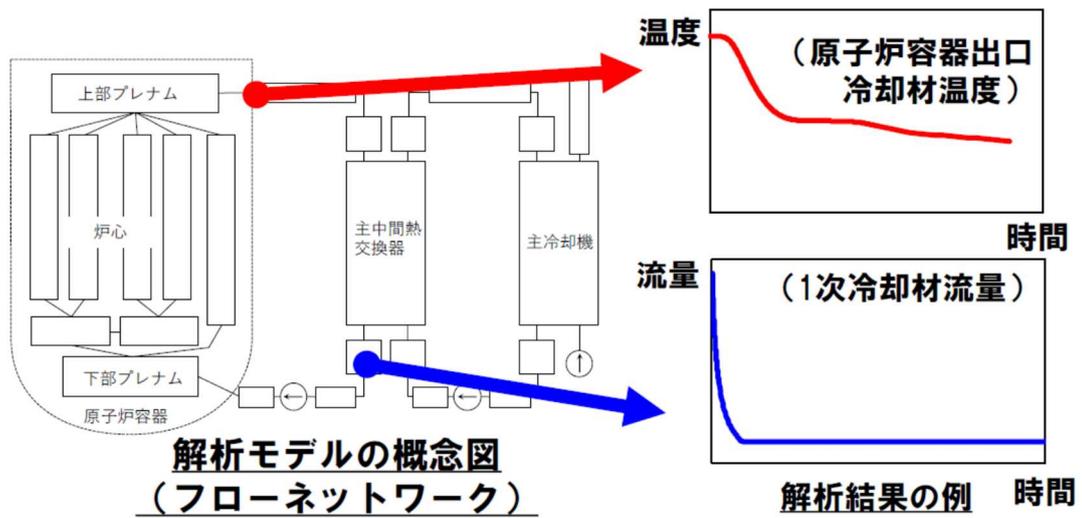
※3：炉心損傷後の事象進展はULOFに包絡される。

表Ⅳ-3 解析コードの概要

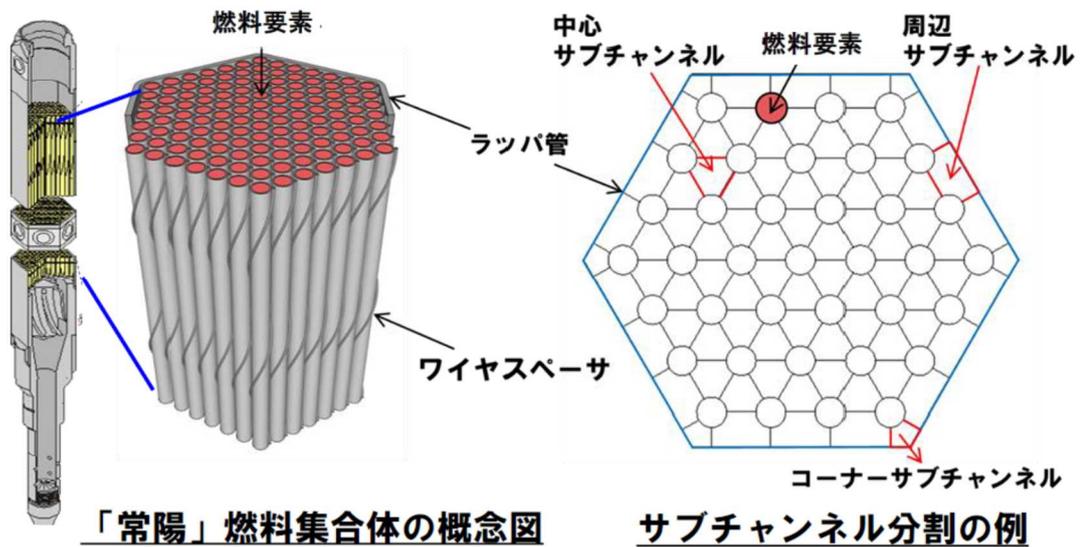
解析コード	概要
Super-COPD	<p>ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードであり、炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。</p>
ASFRE	<p>ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を一つの流路（サブチャンネル）としてモデル化できる単相サブチャンネル解析コードである。</p> <p>各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル及びサブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。また、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故の評価を行うため、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができる。</p>
SAS4A	<p>炉心を構成する燃料集合体を出力-流量比等の条件によりグループ化し、炉心全体を 10～33 程度の燃料集合体チャンネルで代表して解析する。各チャンネルは、上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1 点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。燃料の破損後の冷却材流路中の溶融燃料等の挙動については、軸方向 1 次元の質量、運動量及びエネルギーの保存則を解くことにより、冷却材が沸騰したチャンネルにおいては、ナトリウム蒸気流による溶融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰チャンネルにおいては、FCI 挙動と燃料の移動挙動を計算する。</p>
SIMMER-IV及びSIMMER-III	<p>SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは、損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する解析コードで、それぞれ 3 次元直交座標及び 2 次元円筒座標で原子炉体系を模擬することができる。</p> <p>SIMMER コードは、多相多成分熱流動を計算する流体力学モジュール、空間依存動特性を含む核計算モジュール、並びに固体</p>

解析コード	概要
	<p>の燃料要素及びラップ管を扱う構造材モジュールから構成される。</p> <p>流体力学モジュールでは、多成分多相流体の多速度場流動、多相流動様式、成分間の熱及び質量移行並びに運動量交換が計算される。固体粒子は、流動性を持つものとして扱うが、液体成分と区別して扱われる。</p> <p>構造材モジュールでは、燃料要素及び集合体壁と流体との間の熱伝達及び溶融・固化・破損挙動が計算される。また、集合体壁の存在により流体の対流が制約される。</p> <p>核計算モジュールでは、炉心物質の質量及び温度分布に基づく核断面積、多群輸送理論による中性子束分布及び準静近似の動特性により反応度と出力が計算される。</p>
FLUENT	<p>様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の解析コードの一つである。</p> <p>その適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程及びクリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、原子炉プラントにおける熱流動解析にも適用例は多い。また、同解析コードは、ナトリウム冷却型高速炉プラントについてもこれまでに種々の熱流動課題の評価に使用してきた実績を有している。</p>
AUTODYN	<p>種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用性の高い解析コードであり、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造壁に圧力負荷を与えるような問題への適用においては、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。</p> <p>本コードは、BWR プラントの原子炉圧力容器外での FCI に対するペデスタルの構造健全性の参考解析に適用実績がある。</p>
PLUG	<p>原子炉容器の回転プラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化するとともに、回転プラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた原子炉格納容器（床上）（空気雰囲気）へのナトリウムの噴出量を解析するための解析コードである。</p>

解析コード	概要
CONTAIN-LMR	シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で生じる様々な現象（ナトリウム燃焼、水素燃焼及びナトリウム-コンクリート反応等）を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量（ソースターム）を解析するための解析コードである。



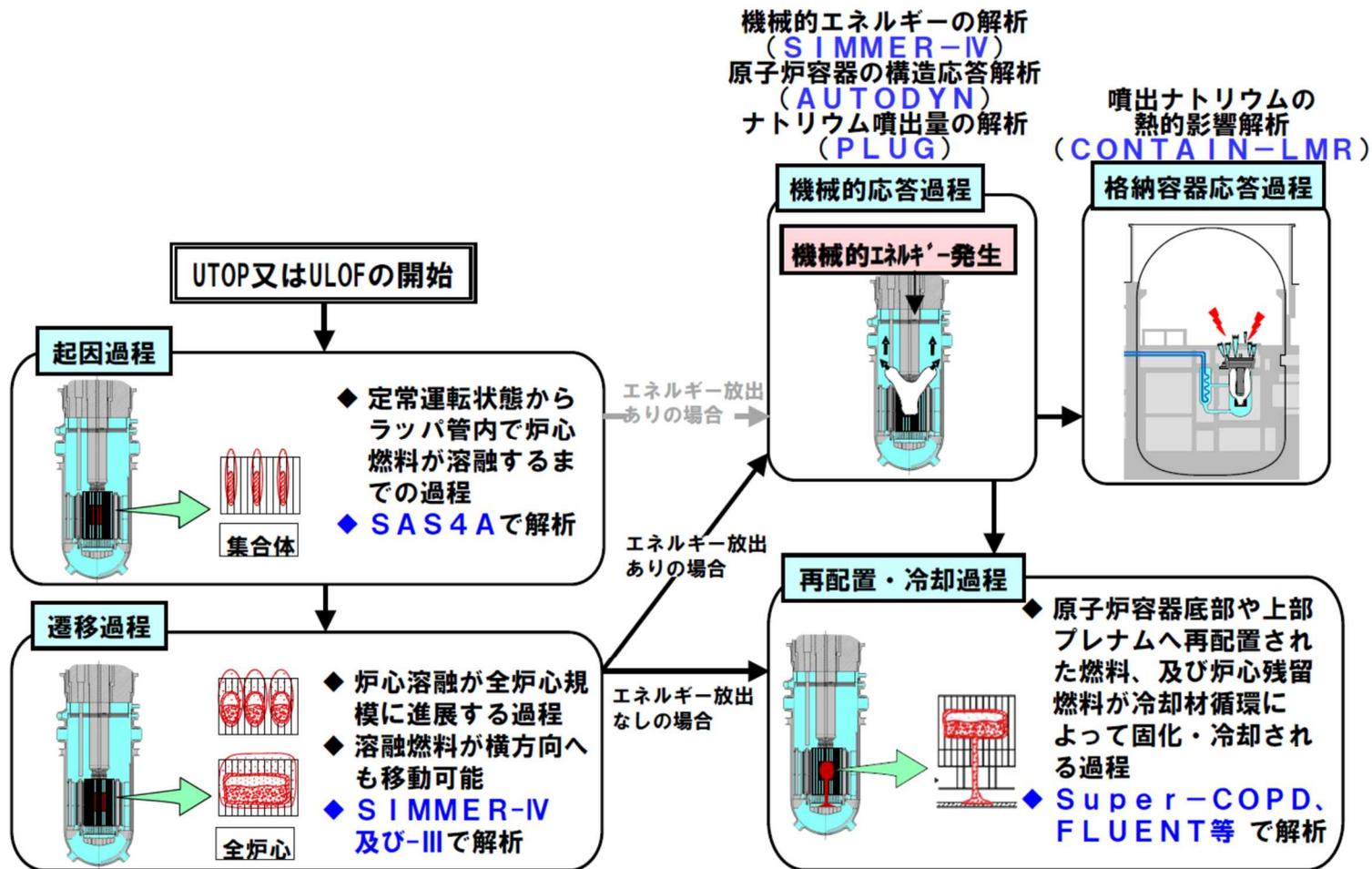
図IV-1 ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS の炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する Super-COPD(※⁶³)



図IV-2 LF の炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する ASFRE(※⁶⁴)

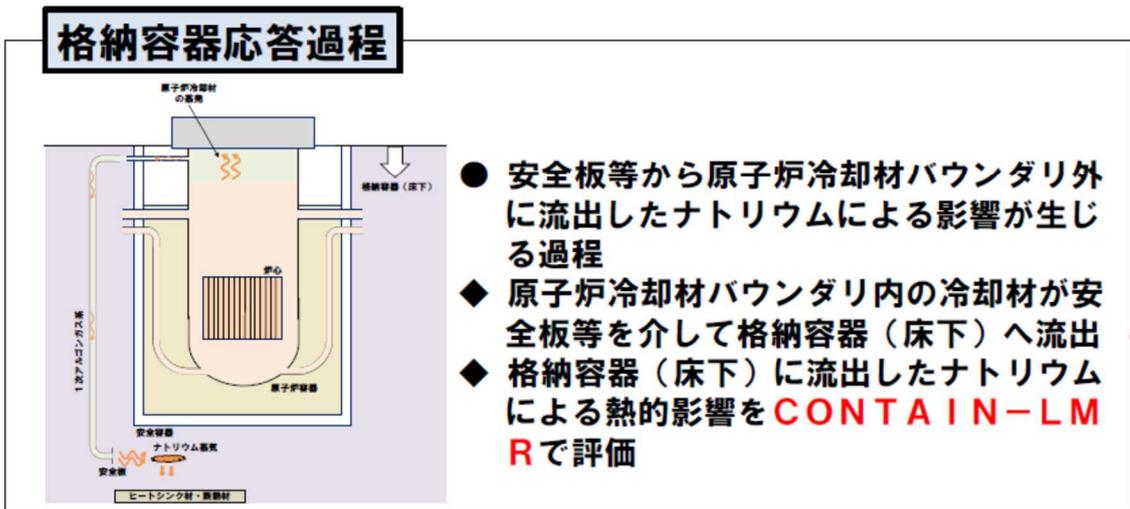
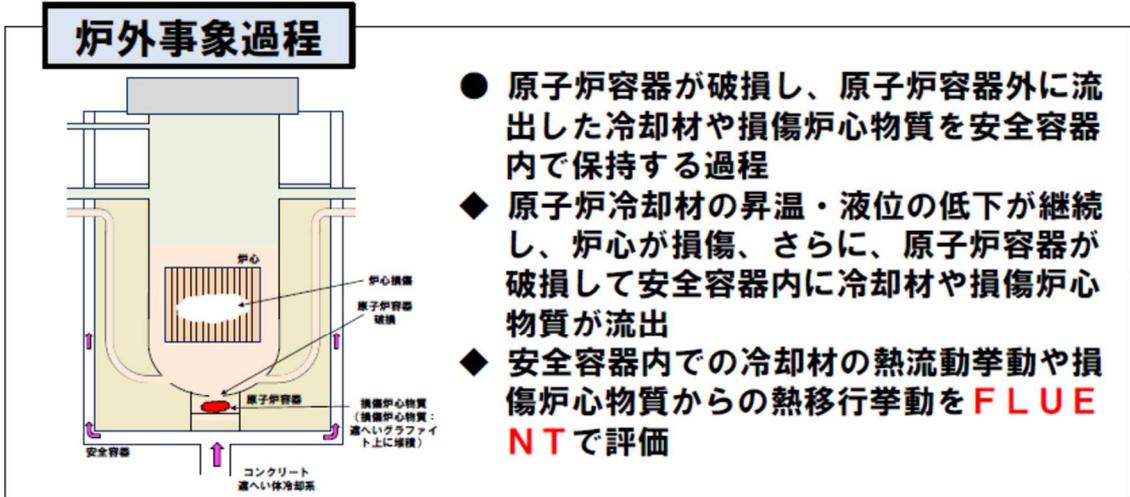
(※⁶³) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」)審査資料 第417回審査会合資料(令和3年10月4日)を基に作成

(※⁶⁴) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所(南地区)原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の補正書を基に作成



図IV-3 UTOP又はULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード(※⁶⁵)

(※⁶⁵) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所(南地区)原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の補正書を基に作成



図IV-4 LORL 又は PLOHS の格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する解析コード(※⁶⁶)

(※⁶⁶) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所（南地区）原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の補正書を基に作成

IV-3 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る設備及び手順等

第53条の規定は、bdbaが発生した場合において、その拡大を防止するために必要な措置を講ずることを要求している。

規制委員会は、「IV-2 有効性評価の結果」においてその有効性を確認したbdba対処設備及びその手順等の整備の方針について、以下の項目について審査を行った。

- IV-3.1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る設備及び手順等に関する共通事項
- IV-3.2 炉心損傷防止措置に係る設備及び手順
- IV-3.3 格納容器破損防止措置に係る設備及び手順
- IV-3.4 使用済燃料貯蔵設備における燃料損傷防止措置に係る設備及び手順

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、設置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。

IV-3.1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る設備及び手順等に関する共通事項

「IV-2 有効性評価の結果」においてその有効性を確認したbdba対処設備及びその手順等について、以下の妥当性を確認した。(※⁶⁷)

- ① 想定されるbdba事象が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、当該事象に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること、また、確実に操作できるものであること。
- ② 本来の用途以外の用途として想定されるbdba事象に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
- ③ 有効性評価において位置付けたbdba対処設備及び手順等を適切に整備する方針であること。

(※⁶⁷) 令和3年7月26日 第408回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合にて新基準適合性審査チームから提示したものの。

1. 申請内容

(1) BDBA 対処設備全般

申請者は、BDBA 対処設備全般に共通して、以下のとおりの設計とするとしている。

① 環境条件及び荷重条件

BDBA 対処設備は、想定される BDBA 事象が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるように、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

また、BDBA 対処設備は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備するとともに、火災により必要な機能を損なうおそれがないよう、設計基準対象施設の火災防護対策に準じて、火災の発生防止、早期に火災の感知及び消火を行うことができるように火災防護対策を講じた設計とする。

② 操作性

想定される BDBA 事象が発生した場合においても、BDBA 対処設備の操作を確実なものとするため、BDBA 事象発生時の環境条件を考慮し、操作場所での操作が可能な設計とする。また、誤操作を防止する設計とする。

③ 試験又は検査

BDBA 対処設備は、健全性及び能力を確認するため、本試験研究用等原子炉施設の運転中又は停止中に必要な箇所の試験又は検査を実施できるように、機能・性能の確認、分解点検等ができる構造とする。

④ 他の設備に対する悪影響防止

BDBA 対処設備は、本試験研究用等原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該 BDBA 対処設備以外の BDBA 対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

⑤ 容量

BDBA 対処設備は、想定される BDBA 事象の収束において、想定する事象及びその事象進展を考慮し、必要な容量を有する設計とする。

⑥ 設計基準事故対処設備との多様性

BDBA 対処設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性を確保した設計とする。施設の特性或構造上、設備の多様化ができない場合には、設計基準事故対処設備から独立性を確保した上で、BDBA 対処設備として期待できる信頼性を確保した設計とする。

また、格納容器破損防止措置は、炉心損傷防止措置の一つの機能喪失を

仮定した上で成立する措置として整備する設計とする。

動作のために電源が必要な BDBA 対処設備は非常用電源設備から給電する設計とし、SBO 時には仮設電源設備から給電する設計とする。また、BDBA 事象におけるプラント状態に応じて、必要となる BDBA 対処設備の機能に必要な関連設備を整備する設計とする。

(2) 切替えの容易性

BDBA 対処設備のうち、本来の用途以外の用途として BDBA 事象に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な機能を設ける設計とする。また、BDBA 事象に対処するための系統構成を速やかに整えられるよう必要な手順を整備するとともに、確実に進めるよう訓練を実施する方針とする。

(3) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

① 手順書の整備

申請者は、事象の種類及び事象の進展に応じて、事故に的確かつ柔軟に対処し、炉心の著しい損傷を防止若しくは炉心の著しい損傷に至る可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止できるように、以下の内容の手順書を整備する方針としている。

- a. 手順書は、使用主体に応じ、運転員が使用する手順書、現場対応班(※⁶⁸)が使用する手順書を整備する方針とする。
- b. 施設の状態の把握及び BDBA 対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。
- c. BDBA に対処するために監視することが必要である計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する。
- d. BDBA 対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する。
- e. 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員が使用する手順書、現場対応班が使用する手順書に整理する。
- f. 本試験研究用等原子炉施設に一時的に立ち入る見学者や外部の研究者には、職員等が立ち会うこととし、非常の事態に発展するおそれのある場合などの異常発生時には、中央制御室又は現場指揮所から一

(※⁶⁸) 運転員とは別の事故対応要員約 100 名以上から構成される。本試験研究用等原子炉施設において事故が発生した場合には、休日夜間を含めて招集され、約 1 時間後には現場対応班長である高速実験炉部長のもとで事故の影響緩和策をとることができる。

斉放送を行い、職員等の誘導の下、避難させる。

② 訓練の実施

申請者は、以下の内容の教育及び訓練を定期的（年1回以上）に実施する方針としている。

- a. BDBA 事象発生時の本試験研究用等原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する。
- b. 要員の役割に応じて BDBA 事象の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を実施し、運転員と現場対応班が連携して一連の活動を行うための訓練等を定期的に計画する。
- c. 普段から保守点検活動を行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、本試験研究用等原子炉施設について熟知する。
- d. 高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する。
- e. 設備及び資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時訓練を行う。

③ 体制の整備

申請者は、以下のとおり BDBA 対策を行うための体制を整備する方針としている。

- a. 事故が発生した場合、常駐する運転員（6名）及び事象発生後1時間を目途に招集される現場対応班により BDBA 事象に対応する。現場対応班は、休日夜間を含めて召集され、現場対応班長の下で事故の影響緩和策をとることができる。
- b. 専門性及び経験を考慮して要員の構成を行う。
- c. 指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対策を実施し得る体制を整備する。その際、責任者と代行者、代行順位をあらかじめ定め、配置する。
- d. 大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設の同時発災を想定しても、対応できる体制を整備する。
- e. BDBA 対策の実施状況について、大洗研究所内外への組織へ情報提供を行うことができる体制を整備する。

2. 審査結果

規制委員会は、申請者が、BDBA 対処設備については、想定される BDBA 事象が発生した場合において、当該事象に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計としていること、確実に操作できる設計としていること、及び、本来の用途

以外の用途として想定される BDBA 事象に対処するために速やかに切替えができる設計としていることを確認した。

また、申請者が、BDBA 事象に対処するために必要な手順書を整備し、訓練を実施し、及び、体制を整備する方針としていることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が「IV-2 有効性評価の結果」においてその有効性を確認した BDBA 対処設備及びその手順等について、共通的な基本設計ないし基本的設計方針が妥当であり、第 5 3 条に適合するものと判断した。

なお、BDBA 事象に固有な BDBA 対処設備や手順については、「IV-3.2 原子炉停止機能喪失に対処するための設備及び手順」、「IV-3.3 崩壊熱除去機能喪失に対処するための設備及び手順」、「IV-3.4 全交流動力電源喪失に対処するための設備及び手順」又は「IV-3.5 局所的燃料破損に対処するための設備及び手順」において確認した。

IV-3.2 炉心損傷防止措置に係る設備及び手順

炉心損傷防止措置に係る設備及び手順については、炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の状態や、これに続く設計基準事故対処設備の機能喪失の想定によって、必要となる設備及び手順が異なる。

このため、設計基準事故対処設備の機能喪失によって引き起こされる安全機能の喪失により類型化し、以下の項目について審査を行った。

IV-3.2.1 原子炉停止機能喪失に対処するための設備及び手順

IV-3.2.2 崩壊熱除去機能喪失に対処するための設備及び手順

IV-3.2.3 全交流動力電源喪失に対処するための設備及び手順

IV-3.2.4 局所的燃料破損に対処するための設備及び手順

IV-3.2.1 原子炉停止機能喪失に対処するための設備及び手順

本節では、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失した場合に想定される BDBA 事象 (ULOF、UTOP 及び ULOHS) に対応するために申請者が計画する設備及び手順について、以下の事項を確認した。

- ・有効性評価において位置付けた BDBA 対処設備及び手順が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であ

るか。

1. 申請内容

(1) 対策と設備

申請者は、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失した場合に想定される BDBA 事象 (ULOF、UTOP 及び ULOHS) に対応するために、以下の対策とそのため BDBA 対処設備を整備するとしている。

- ① 設計基準事故対処設備の原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合のために、代替原子炉トリップ信号として 1 次主循環ポンプトリップ信号及び原子炉出口冷却材温度高信号を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ② 運転員による出力運転中の制御棒の連続的な誤引き抜きを防止するために、制御棒連続引抜き阻止インターロックを BDBA 対処設備として新たに整備する。
- ③ 設計基準事故対処設備の安全保護系 (スクラム) の動作が失敗した場合のために、後備炉停止系用論理回路を BDBA 対処設備として新たに整備する。
- ④ 主炉停止系制御棒の急速挿入が失敗した場合のために、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ⑤ 原子炉の停止状態を確認するために、核計装 (線形出力系) を BDBA 対処設備として位置付ける。

(2) BDBA 対処設備の設計方針

申請者は、(1) に掲げる BDBA 対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- ① 代替トリップ信号は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故において動作を期待している原子炉スクラム信号とは異なる信号を採用しており、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とする。
- ② 制御棒連続引抜き阻止インターロックは、制御棒引抜回路にタイマーリレーを増設し、出力運転中に制御棒の連続引き抜き時間が 3 秒となると、引き抜きを自動的に阻止する設計とする。
- ③ 後備炉停止系用論理回路は、その構造及び動作方式について、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とする。
- ④ 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、設計基準事故対処設備に対して独立性を有する設計とする。また、後備炉停止制御棒は、原子炉を運転状態から未臨界に移行することができ、高温状態 (350°C) で未臨界を維持できる設計とする。

- ⑤ 核計装（線形出力系）は、BDDB 事象が発生した場合にあってもその機能を維持し、原子炉の出力が低下し、未臨界状態にあることが測定できる計測範囲である設計とする。

（３）手順の方針

申請者は、（１）に掲げる設備を用いた主な手順は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉停止機能喪失の際に、炉心損傷防止に対処するための特別な運転員操作はなく、必要な手順としては監視になる。このため運転員は、代替原子炉トリップ信号の発信、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。

また、原子炉に後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉の未臨界状態が維持されていることを核計装（線形出力系）により確認する。

- ② ULHS において、２次冷却材の漏えいが発生した場合には、２次冷却材を２次冷却材ダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。（詳細は「Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）」で記載する。）

（４）自主対策における設備及び手順

規制委員会は、申請者に対して、BDDB が発生した場合において、当該事象への対処を確実に実施するため、BDDB 対処設備の整備に限定せず、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉停止機能を喪失した場合に、その機能を回復するか、その機能に代わる手段により、事象進展の抑制や影響を緩和するための自主対策設備（※⁶⁹）（表Ⅳ－３．２参照）及び手順を以下のとおり整備するとしている。

- ① 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、原子炉が自動スクラムしなかった場合には、設計基準事故対処設備である手動スクラムボタンを操作する。この手順では、中央制御室での操作を１名により実施する。
- ② 原子炉が自動スクラムせず、後備炉停止系用論理回路による原子炉緊急停止に失敗した場合には、原子炉制御盤上に配置されている励磁制御棒全数スイッチ若しくは各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁スイッチ、原子炉制御盤の内部にある各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチを「切」にする。

（※⁶⁹）申請者は、「自主対策設備」を、「技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備」と定義している。以下同じ。

上記の操作にもかかわらず、制御棒の挿入に失敗した場合には、原子炉制御盤上に配置されている各制御棒又は各後備炉停止制御棒の駆動機構スイッチを操作し、制御棒を個別に挿入する。

上記①及び②の手順では、中央制御室での操作を1名により5分以内を実施する。

- ③-1 ULOFにおいて、上記①及び②の措置にもかかわらず、制御棒の挿入に失敗した場合には、運転員は中央制御室又は現場に設置されているポニーモータ抵抗器盤を操作し、ポニーモータによる1次主冷却系流量を増大させる。この手順では、2名により10分以内を実施する。
- ③-2 UL0HSにおいて、上記①及び②の措置にもかかわらず、制御棒の挿入に失敗した場合には、事象発生後約1時間後に参集する現場対応班が原子炉格納容器内部に立ち入り、原子炉上部に設置されている制御棒駆動機構を直接操作する。この手順では、中央制御室外での作業を5名により事象発生後5時間以内を実施する。

表Ⅳ-4 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名等	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
手動スクラムボタン	ULOF 及び UTOP では、炉心損傷防止に間に合わない可能性がある。また、設計基準事故対処設備である原子炉保護系の一部であり、原子炉保護系（スクラム）の作動信号の一つであるが、原子炉制御盤の手動スクラムボタンを操作することで制御棒の緊急挿入が可能となる場合があるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。
制御棒保持電磁石励磁手動断又は後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断	<p>ULOF 及び UTOP では、炉心損傷防止に間に合わない可能性があるが、以下の措置を順番に講じることで、制御棒の緊急挿入が可能となる場合があるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。</p> <p>①原子炉制御盤の励磁制御棒全数スイッチを「切」とする。</p> <p>②原子炉制御盤の各制御棒及び各後備炉停止制御棒の励磁スイッチ（計6個）を個別に「切」とする。</p> <p>③原子炉制御盤の内部にある各制御棒及び各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチ（計6個）を個別に「切」とする。</p>
制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入	ULOF 及び UTOP では、炉心損傷防止に間に合わない可能性があるが、原子炉制御盤の各制御棒及び各後備炉停止制御棒の駆動機構スイッチ（計6個）を個別に「挿入」として操作することで、制御棒の個別挿入が可能となる場合があるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。
手動操作による1次主冷却系流量の増大	ULOF では、炉心損傷防止に間に合わない可能性があるが、運転員が中央制御室外に設置されているポニーモータ抵抗器盤を操作し、ポニーモータによる1次主冷却系流量を増大させることで炉心の冷却を促進し、炉心の著しい損傷を回避又は緩和できる可能性があるため、重大事故の進展抑制の手段となり得る。
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入	ULOHS では、1次主冷却系流量が維持されている限りは炉心損傷が回避されるため、原子炉格納容器内の現場作業を講じる時間的余裕がある。このため、現場対応班が原子炉格納容器内に立ち入り、制御棒駆動機構の駆動軸を直接機械的に回転させることで制御棒の挿入が可能となる場合があるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。

2. 審査結果

規制委員会は、原子炉停止機能喪失に対処するために申請者が計画する BDBA 対処設備及び手順が、有効性評価において位置付けたものであり、必要な機能及び性能を達成できる設計であること、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。

また、申請者の計画が、BDBA 対処設備及び手順に加え、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が計画する原子炉停止機能喪失に対処するための設備及び手順は妥当であり、第 53 条に適合するものと判断した。

IV-3. 2. 2 崩壊熱除去機能喪失に対処するための設備及び手順

本節では、設計基準事故対処設備の崩壊熱除去機能が喪失した場合に想定される BDBA 事象 (LORL 及び PLOHS) に対応するために申請者が計画する設備及び手順について、以下の事項を確認した。

- ・有効性評価において位置付けた BDBA 対処設備及び手順が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 申請内容

(1) 対策と設備

申請者は、設計基準事故対処設備の崩壊熱除去機能が喪失した場合に想定される BDBA 事象 (LORL 及び PLOHS) に対応するために、以下の対策とそのため
の BDBA 対処設備を整備するとしている。

- ① 安全容器内において、設計基準事故対処設備のリークジャケット又は 1 次主冷却系配管の外管が破損した場合に、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するために、安全容器を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ② 安全容器外において、設計基準事故対処設備の 1 次主冷却系配管の外管が破損した場合に、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するために、主冷却系サイフォンブレイク配管を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ③ 安全容器外において、設計基準事故対処設備の 1 次補助冷却系配管の外管が破損した場合に、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するために、1 次補助冷却系サイフォンブレイク配管及び補助冷却系サイフォンブレイク止弁、原子炉容器内ナトリウム液面計を BDBA 対処設備として位置付ける。

また、炉心で発生する崩壊熱を除去するために、1次主冷却系及び2次主冷却系をBDBA対処設備として位置付ける。

- ④ 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系による循環冷却に支障を来すレベルまで低下した場合に、1次補助冷却系及び2次補助冷却系で構成される補助冷却設備により炉心で発生する崩壊熱を除去する。このために、補助冷却設備をBDBA対処設備として位置付ける。
- ⑤ 炉心で発生する崩壊熱が除去されていることを確認するために、以下の計装設備をBDBA対処設備として位置付ける。
 - a. 主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にある場合
原子炉内ナトリウム液面計、原子炉入口冷却材温度計、原子炉出口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計及び2次主冷却系冷却材流量計
 - b. 補助冷却設備による崩壊熱除去が可能な状態にある場合
原子炉内ナトリウム液面計、1次補助冷却系冷却材温度計、1次補助冷却系冷却材流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、2次補助冷却系冷却材流量計

(2) BDBA 対処設備の設計方針

申請者は、(1)に掲げるBDBA対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- ① 安全容器は、安全容器内の1次主冷却系配管から流出した冷却材ナトリウムを保持することにより、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保し、健全性を維持できる設計とする。
- ② 主冷却系サイフォンブレイク配管は、冷却材漏えい時にオーバフローコラムからアルゴンガスを導入することにより、サイフォンブレイクが受動的に機能し、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する設計とする。
- ③ 補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、1次補助冷却系における冷却材ナトリウムの漏えい、原子炉容器の冷却材液位の低低信号レベル到達及びポニーモータ1台の停止を検知し、自動開となる。これにより、1次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォンブレイクによる1次補助冷却系配管からの冷却材ナトリウムの流出を抑制し、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する設計とする。また、補助冷却系サイフォンブレイク止弁は多重化し、非常用電源設備からの給

電に対応した設計とする。

1次主冷却系及び2次主冷却系は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環が可能な設計とする。また、2次主冷却系のうち主冷却機は、自然通風により崩壊熱除去が可能な設計とする。

- ④ 補助冷却設備は、1次補助冷却系により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、2次補助冷却系により、補助中間熱交換器で1次補助冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送できる設計とする。また、補助冷却設備の循環ポンプは電磁式ポンプとし、遠心式ポンプである1次主循環ポンプと多様性を有し、非常用電源設備からの給電に対応した設計とする。
- ⑤ 炉心で発生する崩壊熱が除去されていることを確認するために必要な計装設備は、bdba事象が発生した場合にあってもその機能を維持し、原子炉の冷却状態が測定できる計測範囲とした設計とする。

(3) 手順の方針

申請者は、(1)に掲げる設備を用いた主な手順は以下のとおりとしている。

- ① 崩壊熱除去機能喪失の際に、炉心損傷防止に対処するための特別な運転員操作はなく、必要な手順としては監視になる。このため運転員は、原子炉トリップ信号発信及び原子炉保護系(スクラム)の動作並びに核計装(線形出力系)により、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ② 運転員は、原子炉内ナトリウム液面計により、原子炉容器のナトリウム液位の著しい低下を確認した場合、保持される液位に応じて、主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあるのか、補助冷却設備の運転が可能な状態にあるのかを確認する。
- ③ 主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にある場合、運転員は、1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)により崩壊熱が除去されていることを、1次主冷却系冷却材流量計、2次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、原子炉容器入口冷却材温度計及び原子炉容器出口冷却材温度計により確認する。
- ④ 主冷却系による崩壊熱除去が可能な原子炉容器液位を下回った場合は、運転員は、補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。

補助冷却設備は、原子炉容器のナトリウム液位が、通常液位から320 mmまで低下した場合、運転員の操作を介在しなくても自動的に機能する設計であるため、このため運転員は、1次補助冷却系の電磁ポンプが自動起動

し、定格流量（約 56t/h）まで自動で到達することを確認するとともに、2次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動することを確認する。

また、1次補助冷却系冷却材温度計、1次補助冷却系冷却材流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、2次補助冷却系冷却材流量計及び原子炉内ナトリウム液面計により、補助冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていること及び原子炉容器のナトリウム液位が保持されていることを監視する。

（４）自主対策における設備及び手順

規制委員会は、申請者に対して、BDBA が発生した場合において、当該事象への対処を確実に実施するため、BDBA 対処設備の整備に限定せず、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、崩壊熱除去機能を喪失した場合に、その機能を回復するか、その機能に代わる手段により、事象進展の抑制や影響を緩和するための自主対策設備（表IV-3. 2. 2 参照）及び手順を以下のとおり整備している。

- ① 補助冷却設備の運転に必要な原子炉容器液位が確保された状態で、BDBA 対処設備である補助冷却設備の自動起動に失敗した場合には、1次補助冷却系循環ポンプ、2次補助冷却系の補助冷却機用送風機の各操作スイッチにより、補助冷却設備を手動起動する。この手順では、中央制御室での操作を2名により、補助冷却設備の自動起動の失敗を確認してから5分以内に実施する。
- ② BDBA 対処設備である補助冷却系サイフォンブレイク止弁の自動開に失敗した場合には、中央制御室で補助冷却系サイフォンブレイク止弁を手動操作により開にする。
- ③ BDBA 対処設備である補助冷却系サイフォンブレイク止弁の自動開及び手動開に失敗した場合、中央制御室で1次補助冷却系出入口弁を手動操作により閉にする。
②及び③の手順では、補助冷却系サイフォンブレイク止弁の開失敗を確認してから、2名により5分以内に実施する。
- ④ 中央制御室での操作に失敗した場合、現場で2名により、20分以内に1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁のハンドルを開操作する。

表Ⅳ－5 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名等	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
循環ポンプ・補助送風機起動スイッチ	補助冷却設備の運転に必要な原子炉容器液位が確保された状態で、BDBA 対処設備である補助冷却設備の自動起動に失敗した場合、運転員が1次補助冷却系循環ポンプ、2次補助冷却系の補助冷却機用送風機の各操作スイッチにより手動起動が可能となる場合があるため、崩壊熱を除去する手段となり得る。
補助冷却系サイフォンブレイク止弁手動開	BDBA 対処設備である補助冷却系サイフォンブレイク止弁の自動開に失敗した場合、中央制御室での開操作が可能であるため、1次補助冷却系配管からの冷却材ナトリウムの流出を抑制し、1次主冷却系の自然循環冷却に必要な原子炉容器液位を確保する手段となり得る。 なお、中央制御室での操作にも失敗した場合でも、現場にて1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁のハンドルを開操作することも可能である。
1次補助冷却系出入口弁手動閉	BDBA 対処設備である補助冷却系サイフォンブレイク止弁の自動開又は手動開に失敗した場合、中央制御室で1次補助冷却系出入口弁の閉操作が可能であるため、1次主冷却系の自然循環冷却に必要な原子炉容器液位を確保する手段となり得る。

2. 審査結果

規制委員会は、崩壊熱除去機能喪失に対処するために申請者が計画する BDBA 対処設備及び手順が、有効性評価において位置付けたものであり、必要な機能及び性能を達成できる設計であること、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。

また、申請者の計画が、BDBA 対処設備及び手順に加え、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が計画する崩壊熱除去機能喪失に対処するための設備及び手順は妥当であり、第53条に適合するものと判断した。

Ⅳ－3. 2. 3 全交流動力電源喪失に対処するための設備及び手順

本節では、全交流動力電源が喪失した場合に想定される BDBA 事象 (SBO) に対応するために申請者が計画する設備及び手順について、以下の事項を確認した。

- ・有効性評価において位置付けた BDBA 対処設備及び手順が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 申請内容

(1) 対策と設備

申請者は、全交流動力電源が喪失した場合に想定される BDBA 事象 (SBO) に対応するために、以下の対策とそのための BDBA 対処設備を整備するとしている。

- ① 炉心で発生する崩壊熱を除去するために、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ② 炉心で発生する崩壊熱が除去されていることを確認するために、原子炉入口冷却材温度計、原子炉出口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計及び 2 次主冷却系冷却材流量計を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ③ 全交流動力電源喪失の長期化により直流及び交流無停電電源系が喪失した場合、原子炉の監視に必要な電力を供給するため、仮設電源設備を BDBA 対処設備として新たに整備する。
また、温度検出器の指示値の確認のための仮設計器を BDBA 対処設備として新たに整備する。

(2) BDBA 対処設備の設計方針

申請者は、(1) に掲げる BDBA 対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- ①-1 1 次主冷却系及び 2 次主冷却系は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環が可能な設計とする。また、2 次主冷却系のうち主冷却機は、自然通風により崩壊熱除去が可能な設計とする。
- ①-2 主冷却機を構成する機器の一つである主送風設備は、原子炉停止時における自然通風除熱時にあつては、原子炉冷却材温度制御系により、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整できるものとするとともに、必要な場合に、手動操作によりインレットベーン及び出入口ダンパを開閉できる設計とする。
- ② 原子炉入口冷却材温度計、原子炉出口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計及び 2 次主冷却系冷却材流量計は、

BDBA 事象が発生した場合にあってもその機能を維持し、原子炉の冷却状態が測定できる計測範囲とした設計とする。

- ③ 仮設電源設備は、原子炉の監視に必要な電源盤等に給電できる容量を有するものを2組配備し、仮設電源ケーブルにより接続し、電源盤等に電力を供給する設計とする。

仮設計器は、抵抗測定により温度検出器の指示値を確認できる設計とする。

(3) 手順の方針

申請者は、(1)に掲げる設備を用いた主な手順は以下のとおりとしている。

- ① 運転員は、原子炉トリップ信号発信及び原子炉保護系（スクラム）の動作並びに核計装（線形出力系）により、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ② 運転員は、非常用ディーゼル発電機2基の自動起動失敗を確認し、全交流動力電源喪失事故が発生したと判断する。
- ③ 運転員は、1次主冷却系（自然循環）、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）により崩壊熱が除去されていることを、1次主冷却系冷却材流量計、2次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、原子炉容器入口冷却材温度計及び原子炉容器出口冷却材温度計により確認する。
- ④ 現場対応班は、事象発生後約1時間後に参集し、仮設電源設備を保管場所から原子炉附属建物内の所定の場所に設置し、仮設電源ケーブルを敷設して、電源盤等に接続する。これらの操作は、直流及び交流無停電電源系が枯渇する2時間以内に行う。
- ⑤ 仮設電源設備は2か所の保管場所に分散配置し、各保管場所から原子炉附属建物内の設置場所までの移動ルートも2系統用意し、一方が使用できない場合であっても、2時間以内に電源盤等に接続可能な手順とする。
- ⑥ 運転員は、仮設計器を用いた温度検出器の抵抗測定により指示値を確認し、温度を監視する。

2. 審査結果

規制委員会は、全交流動力電源喪失に対処するために申請者が計画する BDBA 対処設備及び手順が、有効性評価において位置付けたものであり、必要な機能及び性能を達成できる設計であること、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。

また、申請者の計画が、BDBA 対処設備及び手順の整備により、BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が計画する全交流動力電源喪失に対処するための設備及び手順は妥当であり、第 5 3 条に適合するものと判断した。

IV-3. 2. 4 局所的燃料破損に対処するための設備及び手順

本節では、炉心領域において設計基準事故を超える局所的燃料破損が発生した場合に想定される BDBA 事象（LF）に対応するために申請者が計画する設備及び手順について、以下の事項を確認した。

- ・有効性評価において位置付けた BDBA 対処設備及び手順が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 申請内容

(1) 対策と設備

申請者は、局所的燃料破損が発生した場合に想定される BDBA 事象（LF）に対応するために、以下の対策とそのための BDBA 対処設備を整備するとしている。

- ① 燃料集合体内部で局所的に流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、その異常を早期に検出するために、燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ② 燃料破損検出系による中央制御室の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止する。その際、原子炉の停止失敗を検知した場合の対策と設備は、「IV-3. 2. 1 原子炉停止機能喪失に対処するための設備及び手順」と同一である。

(2) BDBA 対処設備の設計方針

申請者は、(1)に掲げる BDBA 対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- ① 燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）は、燃料要素 1 本で開口破損が生じた場合に、バックグラウンドの値の 5 倍を超過する検出感度を有し、異常が検知された場合には警報回路を作動させ、中央制御室に警報を発する設計とする。

(3) 手順の方針

申請者は、(1)に掲げる設備を用いた主な手順は以下のとおりとしている。

- ① 運転員は、中央制御室において燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）の警報が発報した場合、手動スクラムボタンを操作し、原子炉を停止する。
- ② 運転員は、原子炉に制御棒が挿入され、原子炉の未臨界状態が維持されていることを核計装（線形出力系）により確認する。

(4) 自主的対策における設備及び手順

規制委員会は、申請者に対して、BDBA が発生した場合において、当該事象への対処を確実に実施するため、BDBA 対処設備の整備に限定せず、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、局所的燃料破損が発生した場合に、燃料破損進展の抑制や影響を緩和するための自主対策設備（表Ⅳ－3. 2. 4 参照）及び手順を以下のとおり整備するとしている。

- ① 中央制御室において燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）の警報が発報し、その指示値が運転上の制限を超過したことを確認した場合、手動スクラムボタンを操作し、原子炉を停止する。この手順では、燃料破損検出系の検出時間及び運転員の操作時間を合わせて、1 名により、30 分で実施する。

表Ⅳ－6 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名等	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）	燃料破損検出系として、BDBA 対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、燃料破損を検出できれば、運転員により原子炉の手動停止が可能になることから、原子炉出力を抑制する手段となり得る。

2. 審査結果

規制委員会は、局所的燃料破損に対処するために申請者が計画する BDBA 対処設備及び手順が、有効性評価において位置付けたものであり、必要な機能及び性能を達成できる設計であること、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。

また、申請者の計画が、BDBA 対処設備及び手順に加え、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が計画する局所的燃料破損に対処するための設備及び手順は妥当であり、第53条に適合するものと判断した。

IV-3.3 格納容器破損防止措置に係る設備及び手順

格納容器破損防止措置に係る設備及び手順については、炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の状態や、これに続く設計基準事故対処設備及び BDBA 対処設備の機能喪失重畳の想定によって、必要となる設備及び手順が異なる。

このため、設計基準事故対処設備及び BDBA 対処設備の機能喪失重畳によって引き起こされる安全機能の喪失により類型化し、以下の項目について審査を行った。

IV-3.3.1 原子炉停止機能喪失の重畳に対処するための設備及び手順

IV-3.3.2 崩壊熱除去機能喪失の重畳に対処するための設備及び手順

なお、局所的燃料破損に対して原子炉停止機能喪失を重畳させた事象想定については、原子炉停止機能喪失の重畳に対処するための設備及び手順に包絡される。また、全交流動力電源喪失に対して崩壊熱除去機能喪失を重畳させた事象想定については、炉心損傷防止措置のうちの一つの機能喪失を仮定しても、炉心損傷に至ることはないため、格納容器破損防止措置に係る設備及び手順を選定する必要はない。

IV-3.3.1 原子炉停止機能喪失の重畳に対処するための設備及び手順

本節では、設計基準事故対処設備及び BDBA 対処設備の原子炉停止機能喪失の重畳を想定して炉心の著しい損傷に至った場合、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある事故に対応するために申請者が計画する設備及び手順について、以下の事項を確認した。

- ・有効性評価において位置付けた BDBA 対処設備及び手順が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 申請内容

(1) 対策と設備

申請者は、炉心損傷防止措置が機能せず、炉心の著しい損傷に至った場合、原子炉格納容器の破損を防止するために、以下の対策とそのための BDBA 対処

設備を整備するとしている。

- ① 原子炉停止失敗時に炉心が損傷した場合に、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込めるために、これらのバウンダリに属する容器、配管及び弁を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ② 原子炉停止失敗時の損傷炉心物質の冷却のために、1次主循環ポンプのポニーモータ及び2次主冷却系を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ③ 原子炉容器内の損傷炉心物質の冷却状態を確認するために、原子炉入口冷却材温度計、原子炉出口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計及び2次主冷却系冷却材流量計を BDBA 対処設備として位置付ける。
- ④ 放射性物質が原子炉格納容器（床上）に漏えいした場合のために、原子炉格納容器内圧力計、原子炉格納容器内温度計、原子炉格納容器内床上高線量エリアモニタ及び原子炉保護系（アイソレーション）を BDBA 対処設備として位置付けるとともに、原子炉格納容器内に放射性物質を閉じ込めるために、原子炉格納容器並びに原子炉格納容器バウンダリに属する配管及び弁を BDBA 対処設備として位置付ける。

（2）BDBA 対処設備の設計方針

申請者は、（1）に掲げる BDBA 対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- ① 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリに属する容器、配管及び弁は、BDBA 事象が発生した場合にあってもその健全性を維持する設計とする。
- ② ポニーモータは、BDBA 事象が発生した場合にあってもその機能を維持し、安定に原子炉の崩壊熱除去ができる流量を確保できる設計とする。
2次主冷却系は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環が可能な設計とする。また、2次主冷却系のうち主冷却機は、自然通風により崩壊熱除去が可能な設計とする。
- ③ 原子炉入口冷却材温度計、原子炉出口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計は、BDBA 事象が発生した場合にあってもその機能を維持し、原子炉の冷却状態が測定できる計測範囲とした設計とする。
- ④ 原子炉格納容器内圧力計、原子炉格納容器内温度計、原子炉格納容器内床上高線量エリアモニタ及び原子炉保護系（アイソレーション）は、BDBA 事象が発生した場合にあってもその機能を維持する設計とする。また、原

子炉格納容器並びに原子炉格納容器バウンダリに属する配管及び弁は、BDDB 事象が発生した場合にあってもその健全性を維持し、原子炉格納容器からの漏えいは、設計漏えい率を超えない設計とする。

(3) 手順の方針

申請者は、(1)に掲げる設備を用いた主な手順は以下のとおりとしている。

- ① 炉心流量の喪失又は過出力時に原子炉の停止に失敗した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、運転員は、1次主冷却系冷却材流量計、2次主冷却系冷却材流量計及び主冷却器出口冷却材温度計、原子炉容器入口冷却材温度計及び原子炉容器出口冷却材温度計により、1次主冷却系の運転状況並びに2次主冷却系及び主冷却機に異常がないことを確認する。
- ② 運転員は、原子炉格納容器（床上及び床下）の温度計、原子炉格納容器（床上及び床下）の圧力計及び原子炉格納容器内高線量エリアモニタにより、原子炉格納容器内の温度、圧力及び線量率を確認する。原子炉格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合、隔離弁の状態表示灯により原子炉格納容器アイソレーションの作動を確認する。

(4) 自主的対策における設備及び手順

規制委員会は、申請者に対して、BDDB が発生した場合において、当該事象への対処を確実に実施するため、BDDB 対処設備の整備に限定せず、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、炉心の著しい損傷に至った場合に、原子炉格納容器破損の抑制や影響を緩和するための自主対策設備（表IV-3. 3参照）及び手順を以下のとおり整備するとしている。

- ① 設計基準事故対処設備である燃料破損検出系により、運転員が燃料破損に至ったと推定した場合には、1次アルゴンガス系の排気側の隔離弁を閉とする。この手順では、中央制御室の作業を1名により、燃料が破損したと推定してから5分以内に実施する。
- ② 炉心の著しい損傷に至る事故の発生により、原子炉格納容器内の温度、圧力、線量率のいずれかが原子炉保護系（アイソレーション）の設定値まで上昇しているにもかかわらず、原子炉保護系（アイソレーション）が動作していない場合には、手動操作により原子炉格納容器隔離弁を閉止する。この手順では、中央制御室及び中央制御室外の作業を2名により30分以内に実施する。

表Ⅳ－7 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名等	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
1次アルゴンガス系の排気側手動隔離	原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等バウンダリから放射性物質等が放出された場合は、原子炉格納容器（自動）アイソレーションにより、1次アルゴンガス系の隔離弁も閉止されるが、これに先立って、運転員が燃料破損に至ったと推定した場合には、手動操作により1次アルゴンガス系を閉止することが可能であり、原子炉格納容器外への放射性物質放出量をさらに低減する手段となり得る。
原子炉格納容器手動アイソレーションボタン	設計基準事故対処設備である原子炉保護系の一部であり、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号の一つであるが、原子炉制御盤の手動アイソレーションボタンを操作することで原子炉格納容器隔離弁を閉にできる可能性がある。万が一、原子炉格納容器隔離弁の状態に異常が認められた場合は、個別の隔離弁を手動「閉」として原子炉格納容器を隔離する。これらの操作により、原子炉格納容器外への放射性物質放出量をさらに低減する手段となり得る。

2. 審査結果

規制委員会は、設計基準事故対処設備及び BDBA 対処設備の原子炉停止機能喪失の重畳を想定して炉心の著しい損傷に至った場合、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある事故に対処するために申請者が計画する BDBA 対処設備及び手順が、有効性評価において位置付けたものであり、必要な機能及び性能を達成できる設計であること、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。

また、申請者の計画が、BDBA 対処設備及び手順に加え、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が計画する原子炉停止機能喪失の重畳を想定した格納容器破損防止に対処するための設備及び手順は妥当であり、第53条に適合するものと判断した。

Ⅳ－3. 3. 2 崩壊熱除去機能喪失の重畳に対処するための設備及び手順

本節では、設計基準事故対処設備及び BDBA 対処設備の崩壊熱除去機能喪失の重畳を想定して炉心の著しい損傷に至った場合、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある事故に対応するために申請者が計画する設備及び手順について、以下の事項

を確認した。

- ・有効性評価において位置付けた BDBA 対処設備及び手順が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 申請内容

(1) 対策と設備

申請者は、炉心損傷防止措置が機能せず、炉心の著しい損傷に至った場合、原子炉格納容器の破損を防止するために、以下の対策とそのための BDBA 対処設備を整備するとしている。

- ① 安全容器内で冷却材ナトリウム漏えいが発生し、かつ、炉心損傷防止措置である補助冷却設備による炉心からの崩壊熱除去に失敗した場合には、炉心損傷に至り、この損傷炉心物質を安全容器で保持するため、安全容器外面をコンクリート遮へい体冷却系により冷却する。

また、安全容器外で1次主冷却系配管から冷却材ナトリウム漏えいが発生し、かつ、炉心損傷防止措置である補助冷却設備による炉心からの崩壊熱除去に失敗した場合には、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉容器外面をコンクリート遮へい体冷却系により冷却する。

このために、安全容器並びにコンクリート遮へい体冷却系を構成する窒素ガスブロワ、ペDESTALブースタブロワ及び窒素ガス冷却器を BDBA 対処設備として位置付ける。

- ② 原子炉容器内における冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器を含む原子炉冷却材バウンダリの過圧破損を防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を BDBA 対処設備として新たに整備する。
- ③ 原子炉冷却材バウンダリの過圧により安全板が開放された場合に、原子炉容器内で発生したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気内の原子炉格納容器（床下）に流出する。このために、ナトリウム蒸気の熱的影響を緩和する断熱材及びヒートシンク材を新たに整備するとともに、鋼製ライナを BDBA 対処設備として位置付ける。
- ④ 原子炉冷却材バウンダリからナトリウムが漏えいした場合のために、原子炉格納容器内圧力計、原子炉格納容器内温度計、原子炉格納容器内床上高線量エリアモニタ及び原子炉保護系（アイソレーション）を BDBA 対処設備として位置付けるとともに、原子炉格納容器内に放射性物質を閉じ込めるために、原子炉格納容器並びに原子炉格納容器バウンダリに属する配管及び弁を BDBA 対処設備として位置付ける。

(2) BDBA 対処設備の設計方針

申請者は、(1)に掲げる BDBA 対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- ① 安全容器は、安全容器内の 1 次主冷却系配管から流出した冷却材ナトリウムや原子炉容器から流出した損傷炉心物質を保持し、健全性を維持できる設計とする。

コンクリート遮へい体冷却系を構成する窒素ガスブロワ、ペDESTALブースタブロワ及び窒素ガス冷却器は、原子炉停止後の炉心を原子炉容器外面から冷却する、又は、安全容器内に流出した冷却材ナトリウムや損傷炉心物質を安全容器外面から冷却するために必要な流量、除熱量を有する設計とする。また、窒素ガスブロワ及びペDESTALブースタブロワは、非常用電源設備からの給電に対応した設計とする。

- ② 1 次アルゴンガス系の安全板は、原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が設定圧 (9.8kPa[gage]) を超過すると開放され、原子炉容器内で蒸発したナトリウム蒸気が安全板を通じて原子炉格納容器 (床下) に流出できる設計とする。

- ③ 原子炉格納容器 (床下) のヒートシンク材は、アルミナで構成する設計とする。また、1 次アルゴンガス系の配管を通じて冷却材ナトリウムが流出する区画には鋼製ライナを設置し、ナトリウムがコンクリートと直接接しない設計とする。

- ④ 原子炉格納容器内圧力計、原子炉格納容器内温度計、原子炉格納容器内床上高線量エリアモニタ及び原子炉保護系 (アイソレーション) は、BDBA 事象が発生した場合にあってもその機能を維持する設計とする。また、原子炉格納容器並びに原子炉格納容器バウンダリに属する配管及び弁は、BDBA 事象が発生した場合にあってもその健全性を維持し、原子炉格納容器からの漏えいは、設計漏えい率を超えない設計とする。

(3) 手順の方針

申請者は、(1)に掲げる設備を用いた主な手順は以下のとおりとしている。

- ① 安全容器内の 1 次主冷却系の配管 (内管及び外管) が破損し、さらに、補助冷却設備による崩壊熱除去機能を喪失した場合、運転員は、原子炉カバーガスの圧力計により 1 次アルゴンガス系の圧力を確認し、1 次アルゴンガス系の圧力が所定の圧力に達した場合、安全板の状態表示により 1 次アルゴンガス系安全板が開放されることを確認する。
- ② ①に加え、運転員は、安全容器呼吸系の圧力計により、安全容器内の圧力を確認し、安全容器内の圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に

冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。また、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの安全容器部への通気風量及びコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の通水流量を増加させ、原子炉容器壁面温度、遮へいグラファイト温度及び安全容器壁面温度により、安全容器の冷却状態を確認する。

- ③ 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）が破損し、さらに、補助冷却設備による崩壊熱除去機能を喪失した場合、運転員は、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器のリークジャケットに通気するように窒素ガスの流路を切り替えるとともに、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の通水流量を増加させる。その後、コンクリート遮へい体冷却系の温度計、窒素ガス冷却器の冷却水の流量計により、コンクリート遮へい体冷却系により崩壊熱が正常に除去されていることを確認する。
- ④ 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）が破損した場合、運転員は、1次主冷却系冷却材流量計により、1次主冷却系の自然循環の状況を確認する。また、2次主冷却系冷却材流量計及び主冷却器出口冷却材温度計、原子炉容器入口冷却材温度計及び原子炉容器出口冷却材温度計により、2次主冷却系及び主冷却機に異常がないことを確認する。
- ⑤ 運転員は、原子炉格納容器（床上及び床下）温度計、原子炉格納容器（床上及び床下）圧力計及び原子炉格納容器内高線量エリアモニタにより、原子炉格納容器内の温度、圧力及び線量率を確認する。原子炉格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合、隔離弁の状態表示灯により原子炉格納容器アイソレーションの作動を確認する。

（4）自主的対策における設備及び手順

規制委員会は、申請者に対して、BDBAが発生した場合において、当該事象への対処を確実に実施するため、BDBA 対処設備の整備に限定せず、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、炉心の著しい損傷に至った場合に、原子炉格納容器破損の抑制や影響を緩和するための自主対策設備（表IV-3. 3参照）及び手順を以下のとおり整備するとしている。

- ① 設計基準事故対処設備である燃料破損検出系により、運転員が燃料破損に至ったと推定した場合には、1次アルゴンガス系の排気側の隔離弁を閉とする。この手順では、中央制御室の作業を1名により、燃料が破損したと推定してから5分以内に実施する。

- ② 炉心の著しい損傷に至る事故の発生により、原子炉格納容器内の温度、圧力、線量率のいずれかが原子炉保護系（アイソレーション）の設定値まで上昇しているにもかかわらず、原子炉保護系（アイソレーション）が動作していない場合には、手動操作により原子炉格納容器隔離弁を閉止する。この手順では、中央制御室及び中央制御室外の作業を2名により30分以内に実施する。

表Ⅳ－8 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名等	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
1次アルゴンガス系の排気側手動隔離	原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等バウンダリから放射性物質等が放出された場合は、原子炉格納容器（自動）アイソレーションにより、1次アルゴンガス系の隔離弁も閉止されるが、これに先立って、運転員が燃料破損に至ったと推定した場合には、手動操作により1次アルゴンガス系を閉止することが可能であり、原子炉格納容器外への放射性物質放出量をさらに低減する手段となり得る。
原子炉格納容器手動アイソレーションボタン	設計基準事故対処設備である原子炉保護系の一部であり、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号の一つであるが、原子炉制御盤の手動アイソレーションボタンを操作することで原子炉格納容器隔離弁を閉にできる可能性がある。万が一、原子炉格納容器隔離弁の状態に異常が認められた場合は、個別の隔離弁を手動「閉」として原子炉格納容器を隔離する。これらの操作により、原子炉格納容器外への放射性物質放出量をさらに低減する手段となり得る。

2. 審査結果

規制委員会は、設計基準事故対処設備及びBDDBA対処設備の崩壊熱除去機能喪失の重畳を想定して炉心の著しい損傷に至った場合、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある事故に対処するために申請者が計画するBDDBA対処設備及び手順が、有効性評価において位置付けたものであり、必要な機能及び性能を達成できる設計であること、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。

また、申請者の計画が、BDDBA対処設備及び手順に加え、自主的な対応を含めBDDBA事象への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が計画する崩壊熱除去機能喪失の重畳を想定した格納容器破損防止に対処するための設備及び手順は妥当であり、第53条に適合するものと判断した。

IV-3. 4 使用済燃料貯蔵設備における燃料損傷等防止措置に係る設備及び手順

設置許可基準規則解釈第53条第5項第二号ロは、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、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及び手順の策定等を要求しており、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掲げている。

- (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

本節では、使用済燃料貯蔵設備における燃料損傷等防止措置のために申請者が計画する設備及び手順について、以下の事項を確認した。

- ・設置許可基準規則解釈第53条第5項第二号ロにおける要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価において位置付けた BDBA 対処設備及び手順が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 申請内容

(1) 対策と設備

申請者は、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われた場合に想定される BDBA 事象（使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故及び使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故）に対応するために、以下の対策とそのための BDBA 対処設備を整備するとしている。

- ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、水冷却池の冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できな

なくなった場合に、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に水を供給するために、可搬式ポンプ及びホースを BDBA 対処設備として新たに整備する。

- ② 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の配管が破断した際に、サイフォン現象等により水冷却池の水位が低下し、使用済燃料の冠水が維持できなくなった場合に、水の流出を防止するために、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー（サイフォンブレイク孔）を BDBA 対処設備として位置付ける。なお、水冷却池に水を供給する対策と設備は、上記①と同一である。

（２）BDBA 対処設備の設計方針

申請者は、（１）に掲げる BDBA 対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- ① 可搬式ポンプ及びホースは、設計基準対象施設の注水設備に対して多様性を有し、使用済燃料の冷却及び冠水の維持に十分な容量を有し、使用済燃料の破損を防止できる設計とする。
- ② 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー（サイフォンブレイク孔）は、通常状態において、水面下となる配管に開口部を設けたものであり、水位の低下による開口部の開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有する設計とする。

（３）手順の方針

申請者は、（１）に掲げる設備を用いた主な手順は以下のとおりとしている。

- ① 運転員は、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故においては、全交流動力電源喪失により、また、使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故においては、水冷却池の水位低警報の発報により、事故の発生を判断する。
- ② 事象発生後約 1 時間後に参集する現場対応班は、事象発生後、水冷却池の水位を水位標により目視で確認し、水冷却池の状態を点検する。
- ③ 現場対応班は、可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖を水源として水冷却池への給水の準備を行う。以降、水冷却池の水位を水位標により目視で監視しながら、適宜水冷却池への給水を行う。この手順では、現場対応班 4 名により、作業着手後 80 分以内に実施する。

2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵設備における燃料破損防止措置のために申請者が計画する BDBA 対処設備及び手順が、設置許可基準規則解釈第 5 3 条第 5 項第 2 号ロにおける要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、

設置許可基準規則解釈第53条第5項第二号ロに適合するものと判断した。また、有効性評価において位置付けた BDBA 対処設備及び手順が、適切に整備される方針であることを確認した。

また、申請者の計画が、BDBA 対処設備及び手順の整備により、BDBA 事象への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が計画する使用済燃料貯蔵設備における燃料破損防止措置に係る設備及び手順は妥当であり、第53条に適合するものと判断した。

V 多量の放射性物質等を放出する事故を超えた施設の損壊への対応

III章及びIV章において、設計基準対象施設に関して変更申請がなされた内容について審査し、結果を示した。また、IV章において、BDBAに対処するために必要な設備及び手順に関して適切に整備する方針であるか審査し、結果を示した。

上記の審査に加え、規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の特徴を考慮し、令和3年度第15回原子力規制委員会（令和3年6月23日）における審議を踏まえ、大規模なナトリウムの漏えいに伴い発生する火災（以下「大規模ナトリウム火災」という。）が生じるような、想定されるBDBAを超える事象（以下「BDBAを超える事象」という。）への対応を確認することとした。

本章において、BDBAの有効性評価で想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、BDBA対処設備及び手順が有効に機能しなかった事態を想定し、BDBAを超える事象への対応について、申請者の方針が適切なものであるかを確認した。

BDBAを超える事象への対応方針には、BDBAを超える事象が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、BDBAを超える事象として想定すべき事象を選定した上で、想定した事象に対応するために以下の項目（以下「BDBAを超える事象に対応するために必要な活動」という。）についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることが必要である。

- 一 大規模な火災（大規模ナトリウム火災を含む。）が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 炉心の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 三 原子炉格納容器破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 放射性物質等の放出を低減するための対策に関すること。

このため、規制委員会は、以下の項目について確認を行った。

1. 想定すべき事象の選定
2. 手順書の整備
3. 体制の整備
4. 資機材の整備

規制委員会は、申請者の計画が必要な検討を加えた上で策定されており、BDBAを超える施設の損壊が発生するような事象を選定した上で、当該事象が発生した場合における体制の整備に関して必要な手順書、体制及び資機材等が適切に整備される方針であることを確認した。

各項目についての確認内容は以下のとおり。

1. 想定すべき事象の選定

申請者は、BDBA を超える事象の想定について、以下のとおりとしている。

- (1) 事象の想定に際しては、BDBA で想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対処する設備及び手順が有効に機能しなかった事態を考慮する。
- (2) 当該事態が発生する起因として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損並びに冷却材バウンダリが破られることによる大規模ナトリウム火災に至る事象を以下のとおり想定する。
 - ① 大規模な自然災害にあつては、本試験研究用等原子炉施設の特徴を踏まえ、原子炉格納容器（床上）、原子炉格納容器（床下）及び主冷却機建物に内包する設備が損壊し、大規模ナトリウム火災が発生するとして以下を想定する。
 - a. 大規模ナトリウム火災の想定に当たっては、相対的に安全余裕が小さい機器が損壊することによりナトリウムが漏えいする。
 - b. 原子炉格納容器（床下）については、機器が損壊することに加え、窒素雰囲気による不活性化が維持されない状態とする。
 - ② 故意による大型航空機の衝突にあつては、油火災と大規模ナトリウム火災の重畳を考慮することとし、大型航空機から漏えいした燃料油及び衝突を受けた建物に内包する設備が損壊し、大規模ナトリウム火災が発生する。

規制委員会は、申請者の想定する BDBA を超える事象が、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対処する設備及び手順が有効に機能しなかった事態を考慮した上で、大規模な自然災害によって大規模ナトリウム火災の発生及び故意による大型航空機の衝突によって航空機燃料火災と大規模ナトリウム火災の重畳を想定していることを確認した。

2. 手順書の整備

申請者は、BDBA を超える事象が発生した場合の手順書の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 手順書の策定に際しては、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の損壊、複数の設備の同時機能喪失、大規模な火災と大規模ナトリウム火災の発生などを考慮する。

(2) BDBA を超える事象によって本試験研究用等原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、事業所外への放射性物質の放出抑制を最優先に考えた対応を行うこととし、BDBA 等対策において整備する手順等に加えて、機能を喪失していない BDBA 対処設備等を用いることを基本としつつ、可搬型設備や仮設設備等の資機材による対応も考慮した多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備する。

- ① 試験研究用等原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順及び対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。
- ② 大規模ナトリウム火災を想定するだけでなく、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災と大規模ナトリウム火災の重畳も想定し、仮設放水設備による泡消火、特殊化学消火剤や消火剤としての乾燥砂の散布など火災の状況に応じた最適な消火についての手順を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。
- ③ BDBA を超える事象発生時の対応手順は、中央制御室での監視が行えない場合も想定し、試験研究用等原子炉施設の状況把握が困難な場合は、状況把握がある程度可能な場合を含め、以下の対応を考慮して手順を整備する。
 - a. 中央制御室の監視機能喪失により、状況把握が困難な場合は、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は中央制御室外原子炉停止盤及び現場盤等による監視により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度 BDBA を超える事象に対する緩和措置を行う。
 - b. 中央制御室の監視機能の一部が健全である場合は、安全機能等の状況把握を行い、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は中央制御室外原子炉停止盤及び現場盤等による監視により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度 BDBA を超える事象に対する緩和措置を行う。
- ④ BDBA を超える事象に対応するために必要な活動を行うための手順書として、BDBA 等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及びその影響の緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する。
- ⑤ BDBA を超える事象の発生を想定し、中央制御室での監視機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を整備する。

規制委員会は、申請者の手順書の整備の計画が BDBA を超える事象の発生により BDBA 等発生時の手順がどのような影響を受けるか検討を行うなど、BDBA を超える事象発生時の特徴を踏まえた手順書を整備する方針としていることを確認した。

3. 体制の整備

申請者は、BDBA を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合の体制について、以下のとおりとしている。

(1) 教育及び訓練

BDBA を超える事象への対応のための BDBA 等に対処する要員への教育及び訓練については、BDBA 対策にて実施する教育及び訓練に加え、BDBA を超える事象が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する。また、BDBA を超える事象発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した現地対策本部長（原子力防災管理者）及び現地対策副本部長（副原子力防災管理者）への個別の教育及び訓練を実施する。さらに、対策を実施する要員（以下「緊急時対策要員」という。）の役割に応じて付与される力量に加え、柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割に期待する緊急時対策要員以外の緊急時対策要員でも対応できるよう教育及び訓練を計画的に実施する。

(2) 体制の整備

- ① BDBA を超える事象時の体制については、BDBA 等に係る体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても柔軟に対応できるようにするとともに、BDBA を超える事象発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提として、以下の基本的な考え方に基づき整備する。
 - a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても本試験研究用等原子炉施設及び大洗研究所構内に運転員 6 名以上、自衛消防隊 5 名以上、その他に通報連絡専任者 1 名の計 12 名以上を常時確保し、BDBA を超える事象の発生により中央制御室（運転員含む。）が機能しない場合においても、構外から要員が参集するまでの間、対応できる体制とする。
 - b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における運転員、自衛消防隊及び通信連絡専任者は、地震等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合においても対応できるよう分散して待機する。

- c. 地震等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とする。
 - d. 大規模な自然災害により要員が被災等するような状況においても、大洗研究所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることができる体制とする。
 - e. BDBA を超える事象発生時において、居住地からの参集に時間を要する場合も想定し、本試験研究用等原子炉施設及び大洗研究所構内の緊急時対策要員により当面の間は事故対応を行うことができる体制とする。
 - f. プルーム放出時は、屋外で作業をしている要員はそれぞれ中央制御室、現場指揮所及び緊急時対策所にとどまり、プルーム通過後、活動を再開する。
- ② BDBA を超える事象が発生した場合において、運転員及び緊急時対策要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室、現場指揮所及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外に代替可能な拠点も状況に応じて活用する。
- ③ BDBA を超える事象発生時における大洗研究所外部からの支援体制として、機構対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。また、原子力事業所災害対策支援拠点及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、要員の派遣、資機材等の運搬その他の支援が受けられるよう体制を整備する。

規制委員会は、申請者の体制の整備の計画が、BDBA を超える事象の発生により BDBA など発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、BDBA を超える事象発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることを確認した。

4. 資機材の整備

申請者は、BDBA を超える事象発生時に必要な資機材の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) BDBA を超える事象発生時の対応に必要な資機材については、以下のとおり配備する。また、BDBA を超える事象発生においても使用を期待できるよう、原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物から 100m 以上隔離をとった場所に配備する。

- ① 大規模な自然災害による大規模ナトリウム火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災と大規模ナトリウム火災の重

畳に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護服及び空気呼吸器、消火剤等の資機材、仮設放水設備等を整備する。

- ② 事故対応を行うに当たり、放射性物質及び放射線の放出並びにナトリウム燃焼に伴うナトリウムエアロゾルの発生を考慮した防護服等の必要な資機材を整備する。
- ③ BDBA を超える事象発生時において、指揮者と現場間、大洗研究所構内外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な通信手段を配備する。
- ④ BDBA を超える事象発生時において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するために、原子炉格納容器のドーム部を覆うことができる仮設カバーシートを整備する。

規制委員会は、申請者の資機材の整備の計画が、BDBA を超える事象が発生した際においても使用が期待できるよう十分な離隔距離を確保するなど、BDBA を超える事象発生時の特徴を踏まえた資機材の整備を行う方針としていることを確認した。

VI 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。

略語等

本審査書で用いられる主な略語等は以下のとおり

略語等	名称又は説明
申請者	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
本試験研究用等原子炉施設	試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設）
本申請	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）」（平成 29 年 3 月 30 日申請、平成 30 年 10 月 26 日、令和 3 年 12 月 2 日、令和 5 年 2 月 22 日及び令和 5 年 4 月 19 日補正）
既許可	平成 24 年 3 月 30 日付け 23 受文科科第 5939 号により受けた設置変更許可
規制委員会	原子力規制委員会
原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
設置許可基準規則	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
設置許可基準規則解釈	試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
実用炉設置許可基準解釈	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
火災防護基準	実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
溢水ガイド	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
内部火災影響評価ガイド	原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
外部火災ガイド	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド
地震ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド
地盤ガイド	基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
竜巻ガイド	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
地質ガイド	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
有効性評価ガイド	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
技術的能力指針	原子力事業者の技術的能力に関する審査指針

略語等	名称又は説明
研究炉安全設計審査指針	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
研究炉安全評価指針	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
研究炉の重要度分類の考え方	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」
発電炉重要度分類指針	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
安全重要度分類	原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めて分類すること
F B R 指針	高速増殖炉の安全性の評価の考え方
気象指針	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針
MK-I 炉心	増殖炉心
MK-II 炉心	照射用炉心
MK-III 炉心	原子炉熱出力を 140MW とした照射用炉心
MK-IV 炉心	原子炉熱出力を 140MW から 100MW とした照射用炉心
出力変更等	原子炉熱出力及び原子炉停止系統の変更
BDBA	多量の放射性物質等を放出する事故
全交流動力電源喪失	外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳
格納容器破損モード	原子炉格納容器破損に至る原子炉格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの
事故シーケンスグループ	炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの
ULOF	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失
UTOP	過出力時原子炉停止機能喪失
ULOHS	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失
LORL	原子炉容器液位確保機能喪失
PLOHS	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失
SBO	全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失
LF	局所的燃料破損

略語等	名称又は説明
損傷炉心物質	破損した燃料及び被覆管、ラッパ管等の金属材料を含む放射性物質等
FP	核分裂生成物
燃料スエリング	FP ガスによる固体燃料の膨張
LGT	制御棒駆動機構下部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管
FCI	溶融燃料等の LGT の溶融貫通時の燃料－冷却材相互作用