東北電力株式会社女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（２号発電用原子炉施設の変更）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 2002261 号
令和２年２月２６日
原 子 力 規 制 委 員 会

平成２５年１２月２７日付け東北電原技第８号（令和元年９月１９日付け東北電原技第３号、令和元年１１月６日付け東北電原技第５号、令和元年１１月１９日付け東北電原技第６号及び令和２年２月７日付け東北電原技第７号をもって一部補正）をもって、東北電力株式会社　取締役社長　社長執行役員　原田　宏哉から、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和３２年法律第１６６号。以下「法」という。）第４３条の３の８第１項の規定に基づき提出された女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（２号発電用原子炉施設の変更）に対する法第４３条の３の８第２項において準用する法第４３条の３の６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４３条の３の６第１項第１号

本件申請については、

・発電用原子炉の使用の目的（商業発電用）を変更するものではないこと
・使用済燃料については、原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律（平成１７年法律第４８号。以下「再処理等拠出金法」という。）に基づく拠出金の納付先である使用済燃料再処理機構から受託した、法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するという方針に変更はないこと
・海外において再処理が行われる場合は、再処理等拠出金法の下で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の再処理事業者において実施する、海外再処理によって得られるプルトニウムは国内に持ち帰る、また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けるという方針に変更はないこと
・上記以外の取扱いを必要とする使用済燃料が生じた場合には、平成１２年３月３０日付けで許可を受けた記載を適用するという方針に変更はないこと

から、発電用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４３条の３の６第１項第２号（経理的基礎に係る部分に限る。）

申請者は、本件申請に係る重大事故等対処設備他設置工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する計画としている。

申請者における工事に要する資金の額、総工事資金の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、工事に要する資金の調達は可能と判断した。このことから、申請者には本件申請に係る発電用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４３条の３の６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、本件申請に係る発電用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ると認められる。

４．法第４３条の３の６第１項第３号

添付のとおり、申請者には、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その他の発電用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。

５．法第４３条の３の６第１項第４号

添付のとおり、本件申請に係る発電用原子炉施設の位置、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発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであると認められる。

【添付】

東北電力株式会社
女川原子力発電所の
発電用原子炉設置変更許可申請書
（２号発電用原子炉施設の変更）
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４３条の３の６第１項第２号（技術的能力に係るもの）、第３号及び第４号関連）

令和２年２月２６日

原子力規制委員会

目次

Ⅰ　はじめに 1
Ⅱ　発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力 4
Ⅲ　設計基準対象施設 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 30
Ⅲ－２　設計基準対象施設の地盤（第３条関係） 42
Ⅲ－３　津波による損傷の防止（第５条関係） 48
Ⅲ－３．１　基準津波 49
Ⅲ－３．２　耐津波設計方針 59
Ⅲ－４　外部からの衝撃による損傷の防止（第６条関係） 83
Ⅲ－４．１　外部事象の抽出 83
Ⅲ－４．２　外部事象に対する設計方針 84
Ⅲ－４．２．１　竜巻に対する設計方針 85
Ⅲ－４．２．２　火山の影響に対する設計方針 90
Ⅲ－４．２．３　外部火災に対する設計方針 99
Ⅲ－４．２．４　その他自然現象に対する設計方針 108
Ⅲ－４．２．５　その他人為事象に対する設計方針 110
Ⅲ－４．３　自然現象の組合せ 111
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 112
Ⅲ－５　発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第７条関係） 112
Ⅲ－６　火災による損傷の防止（第８条関係） 113
Ⅲ－７　溢水による損傷の防止等（第９条関係） 126
Ⅲ－８　誤操作の防止（操作の容易性）（第１０条関係） 136
Ⅲ－９　安全避難通路等（第１１条関係） 137
Ⅲ－１０　安全施設（第１２条関係） 138
Ⅲ－１１　全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係） 141
Ⅲ－１２　炉心等（第１５条関係） 141
Ⅲ－１３　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係） 142
Ⅲ－１４　原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係） 144
Ⅲ－１５　安全保護回路（第２４条関係） 145
Ⅲ－１６　放射性廃棄物の処理施設（第２７条関係） 145
Ⅲ－１７　保安電源設備（第３３条関係） 146

Ⅳ　重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力 151
Ⅳ－１　重大事故等の拡大の防止等（第３７条関係） 153
Ⅳ－１．１　事故の想定 154
Ⅳ－１．２　有効性評価の結果 166
Ⅳ－１．２．１　炉心損傷防止対策 166
Ⅳ－１．２．１．１　高圧・低圧注水機能喪失 167
Ⅳ－１．２．１．２　高圧注水・減圧機能喪失 175
Ⅳ－１．２．１．３　全交流動力電源喪失 181
Ⅳ－１．２．１．４　崩壊熱除去機能喪失 201
Ⅳ－１．２．１．５　原子炉停止機能喪失 212
Ⅳ－１．２．１．６　LOCA 時注水機能喪失 219
Ⅳ－１．２．１．７　格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA） 227
Ⅳ－１．２．２　格納容器破損防止対策 233
Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 235
Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 247
Ⅳ－１．２．２．３　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 253
Ⅳ－１．２．２．４　水素燃焼 258
Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用 263
Ⅳ－１．２．３　使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策 273
Ⅳ－１．２．３．１　想定事故１ 273
Ⅳ－１．２．３．２　想定事故２ 277
Ⅳ－１．２．４　運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策 280
Ⅳ－１．２．４．１　崩壊熱除去機能喪失 281
Ⅳ－１．２．４．２　全交流動力電源喪失 286
Ⅳ－１．２．４．３　原子炉冷却材の流出 291
Ⅳ－１．２．４．４　反応度の誤投入 295
Ⅳ－１．２．５　有効性評価に用いた解析コード 299
Ⅳ－２　重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準１．０関係） 311
Ⅳ－３　重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第３８条～第４１条及び第４３条関係） 319
Ⅳ－３．１　重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係） 319
Ⅳ－３．２　地震による損傷の防止（第３９条関係） 323
Ⅳ－３．３　津波による損傷の防止（第４０条関係） 325
Ⅳ－３．４　火災による損傷の防止（第４１条関係） 326

Ⅳ－３．５　重大事故等対処設備（第４３条関係）..... 326
Ⅳ－４　重大事故等対処設備及び手順等..... 330
Ⅳ－４．１　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第４４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１関係）..... 331
Ⅳ－４．２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第４５条及び重大事故等防止技術的能力基準１．２関係）..... 339
Ⅳ－４．３　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準１．３関係）..... 347
Ⅳ－４．４　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第４７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．４関係）..... 359
Ⅳ－４．５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第４８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．５関係）..... 368
Ⅳ－４．６　原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第４９条及び重大事故等防止技術的能力基準１．６関係）..... 375
Ⅳ－４．７　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第５０条及び重大事故等防止技術的能力基準１．７関係）..... 383
Ⅳ－４．８　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第５１条及び重大事故等防止技術的能力基準１．８関係）..... 393
Ⅳ－４．９　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第５２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．９関係）..... 404
Ⅳ－４．１０　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０関係）.. 411
Ⅳ－４．１１　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１関係）..... 416
Ⅳ－４．１２　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第５５条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１２関係）..... 426
Ⅳ－４．１３　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備及び手順等（第５６条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１３関係）..... 431
Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等（第５７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１４関係）..... 440
Ⅳ－４．１５　計装設備及びその手順等（第５８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１５関係）..... 448
Ⅳ－４．１６　原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第２６条、第５９条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１６関係）..... 463

Ⅳ－４．１７　監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第３１条、第６０条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１７関係）..... 471
Ⅳ－４．１８　緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第３４条、第６１条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１８関係）..... 480
Ⅳ－４．１９　通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第３５条、第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９関係）..... 489
Ⅴ　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への対応（重大事故等防止技術的能力基準２．１関係）..... 495
Ⅵ　審査結果 501
略語等 502

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４３条の３の８第１項の規定に基づいて、東北電力株式会社（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「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）」（平成25年12月27日申請、令和元年9月19日、令和元年11月6日、令和元年11月19日及び令和2年2月7日補正。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４３条の３の８第２項の規定により準用する同法第４３条の３の６第１項第２号の規定（発電用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（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その他の発電用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。）。

（３）同項第４号の規定（発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。）。

なお、原子炉等規制法第４３条の３の６第１項第１号の規定（発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。）及び同項第２号の規定のうち経理的基礎に係る規定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４３条の３の６第１項第２号の規定のうち、技術的能力に係る規定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、技術的能力指針及び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）。以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）。

（３）同項第４号の規定に関する審査においては、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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号。以下「設置許可基準規則」という。）、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「設置許可基準規則解釈」という。）及び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。）。

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） 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。）

（２） 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。）

（３） 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。）

（４） 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。）

（５） 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）。

（６） 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。）

（７） 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第 13061916 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「SFP 評価ガイド」という。）

（８） 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第 13061917 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「停止中評価ガイド」という。）

（９） 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（原規技発第 13061918 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「被ばく評価ガイド」という。）

（１０）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。）

（１１）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。）

（１２）基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「津波ガイド」という。）

（１３）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。）

なお、1 号炉及び 3 号炉の原子炉圧力容器には燃料を装荷しないことを前提としている。

３．本審査書の構成

「Ⅱ　発電用原子炉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　設計基準対象施設」には、設置許可基準規則のうち設計基準対象施設に適用される規定への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅳ　重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」には、設置許可基準規則のうち重大事故等対処施設に適用される規定及び重大事故等防止技術的能力基準への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅴ　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への対応（重大事故等防止技術的能力基準２．１関係）」には、重大事故等防止技術的能力基準のうち「２．１　可搬型設備等による対応」への適合性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。

なお、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の双方の機能を有する施設のうち、原子炉制御室等、監視設備、緊急時対策所及び通信連絡設備に関する審査内容については、「Ⅳ　重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」において、設計基準対象施設としての基準適合性に関する審査内容と併せて示した。

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、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　発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

原子炉等規制法第４３条の３の６第１項第２号（技術的能力に係る部分に限る。）は、発電用原子炉設置者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力があることを要求している。

また、同項第３号は、発電用原子炉設置者に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その他の発電用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。

本章においては、原子炉を設置するために必要な技術的能力及び原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力についての審査結果を記載する。なお、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて新たに要求された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ついての審査結果は、Ⅳ－２、Ⅳ－４及びⅤで記載する。

規制委員会は、申請者の当該技術的能力を技術的能力指針に沿って審査した。具体的には、本申請が既に運転実績を有する原子炉に関するものであることに鑑み、技術的能力指針の項目を以下の項目に整理して審査を行った。

１．組織
２．技術者の確保
３．経験
４．品質保証活動体制
５．技術者に対する教育・訓練
６．発電用原子炉主任技術者等の選任・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実施するために、役割分担が明確化された組織を構築すること又は構築する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

（１）設計及び工事並びに運転及び保守の業務は、女川原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定めた業務所掌に基づき実施する。
（２）設計及び工事の業務は、本店の原子力部及び土木建築部並びに本発電所の担当グループそれぞれにおいて実施する。なお、設計及び工事の業務のうち、現地における管理は本発電所の担当グループにおいて実施する。
（３）運転及び保守の業務は、本店の原子力部及び土木建築部並びに本発電所の担当グループそれぞれにおいて実施する。なお、自然災害及び重大事故等の非常事態に際しては、本発電所に設置する原子力防災組織により、運転及び保守の業務を実施する。また、これらの組織は、本店に設置する原子力防災組織とも連携する。
（４）保安規定等の法令上の手続きを要するものについては、本店の原子炉施設保安委員会において審議し、本発電所で使用する手順については、本発電所の原子炉施設保安運営委員会において審議する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守の業務を実施する本店の原子力部及び土木建築部並びに本発電所の担当グループ並びに本店の原子炉施設保安委員会及び本発電所の原子炉施設保安運営委員会については、保安規定等で定めた業務所掌に基づき本店と本発電所の役割分担を明確化した上で業務を実施するとしており、更に自然災害及び重大事故等の非常事態に対応するための組織として、原子力防災組織を設置し、対応するとしていることなど、申請者の組織の構築については適切なものであることを確認した。

２．技術者の確保

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を行うための専門知識、技術及び技能を有する技術者を確保すること又は確保する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

（１）本店及び本発電所においては、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な技術者の人数を確保するとともに、原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者等の資格を有する技術者を確保する。さらに、本発電所では、自然災害及び重大事故等への対応に必要な大型自動車等を運転する資格を有する技術者を確保する。
（２）設計及び工事に必要な技術者は、業務の各工程において必要な人数を配置する。また、運転及び保守に必要な技術者及び有資格者である技術者についても、業務を実施するために必要な人数を配置する。
（３）さらに、必要な技術者については、採用、教育及び訓練を行うことにより、

今後とも継続的に確保する方針とする。

規制委員会は、本店及び本発電所における、技術者数の推移、採用実績、教育及び訓練実績により、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な技術者及び有資格者である技術者を確保していること、今後とも計画的かつ継続的に採用、教育及び訓練を実施するとしていることなど、申請者における技術者の確保については適切なものであることを確認した。

３．経験

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な経験として、本申請と同等又は類似の施設の経験を有していること又は経験を蓄積する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

（１）本発電所 3 基及び東通原子力発電所 1 基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験に加えて、約 35 年にわたる運転及び保守の経験を有する。

（２）また、東京電力福島第一原子力発電所事故以前に自主的なアクシデントマネジメント対策として原子炉再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入、原子炉又は原子炉格納容器への代替注水、原子炉自動減圧、耐圧強化ベント及び非常用電源のユニット間融通を可能とするための設備改造を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である電源車、消防ポンプ等の配備を通じた設計及び工事並びに運転及び保守の経験を有する。

（３）さらに、国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する。

規制委員会は、緊急安全対策も含めたこれまでの設計及び工事並びに運転及び保守の経験に加えて、国内外の関連施設への技術者派遣実績並びにトラブル対応情報の収集及び活用の実績があること、また、今後ともこれらを適切に継続する方針であることなど、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守の経験並びに経験を蓄積する方針については適切なものであることを確認した。

４．品質保証活動体制

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動を行う体制を構築すること又は構築する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

（１）社内の体制

① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成するための活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品質管理基準規則」という。）に基づいて原子力発電の安全に係る品質保証計画及び原子力品質保証規程を品質マニュアルとして定める。

② 本店の各業務を主管する実施部門及び発電所並びに監査部門である本店の原子力考査室においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める。

③ 社長は、品質マニュアルに基づく品質方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する。また、実施部門の管理責任者である原子力本部長の下、本店各室部長及び発電所長は、同方針に基づき各実施部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善する。

④ 監査部門の管理責任者である原子力考査室長は、実施部門とは独立した立場で監査を実施する。

⑤ 社長は、管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行う。

⑥ さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、実施部門に共通する活動については本店の原子力安全推進会議において審議し、また、本発電所において実施する活動は本発電所の品質保証会議において審議し、それぞれの審議結果を業務へ反映する。

（２）設計及び工事並びに運転及び保守の品質保証活動

① 設計及び工事は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従い、その重要度に応じて実施する。調達する場合には、供給者に対して要求事項を明確にするとともに、重要度に応じて管理を行い、試験及び検査等により調達する製品等が要求事項を満足していることを確認する。

② 運転及び保守は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従って、個々の業務を計画し、実施する。調達する場合には、設計及び工事と同様に管理、確認する。

③ 設計及び工事並びに運転及び保守において不適合が発生した場合、各

業務を主管する組織の長は、不適合を除去し、原因を特定した上で是正処置を実施する。調達においては、これらを供給者に行わせ、各業務を主管する組織が確認する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動体制については、品質管理基準規則等に基づいて品質マニュアルを定めた上で、その品質マニュアル等の下で調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、評価、改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築していることなど、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動体制の構築が適切なものであることを確認した。

５．技術者に対する教育・訓練

技術的能力指針は、技術者に対して、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるための教育及び訓練を行う方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

（１）新たに配属された技術者に対しては、原子力発電の基礎知識の習得を図るため、基礎教育及び訓練を実施する。

（２）設計及び工事並びに運転及び保守に従事する技術者に対しては、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、本発電所の訓練施設に加え、株式会社ＢＷＲ運転訓練センター等の国内の原子力関係機関において能力に応じた机上教育及び実技訓練を実施する。

（３）教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する。

（４）自然災害及び重大事故等に対応する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じて必要な教育及び訓練を実施する。

規制委員会は、技術者に対しては専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、教育・訓練に係る実施計画を策定した上で必要な教育及び訓練を実施すること、更に事務系職員及び協力会社社員に対しても、自然災害対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施することなど、申請者の技術者等に対する教育及び訓練の方針は適切なものであることを確認した。

６．発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

技術的能力指針は、発電用原子炉主任技術者及び運転責任者をその職務が適切に遂行できるよう配置していること又は配置する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

（１）発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者の免状を有し、実務経験を有する者から、原子炉ごとに選任する。

（２）発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うこととし、発電用原子炉施設の運転に関して必要な指示ができるよう、職務の独立性を確保するために社長が選任し配置する。

（３）発電用原子炉主任技術者の代行者は、発電用原子炉主任技術者の要件を有する特別管理職の職位の者から選任する。

（４）運転責任者は、規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、当直の責任者である発電課長の職位として配置する。

規制委員会は、発電用原子炉主任技術者については、必要な要件を踏まえた上で選任し、独立性を確保した職位として配置すること、運転責任者については、基準に適合した者の中から選任し、発電課長の職位として配置することなど、申請者の有資格者等の選任及び配置の方針については適切なものであることを確認した。

Ⅲ　設計基準対象施設

本章においては、設計基準対象施設を含む発電用原子炉施設に関して変更申請がなされ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。

Ⅲ－１　地震による損傷の防止（第４条関係）

第４条は、設計基準対象施設について、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じた地震力に十分に耐えることができる設計とすることを要求している。また、耐震重要施設については、基準地震動による地震力及び基準地震動によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対してその安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

Ⅲ－１．１　基準地震動

１．地下構造モデル

２．敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

３．震源を特定せず策定する地震動

４．基準地震動の策定

Ⅲ－１．２　耐震設計方針

１．耐震重要度分類の方針

２．弾性設計用地震動の設定方針

３．地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

４．荷重の組合せと許容限界の設定方針

５．波及的影響に係る設計方針

６．炉心内の燃料被覆材の設計方針

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。

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、斜面法尻から対象施設までの離間距離が十分にあることから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別記２（以下「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、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、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

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、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度（以下「Ｓ波速度」という。）がおおむね 700m/s 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていない位置に設定することを要求している。

申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。

・敷地内で実施した地表地質調査結果、ボーリング調査結果及びＰＳ検層結果より、砂岩、頁岩、砂岩頁岩互層が、相当な広がりを持って、地表面付近から女川原子力発電所工事用基準面（※[1]）（以下「0.P.」という。）－200m まで分布していることを確認した。また、ＰＳ検層結果によると、敷地の速度構造が概ね水平な成層構造をなし、0.P.－14.1m 以深で概ねＳ波速度が 1,500m/s 以上となり硬質岩盤で著しい風化がみられない。以上のことから、2 号炉原子炉建屋設置レベル 0.P.－14.1m 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、解釈別記２の規定に適合していることを確認した。

（※[1]）東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）－0.74m 相当。

（２）敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価

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となる特性データに留意の上、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性に係る以下の項目を考慮することを要求している。

① 敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順との組合せで実施すること。

② 敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。

申請者は、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価について、敷地及び敷地周辺における地質調査、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 敷地及び敷地近傍において、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、試掘坑調査、トレンチ調査、弾性波探査等を実施した。調査の結果、敷地には、砂岩、頁岩及び砂岩頁岩互層の中生界ジュラ系堆積岩類が広く分布し、部分的にこれらを貫く白亜系ひん岩脈が分布する。また、一部海岸付近及び低地周辺には、第四紀層が分布する。敷地のジュラ系は、牡鹿層群月の浦累層及び荻の浜累層に区分される。

② 敷地内で得られた地震観測記録を、地震波の到来方向ごとに応答スペクトル比を比較した結果、到来方向による大きな違いは見られず、ばらつきも小さいことを確認した。また、敷地内のＰＳ検層から、敷地地盤の速度構造は概ね水平な成層構造をなすことを確認した。以上のことから、一次元の速度構造でモデル化できることを確認した。

③ 統計的グリーン関数法に用いる地下構造モデルとして、解放基盤表面を含む層から O.P.－128.4m 以浅（以下「浅部」という。）をモデル化した（以下「浅部地下構造モデル」という。）。速度構造は自由地盤観測点の地質柱状図及びＰＳ検層より初期値を与え、敷地における中小地震の地震観測記録を用いて最適化して設定した。また、減衰定数については 2003 年 5 月 26 日及び 2005 年 8 月 16 日宮城県沖の地震による強震動シミュレーションに基づき、3%と設定した。さらに、当該モデルについては、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震及び 2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震を対象に

伝達関数シミュレーションによる検証を行い、各地震観測記録と整合していることを確認した。なお、浅部地下構造モデルの最下層（浅部以深）は、S 波速度を 3,000m/s とし、減衰定数をプレート間地震及び内陸地殻内地震の場合は地震調査研究推進本部（2005）に基づき、海洋プレート内地震の場合は佐藤（2004）に基づき、それぞれ設定した。

④　理論的手法に用いる地下構造モデルとして、解放基盤表面を含む層以深をモデル化した。速度については、浅部は浅部地下構造モデルの採用値を、浅部直下の 1 層は防災科学技術研究所（2012）を、さらに深部は地震調査研究推進本部（2012）を用いて設定した。また、減衰定数については解放基盤表面を含む層から浅部直下の 1 層までは防災科学技術研究所（2012）を、さらに深部は地震調査研究推進本部（2012）を用いて設定した。当該モデルについては、内陸地殻内地震の地震動評価で用いることから、内陸地殻内地震のうち長周期成分を比較的含む 2003 年 8 月 8 日宮城県北部の地震、2012 年 10 月 1 日宮城県沖の地震及び 2014 年 2 月 12 日金華山（きんかざん）の地震を対象に強震動シミュレーションによる検証を行い、各地震観測記録と整合していることを確認した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所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、解釈別記２の規定に適合していることを確認した。

・調査の手法が地質ガイドを踏まえた適切なものであること
・調査結果に基づき、敷地及び敷地周辺における到来方向別の複数の地震観測記録を分析し、地震波の到来方向の違いによる特異な伝播特性は認められないとしていること、及び敷地内のＰＳ検層結果をもとに敷地地盤の速度構造は概ね水平な成層構造をなすことから一次元構造でモデル化できるとしていること
・地下構造のモデル化に当たって、ＰＳ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、シミュレーション解析を行い、地震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

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、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

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、反射法地震探査、ボーリング調査等を実施した。海域については、文献調査、音波探査、ボーリング調査、海底地形面調査、既往音波探査記録の再解析等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。

② 敷地周辺及び敷地近傍では、産業技術総合研究所が発行している地質図、地質調査所編（1992）、地震調査研究推進本部（2006）、今泉ほか編（2018）等の文献調査を含む調査結果に基づき、震源として考慮する活断層として次の断層を抽出し、活断層の位置、形状等を評価した。

a. 敷地から 30km 以遠

（陸域）長町(ながまち)―利府(りふ)線断層帯、北上低地西縁(きたかみていちせいえん)断層帯、山形盆地(やまがたぼんち)断層帯、福島盆地西縁(ふくしまぼんちせいえん)断層帯、双葉(ふたば)断層、横手盆地東縁(よこてぼんちとうえん)断層帯、1962 年宮城県北部地震震源断層

（海域）Ⅲ断層、Ⅳ断層、Ⅴ断層

b. 敷地から 30km 圏内の境界を横断する断層

（陸域）加護坊山(かごぼうやま)－箆岳(ののだけやま)山断層

（海域）Ｆ－２断層・Ｆ－４断層、Ｆ－６断層～Ｆ－９断層（４つの断層から構成）、Ｆ－１２断層～Ｆ－１４断層（３つの断層から構成）、Ｆ－１５断層・Ｆ－１６断層

c.　敷地から 30km 圏内

（陸域）旭山撓曲・須江断層、2003 年宮城県中部の地震南部セグメント断層

（海域）Ｆ－５断層、ｆ－１３断層、ｆ－１４断層、ｆ－１５断層、網地島南西沖で１測線のみで認められる断層

d.　また、敷地近傍においては、震源として考慮する活断層に該当する断層等（断層及びリニアメント）は認められない。

③　震源として考慮する活断層のうち、北上低地帯から仙台湾海域にかけて分布する断層については、連動しやすい断層群について検討を行った。断層面の傾斜方向が互いに反対方向で断層面が離れていくような配置の断層については連動しにくいこと、一方で、ほぼ同一線上の位置関係又は弧状に配列し断層面が互いに接するような方向・配置の位置関係にある場合は連動しやすいことから、北上低地帯～宮城県北部の断層群、石巻平野周辺の断層群及び仙台湾の断層群の 3 断層群について、各々連動を考慮する（※[2]）こととした。

このうち、仙台湾の断層群については、断層群の連続性を考慮して、重力異常及び音波探査結果を踏まえ、仙台湾北部に南傾斜の仮想震源断層を設定した。

④　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判読されず、敷地に認められる断層は、震源として考慮する活断層には該当しないと評価した。

当初、申請者は、Ｆ－６断層～Ｆ－９断層に関する北西端の評価については、他機関による取得データをもとに評価を行っていた。その評価は、Ｆ－６断層の北西延長方向において１測線でのみ認められる断層があることから、当該断層のさらに北西延長方向にある断層が認められない測線までをＦ－６断層～Ｆ－９断層として、その断層長さを約 22km としていた。

規制委員会は、審査の過程において、Ｆ－６断層～Ｆ－９断層に関する評価に関して、その根拠となるデータの拡充も含めて、明瞭な調査結果を提示した上で、検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、北西端に重点をおいた追加調査（音波探査及び海底地形調査）を実施し、さらに、断層の北西延長方向に当たる寄磯崎においても追加調査（露頭調査及び地表地質調査）を実施した。調査の結果、Ｆ－６断

（※[2]）申請者は、北上低地帯から仙台湾の断層群全てが連動をすることは考えにくいが、連動した場合の影響検討を行ったところ、「４．基準地震動の策定」で示す「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動を超えないことを確認している。

層～Ｆ－９断層について、その位置（端部）を見直し、断層長さを約 23.7km と評価を見直した。

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

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

申請者は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

①　内陸地殻内地震

内陸地殻内地震については、被害地震、震源として考慮する活断層による地震及び連動を考慮する断層群による地震のそれぞれについて、敷地に影響を及ぼす地震を抽出した。被害地震については、敷地周辺で震度５弱（1996 年以前は震度Ⅴ）程度と推定される 1900 年宮城県北部の地震及び同地震よりも地震規模が小さいものの敷地に最も近い 2003 年宮城県中部の地震を抽出した。また、震源として考慮する活断層による地震及び連動を考慮する断層群による地震については、地震規模と等価震源距離の関係から、敷地に影響を及ぼす地震をそれぞれで抽出した。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－６断層～Ｆ－９断層による地震及びＦ－１２断層～Ｆ－１４断層と仙台湾北部の南傾斜の仮想地震断層の連動を考慮した断層（以下「仙台湾の断層群」という。）による地震を検討用地震として選定した。

② プレート間地震

プレート間地震については、過去の地震及び知見から敷地の震度が 5 弱（1996 年以前は震度Ⅴ）程度以上であったと推定される地震を抽出した。

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は、敷地を含む広い領域で震度 6 弱となっており、他の被害地震と比較して敷地への影響が大きく、マグニチュード（以下「M」という。）と震央距離との関係（M －⊿図）による検討からも、敷地への影響が最も大きい。また、地震調査研究推進本部(2012)においても、プレート間地震として、複数の領域を震源域とする東北地方太平洋沖型の地震を想定している。なお、地震調査研究推進本部(2019)においては同想定地震を超巨大地震（東北地方太平洋沖型）としている。以上のことから、2011 年東北地方太平洋沖地震を代表とする三陸沖中部から茨城県沖で発生するモーメントマグニチュード（以下「Mw」という。）9.0 の地震（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、発生機構等の違いを踏まえ、地震タイプ別に海洋プレート内地震の検討対象地震を想定し、予め不確かさを考慮した敷地への影響検討を行ったうえで、最も影響の大きい地震タイプを検討用地震として選定することとした。

a. 二重深発地震面上面の地震 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震
b. 二重深発地震面上面の地震 2003 年 5 月 26 日宮城県沖型地震
c. 二重深発地震面下面の地震
d. 沖合いのやや浅い地震
e. アウターライズ地震

これらのうち、a、c 及び d については、断層モデルを用いた手法による地震動評価、b 及び e については観測記録を用いた検討による評価を実施した。

影響検討を行った結果、応答スペクトルの比較により、a.の二重深発地震面上面の地震である 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震を検討用地震として選定した。

当初、申請者は、海洋プレート内地震における検討用地震の選定については定性的な影響検討から 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震を検討用地震としていた。

規制委員会は、審査の過程において、検討用地震の選定過程について、その

詳細を提示するよう求めた。

これに対して、申請者は、発生タイプごとに断層モデルを用いた手法による地震動評価又は観測記録を用いた検討による評価を実施し、応答スペクトルの比較検討結果を提示し、検討用地震の選定結果の妥当性を示した。

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、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

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、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ると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求している。

申請者は、検討用地震として選定したＦ－６断層～Ｆ－９断層による地震、仙台湾の断層群による地震、2011 年東北地方太平洋沖型地震及び 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震について、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。検討用地震のうち、2011 年東北地方太平洋沖型地震及び 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の地震動評価に当たって、地震調査研究推進本部（2019）等の最新の知見による影響はないことを確認している。なお、水平方向の地震動評価に当たっては、施設の配置を考慮して、概ね北西―南東方向の方向を基本とし、2 方向を評価する際はそれと直交する概ね北東―南西方向としている。

①　Ｆ－６断層～Ｆ－９断層による地震

a.　基本ケースは、地質調査結果及び地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(2017)(「レシピ」)」(以下「レシピ」という。)に基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。

b.　基本ケースにおける主なパラメータとして、金華山付近で限定的ではあるが、地震が深さ20㎞付近で発生していることから、当該地域の微小地震分布等を踏まえ、断層上端深さを3km、断層下端深さを22kmと設定した。また、調査結果に基づき、断層長さを23.7kmとし、傾斜角を西傾斜60°、逆断層と設定した。アスペリティは、構成する4断層のうち3断層が比較的密に分布する位置に大きなアスペリティを、敷地に近いＦ－６断層の位置に小さなアスペリティを、断層上端にそれぞれ配置した。破壊開始点は断層の破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。

c.　基本ケースに対して、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、2007年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本ケースの1.5倍としたケース、断層傾斜角の不確かさとしての断層傾斜角を45°としたケース及びアスペリティ位置の不確かさとしてのアスペリティを敷地寄り断層上端の一つに集約したケースについても設定した。

d.　応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができるNoda et al.(2002)の方法を用いた。地震動評価に当たって使用するMは、当該断層の断層幅の観点から、断層長さから求める松田(1975)ではなく、Mが大きく推定されるよう、断層長さ及び断層幅から武村（1990）により求めた。なお、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用しない。

e.　断層モデルを用いた手法による地震動評価では、短周期側に統計的グリーン関数法を、長周期側に理論的手法（久田（1997）による波数積分法）を用いたハイブリッド合成法により評価した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅（2001）により断層面積から設定し、平均応力降下量は 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　仙台湾の断層群による地震

a. 基本ケースは、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. 基本ケースにおける主なパラメータとして、敷地周辺の微小地震分布等を踏まえ、断層上端深さを 3km、断層下端深さを 15km と設定した。また、断層長さを仙台湾北部の南傾斜の仮想震源断層とＦ－１２断層～Ｆ－１４断層とを合わせた 2 つのセグメントからなる 43.1km とし、傾斜角をレシピに基づき西傾斜 60°、逆断層と設定した。アスペリティは２つのセグメントそれぞれに敷地に近い位置の断層上端に集中して配置した。破壊開始点は断層の破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。

c. 基本ケースに対して、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、2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本ケースの 1.5 倍としたケースについても設定した。

d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al.(2002)の方法を用いた。地震動評価に当たって使用する M は、断層長さから松田（1975）により求めた。なお、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用しない。

e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、活断層の連動による規模の大きな地震であることを踏まえ、表面波の卓越が反映できるように、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、仙台湾の断層群より北方で発生した地震ではあるが、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、宮城県中部で発生した地震（2003 年 7 月 26 日、M5.5）の敷地での観測記録を採用した。なお、同記録を分析し、表面波の卓越も確認した。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設定した。

③ 2011 年東北地方太平洋沖型地震

a. 諸井ほか（2013）によりレシピの適用性及び統計的グリーン関数法による評価と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、基本ケースはレシピに基づき、諸井ほか（2013）を参考に震源モ

デル及び震源特性パラメータを設定した。地震規模は、前述の通り、2011 年東北地方太平洋沖地震を踏まえ、Mw9.0 とした。断層面は、前述の通り、三陸沖中部から茨城県沖にかけて太平洋プレートの形状を考慮して設定した。断層面積は地震規模から佐藤（1989）により設定し、断層長さを 500 ㎞、断層幅を 200 ㎞とした。

b. 基本ケース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 M7～8 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 M8 クラスの大きさで 1 個ずつ設定した。諸井ほか（2013）による検討を参考に宮城県沖の地域性を考慮して、全ての SMGA の応力降下量は 1978 年宮城県沖地震の地震動レベルを踏まえ、諸井ほか（2013）による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量 24.6MPa の 1.4 倍となる 34.5MPa を設定した。諸井ほか（2013）に従い、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 0.125 とした。破壊開始点については、影響検討により最も敷地に影響が大きい傾向にあることを確認した破壊が敷地に向かう位置となる 2011 年東北地方太平洋沖地震の本震の破壊開始点とした。

c. 基本ケースに対して、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、宮城県沖の陸寄りの SMGA の応力降下量（短周期レベル）を基本ケースの 1.14 倍（諸井ほか（2013）による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量 24.6MPa の 1.6 倍相当）である 39.4MPa としたケースについても設定した。この不確かさケースにおいては、提案されている 2011 年東北地方太平洋沖地震の震源モデルの中で、宮城県沖の SMGA の面積を最大のまま据え置き、応力降下量が最大である佐藤（2012）と同等となるように割り増した。

さらに、宮城県沖の陸寄りの SMGA について、その応力降下量（短周期レベル）を基本ケースの 1.14 倍（諸井ほか（2013）による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量 24.6MPa の 1.6 倍相当）である 39.4MPa とし、かつ、その位置を敷地に対して最も近い位置に設定した、不確かさを重畳して考慮したケースについても設定した。

d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、M9 クラスの地震に関しては地震規模と距離減衰式の適用について課題とされていること、さらに、敷地では 2011 年東北地方太平洋沖地震の観測記録が得られているこ

とから、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、統計的グリーン関数法による評価と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、統計的グリーン関数法により評価した。地震調査研究推進本部（2005）による宮城県沖地震に関する検討を踏まえ、放射特性係数は一定値を採用したことから、水平方向は概ね北西―南東方向のみの1方向のみでの評価とした。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 Kanamori(1977)による Mw の定義式により設定した。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 を用いて算出される応力降下量を 1.4 倍した値を各 SMGA の応力降下量とした。

当初、申請者は、プレート間地震の検討用地震による地震動評価においては、2011 年東北地方太平洋沖地震についての文献調査等に基づき、当該地震は敷地にとって最も影響の大きい SMGA を有した地震であったことから、観測記録を最重要視することとし、敷地における 2011 年東北地方太平洋沖地震の観測記録より求めた解放基盤波を採用していた。

規制委員会は、審査の過程において、プレート間地震による地震動評価については、各種の不確かさを考慮すると、全周期帯にわたって既往の観測記録が最大とまではいえないことから、応答スペクトルに基づく評価及び断層モデルを用いた手法による評価を適切に実施するよう求めた。

これに対して、申請者は、プレート間地震による地震動評価について、応答スペクトルに基づく評価では敷地での地震観測記録より求めた解放基盤波を上回る、包絡した応答スペクトルとして評価を行った。また、断層モデルを用いた手法による地震動評価では、諸井ほか（2013）を参考に基本ケースを設定するとともに、不確かさも考慮した地震動評価を行った。

④ 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震

a. 原田・釜江（2011）を参考に設定した断層モデルを用いた統計的グリーン関数法による評価結果と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、基本ケースは原田・釜江（2011）、レシピ等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 4 月 7 日宮城県沖の地震（M7.2）の震源域の広がりの特徴を考慮するとともに、東北地方で過去に発生した沈み込んだ海洋プレート内地

震の最大規模（M7.3）を上回る規模としてM7.5（Mw7.4）を設定した。また、この規模の設定は北海道と東北地方では海洋プレート内地震の発生機構や地震テクトニクスに違いはあるものの、沈み込んだ海洋プレート内地震として最大規模の 1993 年釧路沖地震と同規模である。断層面は 2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震の断層位置及び形状が敷地に対して厳しい位置であることから、原田・釜江（2011）及び東北大学（2011）に基づき、同位置となる海洋性マントル内に配置した。

b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、断層傾斜角やずれは、原田・釜江(2011)による知見を踏まえ 37° の逆断層として設定した。SMGA の位置及び数は、南側には原田・釜江（2011）による知見を踏まえ断層下端及び断層上端に 1 つずつ、さらに北側には断層上端に１つの計 3 個を設定した。破壊開始点は、敷地に影響が大きい傾向となるように破壊の伝播が敷地に向かう位置に複数設定した。また、短周期レベルは 2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震における短周期レベルを考慮して、レシピによる短周期レベルの 1.5 倍とした。さらに、SMGA 面積比 0.4 として、SMGA の応力降下量は 119.6MPa とした。

c. 基本ケースに対して、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、断層位置の不確かさを考慮し敷地に近づくように断層位置を海洋地殻から海洋性マントルにかけて設定し SMGA を海洋地殻内に配置したケース（以下「SMGA 海洋地殻内ケース」という。）を設定した。なお、SMGA 海洋地殻内ケースでは海洋地殻と海洋性マントルの物性の違いを踏まえ、SMGA の応力降下量を 93.1MPa とした。

また、地震動評価に影響の大きい SMGA 位置等の不確かさを考慮したケースとして、SMGA の位置を全て海洋性マントル内の断層上端にしたケース及び海洋性マントル内で SMGA を断層上端で 2 つに集約したケースについても設定した（以下、基本ケース及び SMGA 海洋地殻内ケースを除いた不確かさケースを合わせて「SMGA 海洋性マントル内ケース」という）。

d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al.(2002)の方法を用いた。また、敷地での観測記録を基にした補正係数を適用した。

e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、SMGA 海洋性マントル内ケースについては統計的グリーン関数法による評価と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、統計的グリーン関数

法により評価した。地震調査研究推進本部（2005）による宮城県沖地震に関する検討を踏まえ、放射特性係数は一定値を採用したことから、水平方向は概ね北西―南東方向のみの１方向のみでの評価とした。また、SMGA 海洋地殻内ケースについては、海洋地殻の地震動特性が反映できるように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、宮城県沖で発生した地震（2012 年 3 月 30 日、M4.6）の敷地での観測記録を採用した。震源特性パラメータについては、地震モーメントは Kanamori(1977)による Mw の定義式 から設定し、次に地震モーメントと断層面積より求めた平均応力降下量と SMGA 面積比から SMGA の応力降下量を設定した。

当初、申請者は、海洋プレート内地震については、2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震を参考とし、予め不確かさが考慮されているとして M7.5 の基本ケースのみで地震動評価を実施していた。

規制委員会は、審査の過程において、断層位置や SMGA 位置等の不確かさの考慮についても検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、海洋プレート内地震による地震動評価における不確かさについて再検討を実施し、断層位置及び SMGA 位置等について不確かさケースを設定した地震動評価を行った。

規制委員会は、申請者が評価した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」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、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－６断層～Ｆ－９断層による地震及び仙台湾の断層群による地震の地震動評価においては、
- 文献調査、地質調査等を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地での地震動が大きくなるよう予め敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本ケースを設定して適切に評価を実施していること
- 短周期の地震動レベルを基本ケースの 1.5 倍としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること

② プレート間地震である 2011 年東北地方太平洋沖型地震の地震動評価に

おいては、

・過去の地震発生状況及び敷地での既往観測記録を十分に検討するとともに、レシピの適用性及び統計的グリーン関数法による評価と観測記録との整合性が確認されている諸井ほか（2013）を参考に震源モデル及び震源特性パラメータを設定していること

・応答スペクトルに基づく地震動評価では、2011 年東北地方太平洋沖地震の敷地での地震観測記録を包絡した応答スペクトルを設定していること

・基本ケースにおいて、宮城県沖の地域性を考慮して、すべての SMGA の応力降下量を平均的な応力降下量の 1.4 倍として大きく設定するなど予め不確かさを考慮していること

・不確かさケースとして、SMGA の応力降下量を基本ケースの 1.14 倍としたケース、また、SMGA の応力降下量の不確かさと SMGA の位置を敷地に最も近づけた不確かさとの重畳を考慮したケースを設定し、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 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の地震動評価においては、

・過去の地震発生状況及び敷地での既往観測記録を十分に検討するとともに、2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震の知見を参考に設定した当該地震の断層モデルを用いた統計的グリーン関数法による評価と観測記録との整合性を確認した上で、当該地震及び既往の同タイプの地震を上回る予め地震規模を大きくした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

・基本ケースにおいて、敷地に対して厳しい位置に断層位置を設定するとともに、宮城県沖の地域性を考慮して、短周期レベルをレシピの 1.5 倍として予め大きく設定して適切に評価を実施していること

・不確かさケースとして、SMGA の位置及び数に関する複数のケース、また、断層全体を近づけるケースを設定し、不確かさを十分に考慮した評価を実施していること

３．震源を特定せず策定する地震動

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

申請者は、地震ガイドに例示された収集対象となる内陸地殻内地震の評価につ

いて、以下のとおりとしている。

（１）地震規模が Mw6.5 以上の地震については、2008 年岩手・宮城内陸地震及び 2000 年鳥取県西部地震を検討対象とした。

（２）2008 年岩手・宮城内陸地震については、震源域近傍は、新第三紀～第四紀の火山岩及び堆積岩が厚く堆積し、中新世以降に形成された褶曲及び断層が分布する。また、震源域は火山フロントに位置し、火山活動が活発な地域である。さらに、地質学的・測地学的ひずみ集中帯の領域内にある。

一方、敷地近傍及び周辺は、中・古生代の硬質な砂岩及び頁岩を主とする堆積岩類が褶曲構造による繰り返しを伴いながら広く分布し、変動地形の疑いのあるリニアメント等が認められない。また、敷地は火山フロントの東側（前弧側）の地域に位置し、第四紀の火山活動などは知られておらず、ひずみ集中帯からも外れた地域に位置している。

以上のことから、2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域は、敷地近傍及び周辺とは地質・地質構造、活断層・リニアメントの分布状況及びひずみ集中帯との関係に違いが認められ、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外とした。

（３）2000 年鳥取県西部地震については、震源域近傍は、主に古第三紀の花崗岩及び貫入岩体としての新第三紀中新世の安山岩～玄武岩の岩脈が分布する。また、地震地体構造からみると、地形地質上、安定隆起とされている。また、島弧の内帯に位置する中でも、断層数及び断層の分布密度が比較的少ないが、地震活動は高い傾向にある。さらに、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であるとされており、リニアメントの集中が見られる地域とされている。

一方、敷地近傍及び周辺は、中・古生代の堆積岩が広く分布し、それらは白亜紀前期に形成された。また、地震地体構造からみると、地形地質上、外弧隆起帯、安定域とされており、島弧の外帯に位置するため、地震活動が著しく少なく、断層数も少なく、地震・断層の分布密度も低い。さらに、敷地周辺の北上山地南部には活断層がみられず、変動地形の疑いのあるリニアメント等は認められない。

以上のことから、2000 年鳥取県西部地震の震源域は、敷地近傍及び周辺とは地質・地質構造、活断層・リニアメントの分布状況及び成熟度に違いが認められ、地質学的背景が異なることから、観測記録収集対象外とした。

（４）また、Mw6.5 未満の地震については、収集した観測記録を、加藤ほか（2004）に基づき設定した応答スペクトルと対比させ、その結果、加藤ほか（2004）を一部周期帯で上回ることから敷地に及ぼす影響の大きい地震観測記録として、5 地震（2004 年北海道留萌（るもい）支庁南部地震、2011 年茨城県北部地震、2013 年栃

木県北部地震、2011 年和歌山県北部地震、2011 年長野県北部地震）による記録を抽出した。このうち、2004 年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍の K-NET 港町観測点における地震観測記録については、佐藤ほか（2013）でボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に基盤地震動が推定されている。佐藤ほか（2013）等の知見を参考に、K-NET 港町観測点の地盤モデルの不確かさ等を考慮した基盤地震動に保守性を考慮した地震動を「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。なお、地盤物性のうち地震波速度は、K-NET 港町観測点で基盤地震動を推定した位置では敷地の解放基盤表面の値よりも遅いため、敷地の解放基盤表面の地震波速度相当位置では地震動が小さくなることについて、その影響を考慮していない。

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

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

４．基準地震動の策定

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 Ss-D1 から Ss-D3、Ss-F1 から Ss-F3 及び Ss-N1 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 Ss-D1（最大加速度：水平方向 640cm/s^2、鉛直方向 430cm/s^2）

基準地震動 Ss-D1 は、プレート間地震による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

b. 基準地震動 Ss-D2（最大加速度：水平方向 1,000cm/s^2、鉛直方向 600cm/s^2）

基準地震動 Ss-D2 は、海洋プレート内地震による応答スペクトルに基づく地震動評価結果のうち、SMGA 海洋性マントル内ケースを包絡させて策定した地震動

c. 基準地震動 Ss-D3（最大加速度：水平方向 800cm/s^2、鉛直方向 500cm/s^2）

基準地震動 Ss-D3 は、海洋プレート内地震による応答スペクトルに基づく地震動評価結果のうち、SMGA 海洋地殻内ケースを包絡させて策定した地震動

なお、内陸地殻内地震による応答スペクトルに基づく地震動評価結果及び断層モデルを用いた手法による地震動評価結果は、全ての周期帯で基準地震動 Ss-D1、Ss-D2 及び Ss-D3 に包絡されている。

② 断層モデルを用いた手法による地震動

a. 基準地震動 Ss-F1（最大加速度：水平方向 717cm/s^2、鉛直方向 393cm/s^2）及び Ss-F2（最大加速度：水平方向 722cm/s^2、鉛直方向 396cm/s^2）

基準地震動 Ss-F1 及び Ss-F2 は、プレート間地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のうち一部の周期帯で基準地震動 Ss-D1 の応答スペクトルを上回る 2 ケースの地震動

b. 基準地震動 Ss-F3（最大加速度：水平方向 835cm/s^2、鉛直方向 443cm/s^2）

基準地震動 Ss-F3 は、海洋プレート内地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のうち時刻歴波形の主要動の継続時間及び位相特性の特徴を考慮して選定した 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 Ss-N1（最大加速度：水平方向 620cm/s^2、鉛直方向 320cm/s^2）

基準地震動 Ss-N1 は、一部の周期帯で「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に基づく基準地震動の応答スペクトルを上回る 2004 年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動

当初、申請者は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に基づく基準地震動のうち、基準地震動 Ss-D1 については、長周期側で速度応答値が低下している形状で評価しており、時刻歴波形を作成する際の振幅包絡線における地震規模を M8.0 としていた。

規制委員会は、審査の過程において、M9 クラスのプレート間地震による基準地震動であることを踏まえ、基準地震動 Ss-D1 の応答スペクトルの形状を再検

討した上で、時刻歴波形を作成する際、その振幅包絡線の経時的変化については2011年東北地方太平洋沖地震の記録長と比較するとともに、2011年東北地方太平洋沖地震による最大加速度等の距離減衰式との比較検討等による知見を再確認した上で採用すべき地震規模について、再検討するように求めた。

これに対して、申請者は、基準地震動Ss-D1の速度応答値を周期0.51秒以上の長周期側で一定値に変更するとともに、時刻歴波形の振幅包絡線を2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づく分析を踏まえM8.3に基づき設定した。

また、当初、申請者は、海洋プレート内地震について、SMGA海洋性マントル内ケース及びSMGA海洋地殻内ケースのそれぞれで断層モデルを用いた手法による地震動評価を含めた評価結果の全てを包絡するよう応答スペクトルに基づく手法による基準地震動を策定していた。

規制委員会は、審査の過程において、海洋プレート内地震による断層モデルを用いた手法による地震動については、断層モデルの設定において宮城県沖の地域性も考慮してSMGAの応力降下量を大きく設定しており短周期成分に富んでいることから、応答スペクトルに基づく手法によるSs-D2及びSs-D3のみを基準地震動としたことについて、再検討することを求めた。

これに対して、申請者は、海洋プレート内地震による断層モデルを用いた手法による地震動評価結果について、主要動の継続時間及びその位相特性について検討し、短周期が卓越し主要動の継続時間が最も短く地震波が緻密であるという特徴を有している海洋性マントル内でSMGAを2つに集約したケースを基準地震動Ss-F3として採用した。

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、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、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」のうち、短周期側で最も大きい基準地震動Ss-D2の年超過確率は10^{-4}～10^{-6}程度、長周期側で最も大きい基準地震動Ss-D1の年超過確率は10^{-6}より小さいとしている。また、基準地震動Ss-F1及びSs-F2の年超過確率は基準地震動Ss-D1を超過する周期帯では10^{-6}より小さく、基準地震動Ss-F3の年超過確率は概ね10^{-4}程度である。さらに、「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率は10^{-4}～10^{-7}程度としている。

Ⅲ－１．２　耐震設計方針

１．耐震重要度分類の方針

解釈別記２は、耐震重要度に応じて、Ｓクラス、Ｂクラス、Ｃクラスに設計基準対象施設を分類すること（以下「耐震重要度分類」という。）を要求している。

申請者は、以下のとおり、耐震重要度分類を適用する方針としている。

（１）施設の分類

設計基準対象施設については、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失による影響及び公衆への放射線による影響を踏まえ、Ｓクラス、Ｂクラス、Ｃクラスに分類する。また、津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設もＳクラスとする。

（２）設備の区分

設計基準対象施設を構成する設備については、その施設に要求される安全機能の役割に応じて、主要設備、補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設に区分する。

（３）検討用地震動の設定

間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設については、それぞれに関連する主要設備、補助設備及び直接支持構造物の耐震設計に適用する地震力を踏まえ、検討用地震動（当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び当該施設に波及的影響を及ぼさないことを確認する地震動）を設定する。

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の適用について、津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設をはじめとする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いること、さらに、分類した施設を、安全機能の役割に応じた設備に区分する方針とし、安全機能に間接的な役割を担う設備については、それに関連する設備に適用する地震力を踏まえ検討用地震動を設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記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。

２．弾性設計用地震動の設定方針

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、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としている。

（１）地震動設定の条件

弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率については、工学的判断として以下を考慮し Ss-F1～F3 及び Ss-N1 に対して 0.5、Ss-D1～D3 に対しては 0.58 と設定する。

① 弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率は、弾性限界と安全機能限界それぞれに対する入力荷重の比率に対応し、その値は 0.5 程度である。

② 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、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）における基準地震動 S_1 が耐震設計上果たしてきた役割を一部担うものであることを踏まえ、その応答スペクトルは、基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないようにする。

（２）弾性設計用地震動

前項の条件で設定する弾性設計用地震動は、最大加速度が Sd-D1 については水平方向 371cm/s^2 及び鉛直方向 249cm/s^2、Sd-D2 については水平方向 580cm/s^2 及び鉛直方向 348cm/s^2、Sd-D3 については水平方向 464cm/s^2 及び鉛直方向 290cm/s^2、Sd-F1 については水平方向 359cm/s^2 及び鉛直方向 197cm/s^2、Sd-F2 については水平方向 361cm/s^2 及び鉛直方向 198cm/s^2、Sd-F3 については水平方向 418cm/s^2 及び鉛直方向 222cm/s^2、Sd-N1 については水平方向 310cm/s^2 及び鉛直方向 160cm/s^2 である。

規制委員会は、申請者が、弾性限界と安全機能限界に対する入力荷重の比率を考慮すること及び基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を Ss-F1～F3 及び Ss-N1 に対しては 0.5、Ss-D1～D3 に対しては 0.58 として弾性設計用地震動を適切に設定する方針としていることから、この方針が解釈別記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。

なお、申請者は、弾性設計用地震動の年超過確率は短周期側で 10^{-2}～10^{-4} 程度、長周期側で 10^{-3}～10^{-5} 程度としている。

３．地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

（１）地震応答解析による地震力

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まる入力地震動を用いて、建物・構築物の三次元応答性状及びそれによる機器・配管系への影響を考慮し、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震応答解析による地震力を算定する。なお、地震応答解析には、建物・構築物と地盤との相互作用、地盤等の非線形性を考慮する。

②　Ｂクラスの施設の地震力の算定方針

Ｂクラスの施設のうち共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に２分の１を乗じたものから定まる入力地震動（以下「共振影響検討用の地震動」という。）を用いることとし、加えてＳクラスと同様に、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震力を算定する。

③　入力地震動の設定方針

建物・構築物の地震応答解析における入力地震動については、対象建物・構築物の地盤の非線形特性等の条件を考慮し、必要に応じて二次元有限要素法、一次元波動理論又は一次元地盤応答解析を用いて設定する。この際、地盤条件については、敷地全体の地下構造との関係に留意し、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。

また、必要に応じて敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえる。

④　地震応答解析方法

対象施設の形状、構造特性、振動特性等を踏まえ、解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、地震応答解析方法を選定するとともに、十分な調査に基づく解析条件を設定する。地震時における地盤の有効応力の変化に伴う影響を考慮する場合には、有効応力解析を実施する。有効応力解析

に用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で実施した試験の結果に基づいて、保守性を考慮して設定する。

また、対象とする施設の形状、構造特性等を踏まえたモデル化を行う。

なお、審査の過程において、申請者は、2011 年東北地方太平洋沖地震後に実施した点検及び設置されていた地震計の観測記録に基づく解析により検討を行った結果、建物・構築物に発生したコンクリートのひび割れに伴う初期剛性低下を建物・構築物の地震応答解析に考慮する方針を示すとともに、このひび割れは、2011 年東北地方太平洋沖地震等の地震とコンクリートの乾燥収縮が重畳したものであることを示した。ただし、建物・構築物のうち、屋外重要土木構造物はひび割れが認められず、かつ、構造物の剛性が高い方が、地中構造物にとって支配的な地震時荷重である土圧を保守的に評価することになるため、初期剛性低下を考慮しない方針を示した。

機器・配管系については、Ｓクラス設備に地震による損傷はなく、観測波に基づく地震応答解析結果が弾性範囲内であること、また、Ｂクラス及びＣクラス設備のうち異常を確認した設備については、復旧するため地震による損傷は残らないことから、機器・配管系の設計において、初期剛性低下を考慮した建物・構築物の地震応答解析の結果を適用すること以外は、設計への反映事項はないとした。

これに対して規制委員会は、ひび割れの影響を網羅的に整理した上で、設計への反映の考え方について説明を求めた。

これに対し申請者は、これらのひび割れは、鉄筋コンクリート造耐震壁の初期剛性及びその後の剛性を低下させるが、機能維持限界耐力及び終局耐力は、工事計画認可申請の審査において実績のある復元力特性の各耐力を上回っていることが試験等により確認されたことから、この復元力特性に初期剛性低下を反映して適用できることを示した。

これに対して規制委員会は、乾燥収縮ひび割れの今後の進展に伴う剛性低下及び今後発生し得る地震による剛性低下の設計への反映の考え方について説明を求めた。

これに対し申請者は、乾燥収縮ひび割れは建設後 25 年程度経過しており、おおむね収束していると考えられること及び今後発生し得る地震による剛性低下を想定して、現状の初期剛性低下に加えて、さらに基準地震動相当の地震を経験した場合の剛性低下を考慮する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、建物・構築物の構造特性に関して、2011 年東北地方太平洋沖地震等の地震及び乾燥収縮の影響により発生したひび割れに伴う影響を適切に考慮する方針であることを確認した。

なお、「３．（１）④地震応答解析方法」に示された有効応力解析における地下水位の設定については、「７．地下水位低下設備の効果を考慮した地下水位の設定に関する審査の経緯」に示す。

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方向及び鉛直方向を適切に組み合わせたものとして地震応答解析による地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記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。

（２）静的地震力

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

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

①　建物・構築物の水平地震力

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

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

②　建物・構築物の保有水平耐力

保有水平耐力については、必要保有水平耐力を上回るものとし、必要保有水平耐力については、地震層せん断力係数に乗じる係数を 1.0、標準せん断力係数を 1.0 以上として算定する。

③　建物・構築物の鉛直地震力

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

④　機器・配管系の地震力

機器・配管系の地震力については、建物・構築物で算定した地震層せん断力係数に施設の耐震重要度に応じた係数を乗じたものを水平震度とみなし、その水平震度と建物・構築物の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとして

算定する。

⑤　水平地震力と鉛直地震力の組合せ

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

⑥　標準せん断力係数等の割増し係数

標準せん断力係数等の割増し係数については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。

規制委員会は、申請者が、施設の振動特性等を考慮し、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。

４．荷重の組合せと許容限界の設定方針

（１）建物・構築物

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・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、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・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動（Ｂクラスは共振影響検討用の地震動、Ｃクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。

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

①　荷重の組合せ

Ｓクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用し

ている荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重）、運転時に作用する荷重（通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重）、設計基準事故時に生じる荷重（設計基準事故が発生し長時間継続する事象による荷重）及び設計用自然条件（積雪、風荷重等）とする。Ｂクラス及びＣクラスの建物・構築物について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用している荷重、運転時に作用する荷重及び設計用自然条件（積雪、風荷重等）とする。なお、運転時及び設計基準事故時の荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

②　許容限界

Ｓクラスの建物・構築物について、「４．（１）①荷重の組合せ」におけ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（耐震壁のせん断ひずみ等）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することとする。なお、終局耐力は、構造物又は部材・部位に荷重が作用し、その変形が著しく増加して破壊に至る過程での最大の荷重とし、既往の実験式等に基づき定めるものとする。

Ｓクラス、Ｂクラス及びＣクラスの建物・構築物については、「４．（１）①荷重の組合せ」における荷重と弾性設計用若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する評価において、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。

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する方針としており、また、その他の地震力との組合せの場合は、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、これら

に加え、設計基準事故時に生じる荷重及び自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

（２）機器・配管系

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・配管系については、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重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・配管系については、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重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

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

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

なお、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は、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重及び地震によって引き起こされるおそれはないが、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事象による荷重とする。

② 許容限界

Ｓクラスの機器・配管系について、「４．（２）①荷重の組合せ」におけ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、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、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、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。

Ｓクラス、Ｂクラス及びＣクラスの機器・配管系については、「４．（２）①荷重の組合せ」における荷重と弾性設計用若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する評価において、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることを許容限界とする。

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、破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがないように、また、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、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記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、これらに加え、自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

（３）津波防護施設、浸水防止設備等

解釈別記２は、津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物並びに浸水防止設備及び津波監視設備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 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の組合せに対して、その施設、設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。

② これらの荷重の組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性

について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

申請者は、以下のとおり、津波防護施設、浸水防止設備等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

基準地震動による地震力と組み合わせる荷重は、津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重）、運転時に作用する荷重（通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重）及び設計用自然条件（積雪、風荷重等）とする。浸水防止設備及び津波監視設備については、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重、設計用自然条件（積雪、風荷重等）及び設計基準事故時に生じる荷重とする。また、必要に応じて津波による荷重の組合せを考慮する。なお、津波以外の地震力に組み合わせる荷重は、「４．（１）建物・構築物」又は「４．（２）機器・配管系」の荷重の組合せの荷重に準じるものとする。

②　許容限界

津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物の許容限界は、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するとともに、その施設に要求される津波防護機能及び浸水防止機能を保持できることとする。また、浸水防止設備及び津波監視設備について、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、要求される浸水防止機能及び津波監視機能が保持できることを許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設、浸水防止設備等の荷重の組合せと許容限界について、Ｓクラスの建物・構築物又は機器・配管系に準じて設定する方針とすること、また、基準地震動による地震力には必要に応じて津波による荷重を組み合わせる方針としていることから、これらの方針が解釈別記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。

５．波及的影響に係る設計方針

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

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

（１）敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、以下に示す４つの影響（視点）について、波及的影響の評価に係る事象選定を行う。

① 設置地盤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 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響

④ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響

（２）これら４つの影響（視点）以外に追加すべきものがないかを、原子力発電所の地震被害情報を基に確認し、新たな検討事象が抽出された場合には、その影響（視点）を追加する。

（３）各影響（視点）より選定した事象に対して波及的影響の評価を行い、波及的影響を考慮すべき施設を摘出する。

（４）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。また、水平２方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合の影響も考慮して評価する。

（５）波及的影響の評価においては、溢水防護及び火災防護の観点からの波及的影響についても確認する。

規制委員会は、申請者が、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としており、これらの方針が解釈別記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）波及的影響の評価に係る事象選定については、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていることに加え、原子力発電所の地震被害情報についても併せて検討する方針としていること。

（２）影響評価については、選定された事象による波及的影響を評価した上で影響を考慮すべき施設を摘出する方針としていることに加え、溢水防護及び火災防護の観点も踏まえて影響を考慮すべき施設を摘出する方針としていること。

６．炉心内の燃料被覆材の設計方針

第４条第５項の規定は、炉心内の燃料被覆材について、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならないことを要求している。

また、第４条の設置許可基準規則解釈ただし書第１号及び第２号の規定において、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と地震力との組合せが、弾性設計用地震動による地震力等との組合せに対しては炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること、基準地震動による地震力との組合せに対しては塑性ひずみが生じる場合であっても破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないこととしている。

申請者は、炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能について、以下のとおり設計するとしている。

（１）通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。

（２）通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

規制委員会は、申請者による炉心内の燃料被覆材に係る荷重の組合せと許容限界の設定方針が、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と地震力との組合せが、弾性設計用地震動による地震力等との組合せに対しては炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること、基準地震動による地震力との組合せに対しては塑性ひずみが生じる場合であっても破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込め機能に影響を及ぼさないこととしていることを確認した。

７．地下水位低下設備の効果を考慮した地下水位の設定に関する審査の経緯

審査の過程において、申請者は、本発電所に特有な事象として、防潮堤下部を地盤改良することで敷地から海への地下水の流下がせき止められるため、地下水

位が地表面付近まで上昇する可能性があることを考慮して、地下水位低下設備により一定の範囲に保持される地下水位を前提として、建屋の範囲だけではなく、敷地広範囲の設計用地下水位を適切に設定することで、建物・構築物の設計及びその水位に基づく液状化評価を実施し、地盤変状が生じた場合においても機能が保持できる設計とする方針を示した。

これに対して規制委員会は、地下水位低下設備は供用期間全てにおいて機能を有している必要があり、地下水位低下設備が機能喪失した場合には、重要安全施設等に影響を及ぼすことから、耐震性を含めた信頼性確保の考え方についての説明を求めた。

これに対し申請者は、地下水位低下設備について、以下の方針を示した。

（１）基準地震動に対して機能維持する設計とする。

（２）設置許可基準規則第１２条第２項に規定する多重性又は多様性及び独立性が確保された設計とする。

（３）全交流動力電源の喪失を想定し、常設代替交流電源設備からの電源供給が可能な設計とする。

（４）地下水位低下設備の機能喪失への対応として、可搬型設備等を確保するとともに、当該設備に対する運転上の制限（以下「ＬＣＯ」という。）及びＬＣＯを満足していない場合に要求される措置等を含めた運転管理における手順及び体制を整備する。

以上のことから、規制委員会は、申請者が、地下水位低下設備について適切に信頼性を確保した上で、その効果を考慮して設計用地下水位を設定する方針であることを確認した。

Ⅲ－２　設計基準対象施設の地盤（第３条関係）

第３条は、設計基準対象施設は、当該設計基準対象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、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．地盤の変位

設置許可基準規則解釈別記１（以下「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、地表地質調査、ボーリング調査、試掘坑調査、弾性波探査、トレンチ調査、立坑調査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）敷地には、砂岩、頁岩及び砂岩頁岩互層の中生界ジュラ系堆積岩類が広く分布し、部分的にこれらを貫く白亜系ひん岩脈が分布する。また、一部海岸付近及び低地周辺には、第四紀層が分布する。原子炉建屋設置位置付近には、中生界ジュラ系堆積岩類を構成する荻の浜累層の一部である狐崎（きつねざき）砂岩頁岩互層、緊急時対策建屋付近は、荻の浜累層の一部である牧の浜（まきのはま）砂岩部層が分布している。

（２）敷地の中生界ジュラ系の地質構造には、小屋取（こやとり）背斜と鳴浜（なるはま）向斜に代表されるNNE-SSW～NE-SW 走向の顕著な褶曲構造が確認される。

（３）敷地には、褶曲構造の形成と関連性が示唆される断層が認められ、断層走向と褶曲軸の走向との関係から、褶曲軸の方向と同方向に延びる「走向断層」、褶曲軸の方向とほぼ直交する走向の「横断断層」及び褶曲軸の方向と斜交する走向の「斜交断層」の３つのタイプに分類される。

（４）敷地には、褶曲構造及びひん岩脈を切り、顕著な変位量を有し、かつ比較的破砕幅があり、さらに連続性のある断層として、走向断層は２条（ＳＦ－１～２）、横断断層は７条（ＴＦ－１～７）及び斜交断層は７条（ＯＦ－１～７）の計 16 条の断層が認められ、これらのうち、耐震重要施設を設置する地盤には、ＳＦ－２、ＯＦ－１～４及びＴＦ－１～４の９条の断層が認められる。ＴＦ－１断層及びＯＦ－４断層以外の断層は、他の断層との新旧関係（切り切られ関係）から、ＴＦ－１断層又はＯＦ－４断層より古い断層であり、活動性評価の対象に該当しない。ＴＦ－１断層は、敷地内において破砕規模が最大であり、敷地の地質構造を規制する最も主要な断層である。また、ＯＦ－４断層については、規模は小さいものの、延長が短く他の断層により切られておらず、ＴＦ－１断層との新旧関係が判断できなかったため、ＴＦ－１断層及びＯＦ－４断層の２条の断層を活動性評価の対象断層として、詳細な評価を行った。

（５）ＴＦ－１断層及びＯＦ－４断層は、評価に有効な上載地層は認められなかったものの、断層活動の最新面に確認される熱水活動に伴う鉱物脈の晶出状況等に着目し評価を行った。

（６）ＴＦ－１断層の薄片観察等によれば、断層活動最新面には方解石（カルサイト）脈が面を横断して連続的に分布していることが確認されるが、断層活動により変形を受けたカルサイト脈及び自形のカルサイト脈が共存していることから、ＴＦ－１断層面の最終活動と同じ時期にカルサイトが断層面破砕部に複数回晶出していると考えられ、また流動的な変形も認められることから、高温環境下にあったものと考えられる。特に、自形のカルサイト脈が存在していることから、ＴＦ－１断層はカルサイト晶出終了以降は活動していないものと考えられる。さらに、トレンチ調査の結果、ＴＦ－１断層はひん岩脈を切っている状況を確認している。

（７）ＯＦ－４断層の薄片観察等によれば、鉱物を伴う比較的連続性の良い断層活動最新面が認められ、最新面より上盤側には細粒な変形ゾーンが確認される。細粒な変形ゾーン内には緑泥石が脈状に晶出しており、断層活動に伴う変形は確認されない。また、最新面の形成に伴う逆断層センスの変形構造を切るように晶出している。

さらに、ＯＦ－４断層の最新面自体には、せん断面に垂直な方向に成長している熱水由来のスメクタイト脈及び緑泥石脈が晶出しており、いずれも変形は認められない。以上のことから、これらの鉱物の生成以降、ＯＦ－４断層の活動はなかったものと考えられる。

（８）ＴＦ－１断層及びＯＦ－４断層に生成している鉱物の生成環境を推定するため、カルサイトの流体包有物の均質化温度測定や他の鉱物の生成状況等について検討した。その結果、ＴＦ－１断層及びＯＦ－４断層で確認された脈状のカルサイトや緑泥石等は前期白亜紀に終息した熱水活動により生成されたものであると考えられ、ＴＦ－１断層及びＯＦ－４断層は前期白亜紀の熱水活動が終息して以降に活動していないと判断される。

（９）以上の結果、耐震重要施設を設置する地盤に確認される断層は、前期白亜紀の熱水活動が終息して以降は活動していないと考えられることから、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと評価した。

当初、申請者は、敷地に認められる断層の活動性の評価については、主として地質構造発達史の観点から、前期白亜紀中に終了した大島造山運動に伴う褶曲構造と密接に形成された古い断層であることから、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと評価していた。

規制委員会は、審査の過程において、断層面と鉱物脈との関係について、断層の最新面を切る鉱物脈の存在が断層の活動性評価に重要であることから、詳細な評価を行うことを求めた。

これに対して、申請者は、ＴＦ－１断層及びＯＦ－４断層について、薄片観察等を実施し、評価の対象となる鉱物（カルサイト、緑泥石等）の晶出状況及び生成環境等を確認することにより、前期白亜紀の熱水活動が終息して以降は活動していないことを確認した。

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、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。

・敷地に確認される断層走向と褶曲軸の走向との関係から３つのタイプに分類し、それぞれについて、変位量、破砕幅及び連続性の観点から、活動性の検討対象となる断層（16 断層）を抽出していること
・上記の断層から、耐震重要施設を設置する地盤に確認される断層（9 断層）を抽出し、これらの断層について、その破砕規模や活動の新旧関係を確認した上で活動性評価の対象となる断層（2 断層）を抽出していること
・当該 2 断層の活動性について、上載地層を用いた方法は適用できないものの、断層活動により変形を受けていない高温環境下で晶出された鉱物脈が断層の活動最新面に確認されており、当該鉱物脈の流体包有物の均質化温度測定や他の鉱物の生成状況等について検討した結果、前期白亜紀の熱水活動が終息して以降に断層の活動がないものと評価し、当該断層は「将来活動する可能性のある断層等」には該当しないとしていること

２．地盤の支持

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

申請者は、設計基準対象施設に対する設計方針及び耐震重要施設に対する動的解析の内容を以下のとおりとしている。

（１）設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定した地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤

に設置する。

（２）耐震重要施設は、直接又はマンメイドロックあるいは杭を介して十分な支持性能を有する岩盤及び改良地盤に支持されるよう設計する方針とする。なお、改良地盤については、各種試験から物性値を設定し、十分な支持性能を有することを確認する。

（３）耐震重要施設については、当該施設の基礎形式及び施設規模等を踏まえ、原子炉建屋、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部を代表施設として選定した上で、これらの施設を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。

（４）基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、原子炉建屋については、周辺の地質、振動方向等を考慮し、炉心を通り、褶曲軸に概ね平行及び直交する２断面を評価対象断面として選定した上で、二次元有限要素法により行った。また、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部については、延長の長い線状構造物であることから、置換コンクリート底面のせん断力及び防潮堤背面の土圧並びに地質等を主な観点とし、防潮堤の方向に直交する複数の評価断面候補を選定した上で、地震応答解析により防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部それぞれに評価断面として１断面を選定し、二次元有限要素法により行った。

（５）動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相の反転についても考慮した。また、地下水位については、原子炉建屋の地下水位は、「Ⅲ－１．２　耐震設計方針」で示す設計水位を参照の上、基礎版中央高さに設定し、それ以外の施設及び周辺地盤については、地表面に設定した。なお、基礎地盤のすべり評価に当たっては、地下水位以深の盛土・旧表土が入力地震動による繰り返しの振動により軟化し、強度が低下する可能性を考慮し、盛土・旧表土のすべり抵抗力に期待せず、岩盤部のみのすべりに対する安全性の検討を行った。

（６）動的解析の結果から得られた基礎底面における最大接地圧及び支持力試験の結果から得られた評価基準値は以下のとおりであり、いずれの施設も評価基準値を満足することを確認した。なお、防潮堤については、解析断面において、改良地盤支持部と岩盤支持部が存在することから、それぞれの部位において評価を実施した。

・原子炉建屋最大接地圧：3.9N/mm^2（評価基準値：13.7N/mm^2）
・防潮堤（盛土堤防）最大接地圧：改良地盤支持部 1.4N/mm^2（評価基準値：4.4N/mm^2）、岩盤支持部 2.9N/mm^2（評価基準値：11.4N/mm^2）
・防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部最大接地圧：改良地盤支持部 1.3N/mm^2（評

価基準値：4.4N/mm^2)、岩盤支持部 6.7N/mm^2（評価基準値：11.4N/mm^2）

（７）動的解析の結果から得られた原子炉建屋、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の 1.5 を上回る。

（８）動的解析の結果から得られた基準地震動による原子炉建屋基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である 1/2,000 を下回る。なお、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部については、傾斜は津波防護機能に影響を及ぼすものではないことから、評価対象外とした。

規制委員会は、設計基準対象施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、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。

・設計基準対象施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤（マンメイドロック、杭、改良地盤を含む）に設置すること

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

３．地盤の変形

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

申請者は、耐震重要施設の支持地盤に係る設計方針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）耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック、杭を介して岩盤及び改良地盤の上に設置されていることから、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が、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。

（２）その際、液状化対策として、本発電所では、防潮堤下部の地盤改良等により地下水の流れが遮断され地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においてはその機能を考慮した設計用地下水位を設定する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守

的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定する。

（３）耐震重要施設の支持地盤の地殻変動による傾斜については、敷地及び敷地近傍には、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変動による本発電所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、「Ⅲ－３．１　基準津波」において設定した東北地方太平洋沖型地震を想定した波源モデルである基準断層モデル③による地震並びに本発電所に比較的近い活断層であるＦ－６断層～Ｆ－９断層による地震及び仙台湾の断層群による地震について、Okada(1992)の手法により、原子炉建屋の傾斜を評価した結果、評価基準値の目安である 1/2,000 を下回る。また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においても、1/2,000 を下回る。

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

・耐震重要施設は、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が、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする方針としていること

・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること

Ⅲ－３　津波による損傷の防止（第５条関係）

第５条は、設計基準対象施設について、基準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。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

Ⅲ－３．１　基準津波

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．基準津波の策定等

Ⅲ－３．２　耐津波設計方針

１．防護対象とする施設の選定方針

２．基本事項

３．津波防護の方針

４．施設又は設備の設計方針

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。

Ⅲ－３．１　基準津波

設置許可基準規則解釈別記３（以下「解釈別記３」という。）は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求している。

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、本申請における基準津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによる津波を複数選定し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を実施し、適切に策定されていることから、解釈別記３の規定に適合していることを確認した。

１．地震に伴う津波

解釈別記３は、地震に伴う津波について、プレート間地震、海洋プレート内地震及び海域の活断層による地殻内地震に伴う津波を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に襲来した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びに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、近地津波と遠地津波があり、近地津波については、日本海溝沿いの 869 年貞観の津波、1611 年慶長の津波、1896 年明治三陸地震津波、1933 年昭和三陸地震津波及び 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波がある。これらのうち、敷地に最も影響が大きい津波は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波である。また、869 年貞観の津波は、2011 年東北地方太平洋沖地震と同型のプレート間地震による津波とされており、宍倉ほか（2011）によれば、仙台平野及び石巻平野では、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波と同規模の浸水域であったとされているが、津波堆積物に関する文献調査において、菅原ほか（2011、2013）によれば、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波は、869 年貞観の津波とほぼ同等、もしくは上回っていたと考えられることを確認した。また、これ以外の近地津波では、千島海溝沿いの巨大地震による津波があるが、内閣府中央防災会議によるシミュレーション結果によれば、敷地への影響は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波より小さいことを確認した。さらに、遠地津波については、文献調査の結果、1960 年チリ地震による津波が敷地周辺の津波痕跡高として最大となるが、敷地への影響は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波より小さいことを確認した。

② 文献調査の結果を踏まえ、検討波源としては、敷地への影響が大きいと考えられる日本海溝沿いで発生する東北地方太平洋沖型の地震（869 年貞観の津波、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波）、津波地震（1611 年慶長の津波、1896 年明治三陸地震津波）及び海洋プレート内地震（1611 年慶長の津波、1933 年昭和三陸地震津波）による津波を選定した。これらのうち、1611 年の津波については、プレート間地震における津波地震と海洋プレート内地震における正断層型の地震の波源モデルが提案されていることから、両方について検討を行うこととした。なお、海域の活断層については、既往津波の記録はないが、後期更新世以降の活動性を考慮している断層を選定して評価を行った。推定津波高は、阿部（1989）の簡易予測式を用いて評価を行った結果、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対象とし、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、基準津波の策定のための敷地前面等における津波水位評価及び基準津波定義位置における津波水位評価では、潮位条件を考慮していない。

また、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動を考慮し、敷地は一様に約 1m 沈下した状態として評価を行った。

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、計算領域は日本海溝沿い・千島海溝沿い南部の津波発生領域が含まれる範囲及び北海道・東日本沿岸からの反射波が発電所に与える影響を考慮して設定した。計算格子間隔は、最大 2,500m 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、評価の指標としては、相田（1977）による既往津波高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求める幾何平均値 K 及びばらつきを表す指標 κ を用い、検討波源を用いた検証を行い、土木学会（2016）に基づく再現性の目安を満足することを確認した。

（３）地震に伴う津波評価

① 東北地方太平洋沖型の地震（プレート間地震）に起因する津波

東北地方太平洋沖型の津波波源による特性化波源モデルについては、2011 年東北地方太平洋沖地震の地震特性を再現する各種の震源断層モデルのすべり領域と、広域の津波特性を再現する津波波源モデルのすべり領域に違いが見られることを踏まえ、大すべり域の不確かさを考慮できるモデル（以下「特性化モデル」という。）として、広域の津波特性を考慮した特性化モデルである基準断層モデル①、宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルである基準断層モデル②及び当該モデルの海溝側すべり量を強調した基準断層モデル③を次のとおり設定した。なお、設定に当たっては、地震調査研究推進本部(2019)等の内容が評価に影響を与えないことを確認した。

a. 基準断層モデル①

ア．広域の津波特性を考慮した特性化モデルについては、すべり領域を内閣府（2012a）、Satake et al.(2013)及び杉野ほか（2013）を参考に、青森県東方沖及び岩手県沖北部～茨城県沖に設定した。地震規模は、断層面積から Mw9.13 とした。平均応力降下量は、杉野ほか(2014)を参考に 3.26MPa とした。平均すべり量は、地震の規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。すべり量の不均一性については、内閣府（2012b）で示されている大すべり域、超大すべり域の面積よりも大きい面積を示している杉野ほか（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%程度となるように設定した。超大すべり域、大すべり域の位置については、Seno(2014)を参考にした各領域の固着等に関する分析結果を踏まえ、超大すべり域は岩手県沖南部と宮城県沖に、大すべり域は超大すべり域を取り囲むように設定した。また、立ち上がり時間は 60 秒とした。

イ．この広域の津波特性を考慮した特性化モデルについて、土木学会(2016)の再現性の基準を満足するとともに、敷地を含む宮城県周辺については、痕跡高に対して計算値の方が大きく、保守的なモデルとなっていることを確認した上で、基準断層モデル①とした。

ウ．さらに、当該モデルの宮城県沖の大すべり域の位置を南北に約 10 ㎞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。

b. 基準断層モデル②

ア．宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルについては、すべり領域を地震調査研究推進本部（2012、2014、2019）と同様に、岩手県沖南部～茨城県沖に設定した。地震規模は、断層面積から Mw9.04 とした。平均応力降下量は、内閣府（2012b）を参考に 3.13MPa とした。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を考慮した超大すべり域、大すべり域の設定について、国内外の巨大地震の解析事例の調査に基づく内閣府(2012b)を参考に、すべり量はそれぞれ平均すべり量の 4 倍、2 倍とした。位置及び面積については、内閣府（2012b）を踏まえ、超大すべり域、大すべり域の合計面積を全体の 20%程度とすることを基本とし、杉野ほか（2013）で用いられている Wu et al.(2012)による長周期地震動に基づいて設定された震源断層モデルのすべり分布の範囲と比較し、位置については同モデルと同等の宮城県沖に、面積については、内閣府（2012b）に示されている面積比率よりも大きくなるように設定した。また、立ち上がり時間は 60 秒とした。大すべり域・超大すべり域を設定することによる地震モーメントの調整は、宮城県沖の大すべり域の破壊特性を反映するため基本すべり域を含めた波源全体で調整した。設定した特性化モデルについては、2011 年東北地方太平洋沖地震の地殻変動量を上回っているとともに、同地震の沖合いの観測波形及び津波水位を良

好に再現できていることから、宮城県沖の大すべり域の破壊特性を適切に考慮していることを確認した。さらに、当該モデルの宮城県沖の大すべり域・超大すべり域の位置を南北に約 10 ㎞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。

イ．基準断層モデル②は、宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルが、広域の津波特性を再現する津波波源モデルと比較してすべり領域の面積が小さいことを踏まえ、上記で設定した特性化モデルの超大すべり域及び大すべり域のすべり量を 20%割り増ししたモデルとした。

c. 基準断層モデル③

基準断層モデル③は、基準断層モデル②をベースに、杉野ほか(2013)を参考に、短周期の波の要因となる未知なる分岐断層の活動や海底地すべりの発生等の可能性を考慮し、海溝側のすべりを強調するように、大すべり域及び超大すべり域の形状を変更し、さらに中間大すべり域を配置したモデルとした。

d. 考慮する不確かさ

基準断層モデル①、基準断層モデル②及び基準断層モデル③の評価に当たり考慮する不確かさについては、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間について検証した上で、評価への影響が大きい破壊開始点及び破壊伝播速度とした。

当初、申請者は、東北地方太平洋沖型の地震を津波波源とする波源モデルについては、広域～敷地周辺の痕跡高及び観測波形を良好に再現できるモデル（以下「再現モデル」という。）及び特性化モデルを設定し、特性化モデルについてすべり量を 20%割り増しした基準断層モデル②、及び未知なる分岐断層の活動や海底地すべりの発生等の可能性を考慮した基準断層モデル③を設定していた。

規制委員会は、審査の過程において、基準津波（水位上昇側）の津波波源として選定されていた特性化モデルは、敷地前面では再現モデルを上回ることは確認できるものの、それ以外の評価点では必ずしも保守性を有していないことについて指摘した。

これに対して、申請者は、広域の津波特性を考慮した特性化モデルを設定し、内閣府（2012a）のほか、Satake et al.(2013)や杉野ほか（2013）等を参考に、すべり領域や断層パラメータを見直し、広域の津波高を再現できる波源モデルである基準断層モデル①を設定した。

また、当初、申請者は、東北地方太平洋沖型地震を津波波源とする波源モデルの不確かさの考慮として、大すべり域の位置を南北に約 50 ㎞単位で移動させた評価を行った上で、破壊開始点を複数設定して評価を行っていた。

規制委員会は、審査の過程において、波源特性の不確かさについては、大すべり域の位置が、敷地に最も影響が大きい位置となっていることについて、さらに詳細な検討を行うこと、また、破壊開始点のみでなく、破壊伝播速度や立ち上がり時間の不確かさについても検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、以下のとおり対応した。

・大すべり域の位置については、南北に約 10 ㎞単位で移動させた評価を実施した。
・破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間について敷地への影響について検証を行い、破壊開始点に加え、破壊伝播速度の不確かさを考慮することとした。

② 津波地震（プレート間地震）に起因する津波

津波地震に起因する津波については、地震規模に関する知見の整理を行い、地震調査研究推進本部(2012､2019)によれば、1896 年明治三陸地震は国内外で最大規模の津波地震であることを踏まえ、同地震による津波の再現モデルを上回る規模の津波波源を設定した。波源モデルは土木学会（2016）に基づき、Mw8.5 にスケーリングしたモデルとし、すべり領域は地震調査研究推進本部（2014)による津波地震の断層面の設定方法を参考に、敷地に与える影響が大きい位置である宮城県沖から福島県沖までとした。さらに、不確かさを考慮したケースとして、位置、走向、傾斜角及びすべり角を変動させて、敷地への影響が最も大きくなる波源モデルを確認した。

③ 海洋プレート内地震に起因する津波

海洋プレート内地震に起因する津波については、地震規模に関する知見の整理を行い、地震調査研究推進本部(2012、2019)等、及び 2011 年東北地方太平洋沖地震発生後の応力状態を考慮して、1933 年昭和三陸地震津波を再現するモデルのうち最大規模のもの(Mw8.35)を基本とし、津波波源についてはこれを上回る土木学会（2016）に基づく Mw8.6 にスケーリングしたモデルとした。すべり領域は波源モデルの南端が北緯約 38° 付近となるように設定した。不確かさを考慮したケースとして、土木学会(2002, 2016)及び地震調査研究推進本部(2014)を参考に、位置、走向、傾斜及び断層上

縁深さについて変動させて、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、東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波波源を選定した。なお、津波波源の選定に当たっては、防波堤の有無が基準津波の選定の評価に影響しないこともあわせて確認した。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波の評価については、以下のことから、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　東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波については、

・申請時に考慮していた宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルに加え、広域の津波特性を考慮した特性化モデルを設定していること

・広域の津波特性を考慮した特性化モデルについては、敷地を含む宮城県周辺において、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の痕跡高よりも評価結果の方が大きく、保守的なモデルとなっていること

・宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルについては、2011 年東北地方太平洋沖地震の地殻変動量、沖合いの観測波形及び発電所の津波水位を良好に再現するモデルを設定した上で、既存の 2011 年東北地方太平洋沖地震の津波特性を再現するモデルと当該モデルとの断層面積の違いを考慮し、大すべり域・超大すべり域のすべり量を 20%割増したモデルを設定していること。また、未知なる分岐断層による地震や海底地すべりの発生を考慮し、海溝側のすべりを強調したモデルを設定していること

・これらの特性化モデルは、最新の知見を踏まえ、大すべり域及び超大すべり域の位置、面積、すべり量等について、不確かさを考慮して設定していること。大すべり域及び超大すべり域の位置については、宮城県沖の大すべり域の位置を 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

・敷地への影響が大きいパラメータについて検証した上で、詳細なパラ

メータスタディを行っていること

④　津波地震による津波及び海洋プレート内地震による津波についても、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、波源の位置、走向及び傾斜等、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

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

申請者は、地震以外の要因による津波評価について、以下のとおりとしている。

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

（２）防災科学技術研究所（2009）等によれば、敷地周辺陸域の海岸付近には大規模な地すべり地形及び斜面崩壊地形は認められなかった。

（３）日本海溝付近の海底地すべりについて、小平ほか(2012)では、2011 年東北地方太平洋沖地震を起因とする海底地すべりが発生していた可能性を示していることを踏まえ、海底地すべり地形を検討し、Watts et al.(2005)の予測式を用いて数値シミュレーションを実施した。その結果、地震に伴う津波を上回るものではないことを確認した。

（４）この他の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ことを確認した。また、ハワイ付近に認められる海底地すべりによる津波についても、敷地への影響が小さいことを確認した。

（５）火山現象に起因する津波については、海上保安庁等によれば、敷地周辺及び敷地前面海域には、敷地に影響を及ぼす津波の要因となる海底火山は認められないことから、敷地への影響は小さいことを確認した。

（６）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東北地方太平洋沖型の地震によ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

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、東北地方太平洋沖型の地震によ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こと、また、地震に伴う津波の評価のうち、プレート間地震に起因する津波の評価においては、未知なる分岐断層の活動や海底地すべりの発生等の可能性を考慮していることから、これらの津波の組合せの必要はないとしている。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せについては、地震以外を要因とする津波が敷地に及ぼす影響は十分に小さく、組合せを考慮した場合でも、敷地への津波の遡上の検討には影響がないものと考えられること、また、地震に伴う津波の評価においては、未知なる分岐断層の活動や海底地すべりの発生等の可能性を考慮した評価を行っているため、組合せの必要がないことを確認した。

４．基準津波の策定等

解釈別記３は、基準津波の時刻歴波形について、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、施設から離れた沿岸域における津波を用いることを要求している。また、基準津波による遡上津波は、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること、行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方及び解析条件の相違点に着目した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映することを要求している。さらに、砂移動の評価に必要な調査を行い、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積に対して取水口及び取水路の通水性が確保できることを要求している。

申請者は、基準津波の策定の内容を以下のとおりとしている。

（１）基準津波は、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、敷地前面の沖合い約 10km の水深 100m 地点で定義した。

（２）津波シミュレーションによる計算の結果から、水位上昇側で敷地に最も影響のある波源モデルは、東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波のうち、基準断層モデル③による津波（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置、同時破壊、立ち上がり時間 60 秒）である。また、水位下降側で敷地に最も影響のある波源モデルは、東北地方太平洋沖型地震による津波のうち、基準断層モデル②による津波（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置、破壊開始点は超大すべり域の中央に配置、破壊伝播速度は 1.0 km/s、立ち上がり時間 60 秒）である。

（３）基準津波定義位置における上昇側の基準津波による最高水位は T.P.＋8.63m、最低水位は T.P.－3.57m である。また、下降側の基準津波による最高水位は T.P.＋6.61m、最低水位は T.P.－3.30 m である。

（４）基準津波の規模が敷地周辺における津波堆積物等から推定される津波の規模を超えていることについては、「１．地震に伴う津波」において、基準断層モデル①は、敷地を含む宮城県周辺の痕跡高に対して計算値の方が大きく、保守的なモデルになっていることによって確認した。

（５）行政機関による既往評価との比較として、「１．地震に伴う津波」において、基準断層モデル①は、内閣府（2012a）を踏まえて設定されており、必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映していることを確認した。

（６）基準津波に伴う砂移動の数値計算では、藤井ほか(1998)及び高橋ほか(1999)の方法を用いて砂の堆積厚を評価し、非常用海水ポンプの取水に支障が生じないことを確認した。

規制委員会は、本申請による基準津波は、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、適切な位置で適切に時刻歴波形として策定されていること、基準津波による津波高さは、敷地周辺の津波堆積物調査結果及び行政機関が行った津波評価を上回っていること、また、基準津波による水位変動に伴う砂移動の評価が適切に行われていることから、解釈別記３の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、基準津波定義位置における基準津波による水位上昇側の年超過確率は 10^{-6}～10^{-7} 程度、水位下降側の年超過確率は 10^{-3}～10^{-4} 程度としている。

Ⅲ－３．２　耐津波設計方針

１．防護対象とする施設の選定方針

解釈別記３は、設計基準対象施設に対して基準津波によって安全機能が損なわれるおそれがないことを要求している。また、津波ガイドでは、重要な安全機能を有する施設は、基準津波に対して、その安全機能を損なわない設計であることを基本方針として示している。

申請者は、設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類におけるＳクラスの施設を防護対象とする施設として選定する方針としている。これに加えて、「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 日原子力安全委員会決定）に示された、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する設計上の考慮（自然現象に対する設計上の考慮）を参考にして、安全重要度分類におけるクラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器についても防護対象とする施設として選定する方針としている。また、上記以外のクラス３に属する構築物、系統及び機器は代替設備によって必要な機能を確保する等の対応を行うよう設計するとしている。

規制委員会は、防護対象とする施設の選定について、申請者が、設計基準対象施設のうち耐震重要度分類におけるＳクラスの施設及び重要な安全機能を有する施設を選定することに加え、安全評価上その機能を期待する施設にも着目して選定することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

２．基本事項

（１）敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置

津波ガイドでは、耐津波設計の前提条件に関する基本事項として、敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等について、以下の事項についてそれぞれを網羅的に示すこととしている。これらの事項は、遡上域及び浸水域の評価並びに漂流物の評価において必要な情報である。

①　敷地及び敷地周辺における地形、標高並びに敷地周辺における河川の存在

②　敷地における施設の位置、形状等

③　敷地周辺における人工構造物等の位置、形状等

申請者は、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、図面等を用いて以下のように示している。

①　敷地は宮城県の女川（おながわ）町及び石巻（いしのまき）市の牡鹿半島のほぼ中央東部に位置し

ており、敷地の北方約 17km のところに一級河川の北上川、牡鹿半島を流れる二級河川及び準用河川が複数あり、敷地に最も近い河川として、南方約 3km のところに二級河川の後川がある。

② 施設、設備が設置される敷地の高さは、主に O.P.＋2.5m、O.P.＋13.8m 及び O.P.＋59m 以上の高さに分かれている。なお、敷地の高さについては、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴い生じた沈降を考慮している。

③ 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画として、原子炉建屋、タービン建屋及び制御建屋を O.P.＋13.8m の敷地に設置する。屋外設備として、排気筒、海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクを O.P.＋13.8m の敷地に、原子炉建屋と接続する海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクからの配管を敷設する地下構造物、排気筒連絡ダクトは O.P.＋13.8m の敷地地下部に設置する。

④ 津波防護施設として女川湾に面した O.P.＋13.8m の敷地前面に O.P.＋29m を天端とする鋼管式鉛直壁と盛土堤防で構成される防潮堤を設置する。また、2 号炉海水ポンプ室スクリーンエリア及び 3 号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部並びに 2 号炉放水立坑及び 3 号炉放水立坑の開口部を取り囲むよう O.P.＋13.8m の敷地面に O.P.＋19m 又は O.P.＋20m を天端とする防潮壁を、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑の開口部を取り囲むよう O.P.＋14.0m の位置に O.P.＋20m を天端とする防潮壁を設置する。さらに、1 号炉取水路及び 1 号炉放水路に取放水路流路縮小工（※3）を、取水口底盤に O.P.－6.3m を天端とする貯留堰を設置する。

⑤ 津波監視設備として原子炉建屋の屋上 O.P.＋49.5m 及び防潮堤北側エリア O.P.＋29.0m に津波監視カメラを海水ポンプ室補機ポンプエリア O.P.＋2.0m の位置に取水ピット水位計を設置する。

⑥ 敷地内の防潮堤外側の遡上域の建物・構築物等として、O.P.＋2.5m の敷地に放水口モニタ建屋、屋外電動機等点検建屋等がある。

⑦ 敷地内の港湾施設として物揚岸壁、防波堤がある。

⑧ 敷地外の港湾施設として女川港のほか、8 つの漁港があり、敷地周辺で最も規模の大きい女川港及び発電所に最も近い小屋取漁港には防波堤がある。

⑨ 敷地外の海上設置物として女川港及び小屋取漁港に係留船舶があり、女川湾に養殖筏等がある。

⑩ 敷地周辺には民家、漁具、配電柱等がある。

⑪ 海上交通として本発電所沖合約 2km 及び 12km に航路がある。

（※3）取水路及び放水路にコンクリートを打設し、水路内の断面積を縮小して、敷地への流入を防止する施設

規制委員会は、耐津波設計の前提条件における必要な事項として、申請者が、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について図面等を用いて網羅的に示しており、これらの事項が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（２）基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

解釈別記３は、遡上域及び浸水域の評価に当たって、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、沿岸域の海底地形、津波の侵入角度及び伝播経路上の人工構造物等を考慮した遡上解析を実施して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討することを要求している。また、地震時の変状（地盤の液状化）又は津波襲来時の洗掘と堆積を起因とする地形及び河川流路の変化が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討することを要求している。

申請者は、以下のとおり遡上解析を実施するとしている。

①　モデル

a.　敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、解析上影響を及ぼす斜面、道路等を考慮してモデル化する。

b.　津波の伝播経路上の人工構造物について、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物の設置状況を考慮してモデル化する。また、2011 年東北地方太平洋沖地震により被災した地域での防波堤及び防潮壁等の建設を目的とした復旧・改修工事計画を考慮する。なお、モデル化については、2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動等を反映する。

c.　敷地沿岸域及び海域については、一般財団法人日本水路協会及び深浅測量等による地形データを使用する。また、陸域については 2011 年東北地方太平洋沖地震後に整備された国土地理院等による地形データを使用し、取水路及び放水路等の諸元、敷地標高については本発電所の竣工図等を使用する。なお、一般財団法人日本水路協会による地形データ及び本発電所の竣工図には、2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動等を反映する。

②　考慮事項

a.　敷地前面、側面及びその周辺における津波の流向、流速及びそれらの経時変化を把握する。

b.　敷地の地形、標高の局所的な変化等による遡上波の敷地への回り込

みについて、敷地周辺の遡上域における津波の流向及び流速に留意した上で考慮する。

c. 地震による液状化、流動化、すべり、標高変化を考慮する。

d. 敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている箇所はない。

e. 敷地の北方約 17km に位置する北上川、南方約 3km に位置する後川等、全ての河川は敷地と標高 100m 以上の山地を隔てた位置にあることから、これら河川における遡上波は敷地に影響しない。

f. 揺すり込み及び液状化に伴う盛土・旧表土の変形及び沈下、本発電所港内の防波堤の損傷について検討し、検討結果に基づき解析条件を設定する。

g. 遡上の可能性を検討するに当たって、初期潮位は、朔望平均潮位とし、潮位のばらつきについては遡上解析から算定した津波水位に加えることで考慮する（※[4]）。

規制委員会は、遡上解析について、申請者が、公的機関による信頼性の高いデータや最新技術に基づいたデータを用いてモデルを作成すること及び地震による影響を適切に考慮した上で敷地への遡上の可能性を検討することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（３）入力津波の設定

解釈別記３は、基準津波の波源からの数値解析により、各施設、設備等の設置位置において算定される水位変動の時刻歴波形を入力津波として設定することを要求している。また、入力津波の設定に当たっては、津波による港湾内の局所的な海面振動の励起を適切に評価し考慮することを要求している。

申請者は、基準津波の波源からの津波伝播等の数値解析により、各施設、設備等の設置位置において、海水面の基準レベルからの水位変動量を算定し、時刻歴波形として入力津波を設定するとしている。津波による本発電所港湾内の局所的な海面振動については、本発電所港口、本発電所港奥の取水口前面における最高水位分布や時刻歴水位に大きな差異はないことから励起しないと評価している。なお、基準津波策定位置と本発電所港口における時刻歴水位についても大きな差異はないと評価している。

（※[4]）朔望平均潮位、潮位のばらつきを含む遡上解析の条件の妥当性については「２．（４）津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）」で確認

さらに、津波防護施設の設計に用いる入力津波の設定については、敷地及びその周辺の遡上域、津波の伝播経路の不確かさ並びに施設の広がりを考慮するとしている。また、各施設、設備等の設置位置において算定された津波高さ、速度、衝撃力等に対して、保守的な設計又は評価となるよう考慮して入力津波高さや速度を設定するとしている。

なお、審査の過程において、申請者は、入力津波の評価について、2011 年東北地方太平洋沖地震後の女川町等の復旧・改修工事計画を地形データに反映しない条件での評価結果を示していた。

これに対して規制委員会は、復旧・改修工事計画による地形改変が入力津波へ及ぼす影響を確認するよう求めた。

これに対し申請者は、2011 年東北地方太平洋沖地震後の復旧・改修工事計画を反映した入力津波の評価を実施し、上昇側の入力津波に与える影響がないこと、また、下降側の入力津波は、復旧・改修工事計画を反映しない入力津波の評価結果より最低水位は低くなるものの非常用海水ポンプの取水性に影響がないことから復旧・改修工事計画を反映しない入力津波を採用する方針を示した。

これに対して規制委員会は、復旧・改修工事計画の完了前及び完了後のいずれにおいても保守的な入力津波を採用するよう求めた。

これに対し申請者は、復旧・改修工事計画の反映前後の入力津波の評価結果を比較した上で、双方の評価結果から保守的な入力津波を採用することを示した。

規制委員会は、入力津波の設定について、申請者が、基準津波の波源からの数値解析により、各施設、設備等の設置位置において、海水面からの水位変動量の時刻歴波形で設定すること、本発電所港奥の取水口前面における局所的な海面振動の励起を評価し、その結果を考慮することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。これに加えて、津波防護施設及び浸水防止設備の設計に用いる入力津波の設定について、敷地及びその周辺の遡上域、津波の伝播経路の不確かさ並びに施設の広がりを考慮することを確認した。

（４）津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）

解釈別記３は、津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに原子炉補機冷却海水系の評価に当たって、潮汐に加え高潮等の要因による水位変動も考慮して保守的な評価を実施することを要求している。また、地震に伴う広域的な地殻

変動による敷地の隆起又は沈降を考慮して保守的な評価を実施することを要求している。

申請者は、津波防護施設、浸水防止設備の設計及び原子炉補機冷却海水系の評価について、以下のとおり実施するとしている。

① 潮汐による水位変動

敷地周辺の観測地点「鮎川(あゆかわ)検潮所」における潮位観測記録に基づき求めた朔望平均満潮位を、入力津波による上昇側水位変動に対して考慮するとともに、朔望平均干潮位を入力津波による下降側水位変動に対して考慮する。また、観測地点「鮎川検潮所」における潮位観測記録に基づき求めた潮位のばらつきを考慮する。

② 高潮による水位変動

潮汐以外の要因による潮位変動については、影響の大きなものとして高潮を抽出する。観測地点「鮎川検潮所」における過去 41 年の潮位観測記録に基づき高潮の発生状況の調査及び高潮のハザードの評価を行い、基準津波の超過確率を踏まえ、再現期間 100 年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮する。

③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響

地震に伴う地殻変動による敷地の隆起又は沈降は、地殻変動解析に基づき設定する。基準津波の波源である東北地方太平洋沖型の地震による地殻変動に伴い敷地全体が 0.72m 沈降すると評価され、2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動に伴い敷地で 1m の沈降が観測されたことから、上昇側（寄せ波）の水位変動に対してそれらを合わせた 1.72m の沈降を考慮する。また、下降側（引き波）の水位変動に対しては、2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動に伴い敷地で観測された 1m の沈降を考慮するが、余効変動として沈降が解消された場合も考慮する。

規制委員会は、水位変動及び地殻変動について、申請者が、朔望平均満潮位を入力津波の上昇側水位変動に対して考慮し、朔望平均干潮位を入力津波の下降側水位変動に対して考慮するとともに、潮汐以外の要因の中で最も影響の大きな高潮による水位変動をハザードの評価に基づき保守的に評価すること、また、地震に伴う地殻変動による沈降を上昇側の水位変動に対して考慮し、下降側の水位変動に対しては、地震に伴う地殻変動による沈降が余効変動として解消された場合も考慮する保守的な評価をすることとしており、これらの方針が

解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

３．津波防護の方針

（１）津波防護の基本方針

津波ガイドでは、津波防護の基本方針が敷地の特性に応じたものであること、また、津波防護の概要を敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等に明示することを示している。

申請者は、敷地の地形及び人工構造物等の位置、形状等に基づく津波の遡上解析及び管路の水理解析（※[5]）（以下「管路解析」という。）等の結果を踏まえて、津波防護の対象となる敷地の範囲を特定した上で、津波防護の概要を以下のように示している。

① 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された敷地に基準津波による遡上波を到達又は流入させないように津波防護施設を設置する。また、取水路、放水路等の地下部を介して、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画に津波を流入させないように津波防護施設及び浸水防止設備を設置する。

② 取水施設、放水施設、地下部等については、漏水の可能性を考慮のうえ、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。

③ 建屋内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することを想定し、そこからの津波の流入に対して防護対象とする施設の安全機能が損なわれない設計とする。

④ 津波の引き波時の水位低下により非常用海水冷却系の取水性が損なわれないよう津波防護施設として貯留堰を設置する。

⑤ 津波の襲来等を監視できるよう津波監視設備を設置する。

以上の津波防護の概要に沿って、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画、津波防護のために設置する施設等（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）の位置を敷地全体図に示している。

規制委員会は、申請者の津波防護の基本方針が、敷地の特性に応じた方針であること及び申請者が、当該方針に基づく津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の配置を図面により示していることから、この方針が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（※[5]）取水路及び放水路の水路形状、材質及び水路表面の状況を考慮したモデル化を行い実施する管路の水理解析

（２）敷地への浸水防止（外郭防護１）

①　遡上波の到達、施設等への流入防止

解釈別記３は、重要な安全機能を有する施設を内包する建屋及び重要な安全機能を有する屋外の施設を、基準津波による遡上波の到達しない十分高い場所に設置することを要求している。また、到達する高さにある場合には、津波防護施設、浸水防止設備を設置することを要求している。

申請者は、遡上波の到達、流入を防止するため、以下の方針を示している。

a.　基準津波による遡上解析について、地震による地盤沈下量、水位変動等を初期条件として考慮して実施した。その結果、入力津波高さは O.P.＋24.4m（敷地高さ O.P.＋13.8m に対する浸水深は 11m 程度）と設定する（※[6]）。

b.　防護対象とする施設を内包する建屋が設置されている敷地は、入力津波高さ O.P.＋24.4m に対してその敷地高さが O.P.＋13.8m であり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地前面に O.P.＋29m を天端とする防潮堤を設置する。

c.　津波が遡上する防潮堤外側の O.P.＋2.5m の敷地に、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画はない。

d.　屋外設備が設置されている敷地高さは、軽油タンクエリア、海水ポンプ室補機ポンプエリア、復水貯蔵タンク及び排気筒が O.P.＋13.8m、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが O.P.＋2.0m であり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地前面に O.P.＋29m を天端とする防潮堤を設置する。

規制委員会は、遡上波の到達、流入の防止の要求に対して、申請者が、基準津波による遡上域を把握するために実施した解析の結果に基づき、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された敷地に遡上波が到達しないよう津波防護施設を設置することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

②　取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

（※[6]）入力津波高さのうち、＋24.4m の数値は、基準津波（沖合約 10km、水深 100m）に基づき、海底地形、防波堤の影響、潮位のばらつき等の条件を考慮した遡上解析の結果であり、なお、この遡上解析における各条件の妥当性は「２．基本事項」の（１）～（４）で確認

解釈別記３は、取水路、放水路等の経路から防護対象とする施設を内包する建屋及び区画への津波の流入の可能性について検討した上で、流入経路を特定し、それらに対して対策を施すことにより、津波の流入を防止することを要求している。

申請者は、以下のとおり、津波の流入経路を特定した上で、流入防止対策を施す方針としている。

a. 流入経路の特定

海域とつながる取水路、放水路等の開口部の設置位置において、入力津波高さと開口部の高さとを比較することにより、津波が防護対象とする施設を内包する建屋及び区画へ流入する可能性を検討する。流入経路として、以下を特定した。

ア．2 号炉取水路から海水ポンプ等を設置するエリアへの津波の流入については、管路解析により評価を行い、2 号炉海水ポンプ室の入力津波高さ O.P.＋18.1m に対し、2 号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部が O.P.＋14.0m、2 号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸、補機冷却系トレンチへのアクセス用入口が O.P.＋14.0m、海水ポンプ室補機ポンプエリア床面の開口部が O.P.＋2.0m に位置することから、流入経路として 2 号炉海水ポンプ室スクリーンエリア、2 号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸、補機冷却系トレンチへのアクセス用入口、海水ポンプ室補機ポンプエリア床面の開口部を特定した。

イ．1 号炉取水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、1 号炉海水ポンプ室の入力津波高さ O.P.＋10.4m に対し、1 号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部が O.P.＋14.0m に位置することから、流入経路として、1 号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部を特定した。3 号炉取水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、3 号炉海水ポンプ室及び 3 号炉海水熱交換器建屋の入力津波高さ O.P.＋19.0m に対し、3 号炉海水ポンプ室スクリーンエリア、3 号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑の開口部が O.P.＋14.0m、3 号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床面、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口が O.P.＋2.0m に位置することから、流入経路として、3 号炉海水ポンプ室スクリーンエリア、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑、3 号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸、3 号炉海

水熱交換器建屋補機ポンプエリア床面の開口部、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口を特定した。

ウ．1 号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、1 号炉放水立坑の入力津波高さ O.P.＋11.8m に対し、1 号炉放水立坑の開口部が O.P.＋14.0m に位置することから、流入経路として 1 号炉放水立坑の開口部を特定した。2 号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、2 号炉放水立坑の入力津波高さ O.P.＋17.4m に対し、2 号炉放水立坑の開口部が O.P.＋14.0m、2 号炉補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部が O.P.＋11.4m に位置することから、流入経路として 2 号炉放水立坑の開口部、2 号炉補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部を特定した。3 号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、3 号炉放水立坑の入力津波高さ O.P.＋17.5m に対し、3 号炉放水立坑、3 号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部が O.P.＋14.0m に位置することから、流入経路として 3 号炉放水立坑、3 号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部を特定した。

エ．屋外排水路から敷地地上部への津波の流入については、遡上解析により評価を行い、敷地北側の屋外排水路の入力津波高さ O.P.＋24.4m 及び敷地南側の屋外排水路の入力津波高さ O.P.＋24.4m に対し、屋外排水路が O.P.＋2.5m に位置することから、流入経路として屋外排水路を特定した。

b. 津波の流入防止対策

特定した経路から津波が流入することを防止するため、以下の対策を講じる。

ア．2 号炉取水路からの津波の流入に対し、津波防護施設として、2 号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、補機冷却系トレンチへのアクセス用入口、2 号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸の開口部に浸水防止蓋、海水ポンプ室補機ポンプエリア床面の開口部に逆止弁付ファンネルを設置する。

イ．1 号炉取水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として、1 号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部から津波が流入しないように、1 号炉取水路内に取放水路流路縮小工を設置する。3 号炉取水路からの津波の流入に対し、津波防護施

設として、3 号炉海水ポンプ室スクリーンエリア、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑の開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、3 号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸、3 号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床面の開口部に浸水防止蓋、3 号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床面の開口部に逆止弁付ファンネル、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口に水密扉を設置する。

ウ．1 号炉放水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として、1 号炉放水立坑の開口部から津波が流入しないように、1 号炉放水路内に取放水路流路縮小工を設置する。2 号炉放水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として 2 号炉放水立坑の開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、2 号炉補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部に逆流防止設備を設置する。3 号炉放水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として 3 号炉放水立坑の開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、3 号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部に浸水防止蓋を設置する。

エ．屋外排水路からの津波の流入に対し、浸水防止設備として屋外排水路の防潮堤の横断部に逆流防止設備を設置する。

規制委員会は、申請者が、取水路、放水路等の開口部から防護対象とする施設を内包する建屋及び区画へ津波が流入する可能性を検討し、津波防護施設及び浸水防止設備を設置することにより津波の流入を防止することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（３）漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護２）

①　浸水対策

解釈別記３は、設置される設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、漏水の継続による浸水の範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、漏水箇所から浸水想定範囲内の経路を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、浸水範囲を限定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、浸水想定範囲を設定した上で、浸水対策を施す方針としている。

a.　浸水想定範囲

設置される設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、津波が取水口を通じて海水ポンプ室床面から流入する可能性があり、漏水が継続するものと仮定して、海水ポンプ室を浸水想定範囲として設定する。

b.　浸水対策

漏水の可能性のある経路として、海水ポンプ室床面に開口部が存在するため、これらに逆止弁付ファンネルを設置する。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設への漏水による影響を防止するため、海水ポンプ室を浸水想定範囲として設定した上で、浸水防止設備を設置し浸水範囲を限定することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

②　重要な安全機能を有する施設への影響評価

解釈別記３は、浸水想定範囲の周辺に重要な安全機能を有する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて同区画内の浸水量評価を実施して、重要な安全機能を有する設備への影響がないことを確認することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲である海水ポンプ室に津波防護対象設備である原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプを設置しているため、海水ポンプ室補機ポンプエリアのうち、原子炉補機冷却海水ポンプ（A）（C）室、原子炉補機冷却海水ポンプ（B）（D）室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室を防水区画化する方針としている。また、海水ポンプ室補機ポンプエリアに設置する逆止弁付ファンネルについて、漏水による浸水経路となる可能性があるため、浸水量を評価し、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプへの影響がないことを確認する方針としている。

規制委員会は、重要な安全機能を有する施設への影響評価について、申請者が、浸水想定範囲である海水ポンプ室補機ポンプエリアのうち、原子炉補機冷却海水ポンプ（A）（C）室、原子炉補機冷却海水ポンプ（B）（D）室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室、それぞれを防水区画化した上で、区画内の浸水量評価によって原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧

炉心スプレイ補機冷却海水ポンプへの影響がないことを確認する方針としており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

③　排水設備設置の検討

解釈別記３は、長期間の浸水が想定される浸水想定範囲には、排水設備を設置することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲における上記②の浸水量評価に基づき、長期間の浸水が想定される場合は、原子炉補機冷却海水ポンプ（A）（C）室、原子炉補機冷却海水ポンプ（B）（D）室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室に排水設備を設置する方針としている。

規制委員会は、申請者が、上記②の浸水量評価に基づき、長期間の浸水の有無に応じて排水設備を設置する方針としており、この方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（４）重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

解釈別記３は、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画について、浸水防護重点化範囲として明確化することを要求している。また、津波の流入による浸水範囲及び浸水量（※[7]）を保守的に想定した上で、耐震性の低い配管等の破断箇所から浸水防護重点化範囲への流入経路を特定し、それらに対して流入防止の対策を施すことにより、防護対象とする施設が津波による影響を受けない設計とすることを要求している。

申請者は、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画について、浸水防護重点化範囲として設定した上で、以下のとおり津波の流入防止対策を施す方針としている。

①　浸水防護重点化範囲の設定

津波に対する浸水防護重点化範囲として、原子炉建屋、制御建屋、海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア、復水貯蔵タンク、排気筒及び排気筒連絡ダクト並びに海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクから原子炉建屋に接続する配管を敷設する地下構造物を設定する。

（※[7]）屋内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することによって、当該箇所から内部保有水及び津波による海水等が溢水し、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画に流入することを考慮した浸水範囲及び浸水量

②　浸水防護重点化範囲への流入量評価

浸水防護重点化範囲への津波の流入については、屋内配管の損傷による溢水及び浸水量並びに屋外配管や屋外タンクの損傷による溢水及び浸水量を以下のとおり検討し、浸水防護重点化範囲への流入経路を特定する。

a.　屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

ア．タービン建屋内の主復水器エリアに流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲(原子炉建屋､制御建屋)が受ける影響を評価する。また、タービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチ及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室に流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲（原子炉建屋、制御建屋、海水ポンプ室補機ポンプエリア）が受ける影響を評価する。

イ．地震に起因する、タービン建屋内の循環水系配管伸縮継手及び耐震性の低い配管の破断を想定し、当該箇所から循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止までに生ずる溢水量、保有水による溢水量の合計からタービン建屋内の浸水量を算定する。なお、循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる浸水量については、インターロック（原子炉スクラム及びタービン建屋復水器室の漏えい信号で作動）による循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる溢水量を算出する。また、地震に起因する、タービン補機冷却海水系配管（補機冷却系トレンチ及びタービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室に敷設している部分に限る。）及び耐震性の低い配管の破断を想定し、当該箇所からタービン補機冷却海水ポンプ停止及び同ポンプ吐出弁閉止までに生ずる溢水量、保有水による溢水量の合計からタービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチ及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の浸水量を算定する。なお、同ポンプの停止及び吐出弁の閉止までに生ずる浸水量については、インターロック（原子炉スクラム及びタービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチの漏えい信号又は原子炉スクラム及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の漏えい信号で作動）による同ポンプの停止及び吐出弁の閉止までに生ずる溢水量を算出する。

ウ．循環水系配管の破断による津波の流入については、津波が襲来する前に復水器水室出入口弁を閉止するインターロック（原子炉スクラム及びタービン建屋復水器室の漏えい信号で作動）を設け、津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。また、タービン補機冷却海水系配管の破断による津波の流入については、津波が襲来する前にタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を閉止するインターロック（原子炉スクラム及びタービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチの漏えい信号又は原子炉スクラム及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の漏えい信号で作動）を設け、津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。

エ．地震に起因する地下水の流入については、地震により揚水ポンプが停止することを想定し、建屋周囲の水位が建屋周辺の地下水位まで上昇するとして浸水量を評価する。

b. 屋外配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

ア．海水ポンプ室循環水ポンプエリア内に流入した津波により浸水防護重点化範囲（海水ポンプ室補機ポンプエリア）が受ける影響を評価する。また、海水ポンプ室補機ポンプエリアのタービン補機冷却海水ポンプ室に流入した津波により浸水防護重点化範囲（海水ポンプ室補機ポンプエリアの原子炉補機冷却海水ポンプ室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室）が受ける影響を評価する。

イ．海水ポンプ室循環水ポンプエリア内の循環水系配管伸縮継手及び海水ポンプ室補機ポンプエリア内のタービン補機冷却海水系機器・配管は、基準地震動による地震力に対し、バウンダリ機能を維持する設計とすることから、津波の流入は考慮しない。

ウ．屋外タンクの損傷による溢水について、別途溢水に対する評価を実施する。

③ 浸水防護重点化範囲への流入防止対策

a. 屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策

浸水防護重点化範囲への流入防止対策については、特定した経路に対して、タービン建屋と隣接する原子炉建屋及び制御建屋の境界に水密扉を設置するとともに、配管等の貫通部への止水処置等を実施する。

b.　屋外配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策

浸水防護重点化範囲への流入防止対策については、特定した経路に対して、海水ポンプ室補機ポンプエリア周りに浸水防止壁を設置するとともに、軽油タンクエリアに浸水防止蓋の設置及び貫通部への止水処置を実施する。

c.　地下水の浸水防護重点化範囲への流入防止対策

地震により揚水ポンプが停止し、原子炉建屋周囲の水位が地表面まで上昇するとして、原子炉建屋等の地下外壁に貫通部止水処置等を実施する。さらに、上記の貫通部止水処置等を実施したとしても、地震時における原子炉建屋等の地下外壁の貫通部等からの地下水の流入を考慮し、浸水防護重点化範囲が受ける影響を評価する。

d.　施設・設備の施工上生じうる隙間部に対する流入防止対策

施工上生じ得る建屋間の隙間部が津波及び溢水の流入経路となることを想定し、その隙間部に止水処置を実施する。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲としていること、浸水防護重点化範囲への流入量を評価していること、浸水防護重点化範囲への流入防止対策を施すことにより重要な安全機能を有する設備が津波等による影響を受けない設計としていることから、これらが解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（５）水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止

①　海水ポンプの取水機能を維持する方針

解釈別記３は、基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能を維持できる設計であることを要求している。

申請者は、非常用海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。

a.　水位低下に対する非常用海水ポンプの機能維持

引き波による水位低下時において非常用海水ポンプの機能が維持できるよう、取水口底盤に貯留堰を設置する。

b.　循環水ポンプの運用

循環水ポンプと非常用海水ポンプは隣設していることから、引き波時の水位低下を抑制し非常用海水ポンプの取水量を確保するために循環水ポンプを停止する手順を整備する。

規制委員会は、申請者が、引き波による水位低下時において非常用海水ポンプの機能を維持できる設計とすること及び隣設している循環水ポンプを停止して非常用海水ポンプの水位低下を抑制する運用とすることから、これらが解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認

解釈別記３は、基準津波による水位変動に伴う取水口付近の砂の移動及び堆積並びに漂流物について評価することを要求している。また、原子炉補機冷却海水系は、砂の移動及び堆積並びに漂流物に対して通水性を確保できること、砂の混入に対して機能を維持できることを要求している。

申請者は、取水口前面の砂の移動及び堆積並びに取水口付近の漂流物の評価並びに原子炉補機冷却海水系の機能が維持できることについて、以下のとおりとしている。

a.　取水口付近の砂の移動及び堆積

基準津波による砂移動解析を実施した結果、取水口前面における砂の堆積が少ないことから取水路は閉塞しない。

b.　砂の混入に対する海水ポンプの機能維持

非常用海水ポンプは砂が混入しても軸受が固着しにくい構造とする。具体的には、取水時に砂がポンプの軸受に混入したとしても、約 4.5㎜（原子炉補機冷却海水ポンプ）、約 2.5㎜（高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ）の異物逃がし溝から排出される構造とする。一方で、本発電所付近の砂の平均粒径が約 0.2㎜ で、数 ㎜ 以上の砂は僅かであり、海水ポンプ室内に流入した津波の流速に対し、数 ㎜ 以上の砂は浮遊しにくいことから、大きな粒径の砂はほとんど混入せず、非常用海水ポンプの取水機能は維持できる。

c. 取水口付近の漂流物

基準津波に伴う取水口付近の漂流物について、以下のとおり非常用海水ポンプの取水性に影響を与えないと評価している。

ア. 津波の数値解析の結果及び 2011 年東北地方太平洋沖地震の被害実績を踏まえ、津波の流速、流向を考慮し、本発電所敷地内及び本発電所西側の女川港を含む範囲で漂流物となる可能性のある施設、設備等を調査して抽出する。

イ．上記ア．について、地震で倒壊する可能性のあるものは倒壊するものとみなして漂流物を抽出する。

ウ．地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等を保守的に考慮する。

エ．これらの結果、本発電所敷地内で漂流物となる可能性があるものとして、津波が遡上する護岸部にある鉄骨造建物、屋外中継盤、車両等を抽出した。これらの設置位置及び津波の流向を踏まえると、漂流物が取水口に到達する可能性があるが、取水口呑口が十分に大きいことから取水口が閉塞することはなく、通水性は確保できる。なお、上記以外に本発電所敷地内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船等が挙げられるが、津波警報等発表時に緊急退避するため漂流物とならない。

オ．本発電所敷地外で漂流する可能性があるものとして、車両、コンテナ・ユニットハウス、小型船舶、油槽所のタンク、がれき及び本発電所港湾近傍で航行不能となった漁船等を抽出したが、取水口呑口が十分に大きいことから取水口が閉塞することはなく、通水性は確保できる。

なお、審査の過程において、申請者は、漂流物評価について、2011 年東北地方太平洋沖地震により敷地内に到達した漂流物の実績を考慮した上で、津波の影響を受ける場所に設置している施設・設備そのものの比重が海水の比重より小さい物を漂流物として抽出する方針としていた。

これに対して規制委員会は、南三陸町、気仙沼市の港湾部においても 2011 年東北地方太平洋沖地震による漂流物が報告されていることから、これらの港湾部における漂流物の実績を調査した上で、漂流物の抽出の網羅性を示すこと、また、女川町で 4 階建ての鉄筋コンクリート造建物が約 70m 漂流したことから、敷地内の鉄筋コンクリート造建物において開口部から天井まで空気が溜まるとした場合の浮力を考

慮した漂流物評価を行うことを求めた。

これに対し申請者は、南三陸町、気仙沼市等における漂流物の調査を実施し、抽出した漂流物と差異がなく、抽出した漂流物が網羅されていることを示した。また、敷地内の鉄筋コンクリート造建物に対しても浮力を考慮した漂流物評価を実施し、漂流しないことを示した。

規制委員会は、申請者が、基準津波による取水口前面の砂の移動、堆積及び非常用海水ポンプへの砂の混入並びに取水口付近の漂流物の影響を評価し、それらの結果を踏まえ原子炉補機冷却海水系の機能を維持できることとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（６）津波監視

津波ガイドでは、津波監視設備を設置して敷地への津波の襲来を確実に監視できることを確認するとしている。

申請者は、津波監視設備として、原子炉建屋の屋上 O.P.＋49.5m、防潮堤北側エリア O.P.＋29.0m の位置に津波監視カメラを、海水ポンプ室補機ポンプエリア O.P.＋2.0m に取水ピット水位計を設置するとしている。津波監視カメラは昼夜問わず監視できる設計、取水ピット水位計は測定範囲（O.P.－11.25m～＋O.P.19.00m）として上昇側（寄せ波）及び下降側（引き波）の津波高さを計測し、いずれも中央制御室から監視できる設計としている。

規制委員会は、津波監視について、申請者が、敷地への津波の襲来を昼夜問わず原子炉制御室から監視できるカメラを設置すること、また、上昇側及び下降側の津波高さを原子炉制御室から計測できる取水ピット水位計を設置することにより、敷地への津波の襲来を監視できる方針としていることから、津波ガイドを踏まえていることを確認した。

４．施設又は設備の設計方針

津波ガイドでは、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の設計方針を確認するとしている。

（１）津波防護施設の設計

解釈別記３は、津波防護施設について、侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性も考慮した上で、入力津波に対して津波防護機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波防護施設（防潮堤、防潮壁、取放水路流路縮小工及び貯留堰）について、侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性及び止水性も考慮した上で、入力津波に対して津波防護機能が維持できるよう設計するとしている。

防潮堤、防潮壁、取放水路流路縮小工等に作用する荷重の組合せは、漂流物による荷重、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波の荷重を適切に組み合わせるとしている。また、許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して津波防護機能が維持できるよう設定するとしている。

①　防潮堤

申請者は、防潮堤について、以下のとおり設計する方針としている。

a.　防潮堤として、鋼管杭を基礎構造とし鋼管と遮水壁による上部構造とした鋼管式鉛直壁及びセメント改良土による盛土堤防を設置する。

b.　防潮堤においては、十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。

c.　主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。

②　防潮壁

申請者は、防潮壁について、以下のとおり設計及び運用する方針としている。

a.　防潮壁として、鋼管杭とフーチングによる基礎又は既存の躯体に支持され、上部を鋼板、鋼桁又はコンクリート製の遮水壁とした構造を設置する。

b.　防潮壁においては、十分な支持性能を有する岩盤又は既存の躯体に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。

c.　主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。

d.　防潮壁鋼製扉については、原則閉運用とするが、開放後の確実な閉止操作の手順を整備する。

③　取放水路流路縮小工

申請者は、取放水路流路縮小工について、以下のとおり設計する方針としている。

a. 取水路、放水路から津波が敷地へ流入することを防止するため、1 号炉取水路及び 1 号炉放水路内にコンクリート製の取放水路流路縮小工を設置する。

b. 取放水路流路縮小工においては、十分な支持性能を有する岩盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。

c. 取放水路流路縮小工の設置により、1 号炉に悪影響を与えない設計とする。

なお、審査の過程において、①防潮堤（鋼管式鉛直壁及び盛土堤防）の構造成立性、止水性の確保、②杭基礎構造の防潮壁の構造成立性が主な論点となった。それらについて以下に示す。

① 申請者は、防潮堤（鋼管式鉛直壁）の構造成立性、止水性の確保について、岩盤上の盛土・旧表土の上部に改良地盤、背面補強工を設置し、鋼管杭及び遮水壁を支持する構造とし、地震時に盛土・旧表土に液状化等による不等沈下が生じたとしても、長杭を岩盤に支持させることで構造成立性を確保し、短杭については、岩盤に支持させず、盛土・旧表土の変位に追従させる構造とし、鋼管杭の周囲に粘性土の長期圧密沈下対策用のシート（以下「NF シート」という。）を施工することで、盛土・旧表土の不等沈下に、改良地盤を含む防潮堤の上部構造が追従し、津波の流入経路が生じず止水性を確保する設計としていた。

また、防潮堤（盛土堤防）の構造成立性、止水性の確保について、岩盤上の盛土・旧表土の上部にセメント改良土を設置する構造とし、地震時に盛土・旧表土の不等沈下が発生したと仮定しても、セメント改良土が変位に追従するため、構造成立性、止水性が確保される設計としていた。

これに対して規制委員会は、鋼管式鉛直壁について止水性確保の観点から、盛土・旧表土が地震時に不等沈下し、用途が異なる NF シートが機能しなかった場合には、改良地盤を含む防潮堤の上部構造と盛土・旧表土との間に間隙が生じ津波の流入経路となる可能性があることから、NF シートが確実に機能することを実証試験等で確認することを求めた。また、盛土堤防について構造成立性の確保の観点から、盛土堤防下部の盛土・旧表土が地震時に不等沈下した場合に生じうる変状を把握するため、3 次元的な広がりを考慮した沈下量を詳細な解析等で確認することを求めた。

これに対し申請者は、実証試験、詳細な解析等で追加的に検討するのではなく、止水性及び構造成立性の抜本的な改善をはかるため、防潮堤直下の盛土・旧表土を地盤改良し、不等沈下をしない構造とするとともに、支持地盤のすべり安定性を確保するため鋼管式鉛直壁の海側前面に施設として置換コンクリートを設置する方針を示した。

② 申請者は、杭基礎構造の防潮壁の構造成立性について、フーチング基礎に設置したH型の鋼製支柱間にプレキャストコンクリート（以下「PC」という。）パネルを多層に分割してはめ込むPCパネル遮水壁を採用し、PCパネルと鋼製支柱の間は止水性を兼ねたゴム支承を介してボルトで固定し支持する構造とし、さらに、上下のPCパネル間に止水性を兼ねたゴム支承を設置することで、遮水壁の変形によってPCパネル間に生じる相対変位に対して追従性を確保する方針としていた。

これに対して規制委員会は、止水性、支持性、変位追従性を同時に担うゴム支承の採用は先行実績がなく、振動性状が把握できていないこと、かつ、適用できる規格基準がないことから、構造及び設計の成立性について振動試験等で確認することを求めた。

これに対し申請者は、振動試験等で追加的な検討をするのではなく、構造及び設計の成立性の抜本的な改善をはかるため、PCパネル遮水壁を取りやめ、先行実績のある構造として、鋼製遮水壁を採用するとともに、支柱と鋼板をボルトで接合し、遮水壁間の継ぎ手部に止水性及び変位追従性のある止水ゴムを設置する方針を示した。

規制委員会は、津波防護施設の設計について、申請者が、防潮堤、防潮壁、取放水路流路縮小工等に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を考慮して許容限界を設定することにより入力津波に対して津波防護機能を維持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（２）浸水防止設備の設計

解釈別記３は、浸水防止設備について、浸水時の荷重等に対する耐性を評価し、越流時の耐性も考慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、浸水防止設備（逆流防止設備、水密扉、浸水防止蓋、浸水防止壁、逆止弁付ファンネル及び貫通部止水処置）について、浸水時の荷重等に対する耐性を評価し、浸水防止機能が維持できるよう設計するとしている。

浸水防止設備に作用する荷重の組合せは、漂流物による荷重、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波の荷重を適切に組み合わせるとしている。許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して浸水防止機能が維持できるよう設定するとしている。また、浸水防止設備のうち水密扉及び浸水防止蓋は、確実に閉止できる手順を整備する方針としている。

規制委員会は、浸水防止設備の設計について、申請者が、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を考慮して許容限界を設定すること並びに水密扉及び浸水防止蓋について津波の襲来時に確実に閉止できる手順を整備することにより入力津波に対して浸水防止機能を維持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（３）津波監視設備の設計

解釈別記３は、津波監視設備について、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）を受けにくい位置への設置又は影響の防止、緩和等の対策を検討した上で、津波監視機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波監視カメラ及び取水ピット水位計について入力津波に対して波力及び漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、津波監視機能を維持できるよう設計するとしている。また、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せを考慮するとしている。

規制委員会は、津波監視設備の設計について、申請者が、津波の影響を受けにくい位置に設置すること及び設備に作用する荷重を適切に組み合わせることとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（４）津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対する設計

解釈別記３は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計について、津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対して十分な余裕を考慮して設計する方針であることを要求している。

申請者は、津波防護施設、浸水防止設備の設計について、以下の方針としている。また、津波による荷重の設定において、津波の数値解析に含まれる不確かさ等を考慮する方針としている。

① 各施設、設備に作用する荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）に対して、十分な余裕を考慮して設計する。
② 基準津波と余震とが重なる可能性を検討し、余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。余震による荷重については、基準津波の最大水位が発生する時間帯に起きる余震を全ての周期において包絡する地震動を弾性設計用地震動の中から設定する。
③ 入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討する。

規制委員会は、申請者が、津波荷重の設定において不確かさを考慮すること、余震による荷重を適切に組み合わせること、津波の繰り返し作用を検討することなどにより、十分な余裕を考慮し津波防護施設及び浸水防止設備を設計することとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（５）漂流物による波及的影響に対する設計

解釈別記３は、発電所敷地内及び近傍における漂流物が、津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を与えないよう、漂流物の発生を防止する措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響を防止する措置を要求している。

申請者は、「３．（５）②津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認」において検討した漂流物のうち、最も重量が大きい総トン数19t（排水トン数57t）の漁船による荷重と入力津波による荷重の組合せを考慮することで、津波防護施設及び浸水防止設備が入力津波による波力及び漂流物の衝突力に対して十分耐える構造として設計する方針としている。また、港湾内に停泊する燃料等輸送船、作業船、貨物船等については、津波警報等が発表された場合において、荷役作業等を中断し、必要に応じ固縛等の措置を講じた上で、陸側作業員を退避させるとともに、緊急離岸する船側との退避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備して、緊急離岸を的確に実施することにより漂流物としないとしている。

規制委員会は、漂流物による波及的影響について、申請者が、荷重の組合せを考慮して津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう設計することとしており、この方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。また、本発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船等については、津波襲来時に退避する手順を整備して的確に実施することにより、漂流物とし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（地震及び津波を含む。）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、発電所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、本発電所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、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り、高潮及び洪水を抽出している。

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めている。

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、本発電所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、発電所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、本発電所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、本発電所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

発電用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、自然現象ごとに発電用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）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り、高潮及び洪水（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、人為事象ごとに発電用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、爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスについては外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３　外部火災に対する設計方針」、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．竜巻随伴事象に対する設計対処施設の設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

１．設計上対処すべき施設を抽出するための方針

竜巻に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、竜巻に対してその施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある施設（以下本節において「竜巻防護対象施設」という。）及び竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分して抽出した上で、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、系統及び機器の中から、クラス１、クラス２及び安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建屋を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、屋外施設、外気と繋がっている施設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整理し、設計対処施設としている。

なお、建屋に内包され防護される設備及び代替手段があることなど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、倒壊による機械的影響の観点及び付属設備の破損等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。

以上のとおり、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、竜巻防護対象施設と竜巻防護対象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、発電所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、発電所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、発電所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、本発電所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（86.7m/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発電所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、将来の竜巻発生に関する不確実性を踏まえ、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（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。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計竜巻の設定が竜巻ガイドを踏

まえたものであることに加え、保守性を考慮したものであることを確認した。

３．設計荷重の設定

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

（１）設計竜巻荷重の設定

申請者は、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻荷重としては、風圧力による荷重、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、本発電所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、運動エネルギー及び貫通力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運用としている。

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物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、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のモードを踏まえた検討により、設計竜巻荷重に包絡されるとしている。

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すると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。

なお、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。

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

４．設計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するとしている。

（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する。安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ竜巻防護ネット等の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している。

（２）外気と繋がっている建屋内の竜巻防護対象施設

外気と繋がっている建屋内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する。安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ防護鋼板の設置等の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している。

（３）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、開口部の開放又は開口部建具の貫通が発生することを考慮し、開口部建具の補強等の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している。

（４）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としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて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。

５．竜巻随伴事象に対する設計対処施設の設計方針

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

申請者は、竜巻随伴事象として、過去の他地域における竜巻被害状況及び本発電所のプラント配置から想定される事象として、火災、溢水及び外部電源喪失を抽出している。

火災については、屋外にある危険物貯蔵施設等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た上で、竜巻防護対象施設の許容温度を超えないように必要に応じて防護対策を講じる方針としている。

なお、詳細については、「Ⅲ－４．２．３　外部火災に対する設計方針」にて記載する。

また、建屋内に竜巻防護対象施設が設置されている区画の開口部には飛来物が侵入することによる火災の発生を防止するための防護鋼板等の竜巻防護対策を講じる方針としている。

溢水については、屋外タンク等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必要に応じて防護対策を講じる方針としている。なお、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、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、危険物貯蔵施設等と竜巻防護対象施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、竜巻随伴事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随伴事象に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

Ⅲ－４．２．２　火山の影響に対する設計方針

第６条第１項及び第２項の規定は、想定される火山事象が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないよう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．原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

２．原子力発電所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原子力発電所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．原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

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

申請者は、本発電所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、鳥海山（ちょうかいさん）、栗駒山（くりこまやま）、肘折（ひじおり）カルデラ、鳴子（なるこ）カルデラ、蔵王山（ざおうさん）、吾妻山（あづまやま）、安達太良山（あだたらやま）及び磐梯山（ばんだいさん）の 8 火山を抽出した。

（２）完新世に活動を行っていない火山については、階段ダイヤグラムを作成し、最後の活動終了からの期間が全活動期間より長いこと、又は、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことから 20 火山を原子力発電所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過去の最大休止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焼石岳（やけいしだけ）、月山（がっさん）及び笹森山（ささもりやま）の 3 火山を抽出した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所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 20 火山を原子力発電所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．原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

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

申請者は、本発電所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）原子力発電所に影響を及ぼし得る火山（11 火山）と敷地との位置関係より、敷地まで十分に離隔距離があることから、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、本発電所敷地に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。

（２）新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地から火山フロントまでの距離は約 60 ㎞であり、敷地周辺では第四紀の火山活動は確認されていないことから、敷地において発生する可能性は十分に小さいと評価した。

（３）火砕物密度流については、各火山の火砕物密度流を伴う火山事象の活動履歴及び過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検討した結果、焼石岳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山体周辺に限られ、敷地から十分に離れていることから、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。

（４）このように、本発電所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発電所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発電所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、申請者が本発電所の運用期間に設計対応不可能な火山事象が本発電所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、火砕物密度流については、敷地周辺までの到達が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原子力発電所への火山事象の影響評価

火山ガイドは、原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象が原子力発電所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原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を原子力発電所との位置関係から抽出し、各火山事象に対する設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うことを示している。

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

（１）火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については、文献調査の結果、敷地までの離隔距離及び敷地の地形条件から、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。

（２）降下火砕物については、文献調査結果、地質調査結果及び敷地と各火山との位置関係も含めて検討した結果、敷地に影響を及ぼす可能性があるものとして、以下のとおり、評価対象となる給源火山を抽出した。

① 文献調査の結果、町田・新井（2011）、宍倉ほか（2007）等によれば、敷地及び敷地周辺に降灰した可能性のあるテフラは、肘折尾花沢（ひじおりおばなざわ）、十和田ａ（とわだ）、榛名二ツ岳伊香保（はるなふたつだけいかほ）、蔵王川崎（ざおうかわさき）、鳴子柳沢（なるこやなぎさわ）、鳴子荷坂（なるこにさか）、鳴子一迫（なるこいちはさま）、安達愛島（あだちめでしま）等が挙げられるが、その層厚はいずれも敷地付近で数cm以下とされる。地質調査の結果、敷地内においては、最大層厚６㎝の十和田を給源とする十和田ａと、10㎝の肘折カルデラを給源とする肘折尾花沢が確認された。

② さらに、敷地における降下火砕物の層厚を検討するため、数値シミュレーションを行うこととし、以下の条件を満たす対象火山を抽出した。

a. 敷地内及び敷地周辺において、降下火砕物の分布状況を調査し、その分布状況が広がりを有している降下火砕物の給源火山

b. 原子力発電所に影響を及ぼし得る 11 火山及び十和田について火山タイプを確認し「溶岩卓越タイプ」と判断される火山以外の給源火山

（３）上記（２）の検討から、評価対象火山として、鳴子カルデラ、蔵王山、肘折カルデラ及び十和田を抽出し、これらの火山について不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した結果、敷地における最大の層厚となる降下火砕物は、鳴子カルデラを給源とする鳴子荷坂テフラの 12.5 ㎝であった。

（４）鳴子荷坂テフラの層厚の評価に当たっては、文献調査の結果、町田・新井(2011)に示される鳴子荷坂テフラの等層厚線は複数の噴火による層厚であり、１回のシミュレーションにおいて再現は困難であることから、露頭調査及び文

献調査により、各噴火の等層厚線図及び再現可能な噴出量を算出し、それらを合算した噴出量として3.33 km^3を設定した上で、不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した。

（５）上記（２）～（４）の検討から、敷地における降下火砕物の最大層厚を15cmと設定した。降下火砕物の密度は、文献調査を踏まえた湿潤密度1.5g/cm^3、粒径は顕微鏡観察の結果0.25㎜以下と設定した。

当初、申請者は、設計上考慮する降下火砕物の層厚を検討するために、建設時の敷地における地質調査結果で確認された降下火砕物のうち、層厚が厚く、かつ、敷地からの距離が近い肘折カルデラを対象に数値シミュレーションを実施した上で、層厚については、文献調査、地質調査結果も総合的に判断し、10 ㎝としていた。

規制委員会は、審査の過程において、数値シミュレーションの対象となる火山については、敷地で確認された降下火砕物の給源火山のみではなく、敷地周辺の地理的領域内外の火山を含め、これまでの活動履歴を踏まえた発電所への影響を考慮して改めて検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、敷地及び敷地周辺で確認される降下火砕物の分布状況が広がりを有している火山であって噴出物が溶岩主体ではない火山として、当初の肘折カルデラに加え、鳴子カルデラ、蔵王山及び十和田を評価対象として抽出し、これらの火山について数値シミュレーションを実施した結果、敷地においては、鳴子カルデラの降下火砕物である鳴子荷坂テフラの層厚が最大となることを確認した。

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、本発電所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．火山事象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発電所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ことが必要である。

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。

このうち、降下火砕物に対して防護すべき施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。その上で、屋内設備の外殻となる建屋、屋外に設置されている施設、降下火砕物を含む海水又は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を設計対処施設としている。

なお、代替設備があることなど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、安全機能の重要度を踏まえて、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、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗、閉塞）及び化学的影響（腐食）、建屋及び屋外施設に対する粒子の衝突、本発電所周辺の大気汚染並びに計装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、本発電所外で生じる影響である外部電源の喪失及び本発電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事象や設計基準事故時の荷重との組合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、個々の設計対処施設に応じて常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせる設計としている。

火山事象以外の自然事象による荷重と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屋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）安全上重要な設備の機能の維持に対する設計方針

申請者は、降下火砕物による構造物への化学的影響（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）、電気系及び計装制御系に対する

機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）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　構造物への化学的影響（腐食）

設計対処施設である建屋及び屋外施設は、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、降下火砕物の粒径に対して、その施設の狭隘部に十分な流路幅を設け閉塞しないように設計するとしている。降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はないとしている。

また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用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　電気系及び計装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）

電気系及び計装制御系の設計対処施設は、外気と遮断された全閉構造等により機械的影響（閉塞、摩耗）を受けず、また塗装等により化学的影響（腐食）を受けないように設計するとしている。

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の他に、降下火砕物の粒子の衝突、水質汚染の影響が考えられるが、降下火砕物の粒子の衝突については、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されるとし、水質汚染の影響については、設計対処施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしている。

また、電気系及び計装制御系のうち、空気を取り込む機構を有する計測制御用電源設備（無停電電源装置）及び非常用所内電気設備（所内低圧系統）は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。

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、降下火砕物が侵入し難い設計とするとともに、バグフィルタ等の設置、換気空調系の停止等により、閉塞及び摩耗に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。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。

当該施設については、化学的影響（腐食）に対して、金属材料の使用等により、降下火砕物に含まれる腐食性成分による腐食に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。

中央制御室は、降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、外気を遮断するため中央制御室換気空調系の事故時運転モード等を実施できるようにした上で、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、居住性を確保できる設計方針としている。

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、バグフィルタ等の設置や換気空調系の停止等により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあっては事故時運転モード等により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の対応を適切に実施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ことを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、降下火砕物の直接的影響により安全機能が損なわれないとしており、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発電所へのアクセスの制限を想定し、外部からの支援がなくても、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が必要であることを示している。

申請者は、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように非常用ディーゼル発電機の７日間の連続運転により、電力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及び軽油タンクを備え、非常用ディーゼル発電機の７日間の連続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。

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項までの規定は、敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象による火災等（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

１．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）発電所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ことが必要である。

申請者は、外部火災により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、外部火災防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器を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、施設を内包する建屋、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整理し、設計対処施設としている。

なお、代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持できる施設については、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の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、火炎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ために、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、外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等の火災等を含む。）及び航空機落下火災による熱影響等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、発電所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発電所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発電所までの到達時間を、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。以下本節において同じ。）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、発生を想定する森林火災の条件として、本発電所周辺の可燃物の量(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、宮城県及び東北森林管理局から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種、林齢を踏まえ、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、宮城県における森林火災発生頻度が年間を通じて比較的高い月の過去10年間の気象データとして、石巻特別地域気象観測所及び江ノ島気象観測所のものを採用し、その中から最小湿度、最高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組合せを気象条件として設定している。また、風向については、上記の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。

ウ．発火点の設定

申請者は、発火点について、人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所で、火災の発生頻度が高いと想定される居住地区、道路沿い等に設定するとともに、風向を考慮し、本発電所の風上の4地点を設定している。

また、いずれの発火点も本発電所からの直線距離が10kmまでの範囲内である。

エ．土地の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、国土交通省により提供さ

れている国土数値情報の 100m メッシュのデータを用い、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基盤地図情報の 10m メッシュの土地の標高、地形等のデータを用いている。

オ．発火時刻の設定

申請者は、森林火災の発火時刻について、日照時間による火線強度の変化を考慮し、火線強度が最大となる時刻を採用している。

規制委員会は、発生を想定する森林火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、植生、気象条件等の設定が本発電所周辺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、発火時刻の設定が火線強度又は反応強度を最大にするものであり保守的なものであることを確認した。

b.　森林火災による影響評価

申請者は、保守的に火炎をモデル化した上で、上記の設定を基に森林火災シミュレーション解析コード（FARSITE）を用いて、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防火帯までの到達時間を、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 0.49m/s と算出され、これを基に、発火点から防火帯までの火災の到達時間を約 1.8 時間としている。防火帯の外縁での最大火線強度は 4,428kW/m と算出され、これに必要な防火帯幅を 19.7m としている。また、最大の火炎輻射強度は 477kW/m^2 と算出されている。

規制委員会は、申請者による森林火災の影響評価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、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、外部火災ガイドを踏まえたものであり、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

から発電所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、発火点から防火帯までの到達時間が約 1.8 時間と算出されたことから、本発電所に常駐する自衛消防隊により、万が一の飛び火等による火炎の延焼を防止することが可能であるとしている。

防火帯は、必要な防火帯幅が 19.7m と算出されたことから、約 20m 以上確保した上で、防火帯内に可燃物を含む機器等を設置する場合は、必要最小限とする運用としている。また、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が 477kW/m^2 と算出されたことから、これ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。

これら森林火災に対する設計方針は、防火帯幅及び離隔距離の設定を前提として、以下のように策定するとしている。

設計対処施設のうち建屋について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋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。

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、外部火災ガイドを踏まえたものであり、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を確保すること等により、安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

（２）近隣の産業施設の火災・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、発電所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発電所への影響（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。以下本節において同じ。）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、発電所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、本発電所敷地外の半径 10km 以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、本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶の港湾内への漂流についても想定した上で、それらの火災やガス爆発を想定し、危険距離及び危険限界距離を算出している。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設（本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶を含む。以下「近隣の産業施設等」という。）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・爆発による危険距離及び危険限界距離が算出されていることを確認した。

b.　発電所敷地内の危険物による火災等の設定

申請者は、発電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。タービン建屋等の近傍に設置されている変圧器についても、危険物を内包していることから、これらによる火災も考慮するとしている。

規制委員会は、申請者による発電所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、発電所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・爆発に対する設計方針

a.　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発電用原子炉施設の間の距離を、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。

申請者は、近隣の産業施設等において想定される火災・爆発に対して算出された危険距離及び危険限界距離を上回る離隔が確保されるとしている。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、過去の実績を踏まえた算出方法等によって求められた最大の飛距離を上回る離隔距離が確保されるとしている。

b.　発電所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、発電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屋について、算出された輻射強度に対し、建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋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。

敷地内の変圧器（2 号炉所内変圧器、2 号炉起動変圧器等）については、変圧器本体の火災を想定した場合の輻射強度に対して建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋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。

規制委員会は、申請者による発電所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、建屋の外壁温度を許容値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、算出された危険距離及び危険限界距離等に対して、必要な離隔を確保することで、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）発電所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、発電所敷地内における航空機落下の想定の方法、この火災による発電所への影響を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり本発電所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。その際、航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災の重畳を考慮している。

① 発生を想定する発電所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の評価について、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、航空機落下事故の最新の事例、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、敷地内において航空機落下確率が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の火災を想定している。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。

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について、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

② 航空機落下による火災に対する設計方針

発生を想定する発電所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屋について、算出された輻射強度に対し、建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋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発電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、同様に建屋の外壁温度を評価し、離隔距離を確保することにより、外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋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発電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、建屋の外壁温度を許容値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、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について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、爆風等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、フィルタにより一定以上の粒径のばい煙粒子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、中央制御室の居住性を確保する必要のある場所は、ばい煙及び有毒ガスに対して、外気を遮断するため換気空調系の事故時運転モード等を実施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。

Ⅲ－４．２．４　その他自然現象に対する設計方針

発電用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よう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」等と同様に安全重要度分類のクラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器とし、以下のとおり設計するとしている。

なお、建屋による防護が期待できる場合は、建屋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、本発電所近隣の気象観測所で観測された最大１時間降水量を上回る処理能力を持つ排水口及び構内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屋止水処置等を行う設計とする。

３．落雷に対しては、JEAG4608 等の民間規格に基づき、雷撃電流値を設定し、これに対し避雷針、接地網等を設置するなど雷害防止対策を行う設計とする。

４．生物学的事象に対しては、クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却海水系等に除塵装置及び海水ストレーナを設ける設計とする。小動物の侵入に対して屋外設備の端子箱貫通部の閉止処置等を行う設計とする。

５．凍結に対しては、本発電所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。

６．積雪に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された月最深積雪の最大となる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。

７．高潮に対しては、本発電所近隣の検潮所での過去最高潮位以上の敷地高さに安全施設を設置し、高潮により影響を受けることのない設計とする。
８．地滑りに対しては、本発電所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。
９．洪水に対しては、本発電所周辺には河川が存在せず、洪水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。

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、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方針としていること。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、これに対して構内排水設備等を設計するとしていること。なお、降水に対する防護対策は、「Ⅲ－７　溢水による損傷の防止等（第９条関係）」に包絡される。
３．落雷については、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雷撃電流値を考慮し、これに対して避雷針、接地網等を設計するとしていること。
４．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る方針としていること。
５．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方針としていること。
６．積雪については、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方針としていること。なお、積雪に対する防護対策は、地震及び火山の影響による設計荷重の評価に包絡される（地震については「Ⅲ－１　地震による損傷の防止（第４条関係）」、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」）。
７．高潮については、信頼性のある過去の記録を調査し、高潮の影響を受けないよう安全施設への影響として考えられる最大の潮位を考慮して安全施設を設置する方針としていること。なお、高潮に対する防護対策は、「Ⅲ－３　津波による損傷の防止（第５条関係）」に包絡される。

８．地滑りについては、本発電所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。

９．洪水については、本発電所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

発電用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よう設計する必要がある。

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、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よう設計するとしている。

１．船舶の衝突については、一般航路は本発電所から離隔距離が確保されている。また、小型船舶が本発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の防波堤等に衝突して止まることから取水性に影響はない。船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。

２．電磁的障害については、安全保護系に対し、電磁的障害による影響を受けない設計とする。

３．飛来物（航空機落下）については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について（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5.0×10^{-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。

４．ダムの崩壊については、崩壊により本発電所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。

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．船舶の衝突に対しては、本発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえた対策を講じるとしていること。

２．電磁的障害に対しては、計測制御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。

３．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。

４．ダムの崩壊に対しては、本発電所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。

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。なお、安全施設の安全機能が損なわれないことを広く確認する観点から、地震と津波についても、組み合わせる自然現象の対象に含める必要がある。

その上で、その組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「Ⅲ－１　地震による損傷の防止（第４条関係）」及び「Ⅲ－３　津波による損傷の防止（第５条関係）」において検討していない影響）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、「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地震及び津波を加えたものから、「Ⅲ－４．２．４　その他自然現象に対する設計方針」で本発電所の敷地では発生しないと評価した洪水、地滑り及び「Ⅲ－３　津波による損傷の防止（第５条関係）」において評価した高潮を除いた事象について、組合せを検討している。その際、各自然現象によって関連して発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組合せについて網羅的に検討している。

この組合せが発電用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発電用原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響より増長しない、③同時に発生するとは考えられない、という３つの観点から検討している。

その結果、上記の①から③までのいずれか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設計上考慮すべき自然現象の組合せとして、「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すると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のうち、「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、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、「Ⅲ－４．１　外部事象の抽出」の１．で抽出した自然現象に含まれるとしている。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としていることから、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。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衝撃と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　発電用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、発電用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、申請者は、以下の設計方針としている。

１．発電用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、巡視、監視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．発電用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（郵便物等による発電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．発電用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。）を受けることがないように、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、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止すること、かつ、早期に火災を感知及び消火すること並びに火災の影響を軽減することができるよう設計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発電用原子炉を安全に停止させるための機能が損なわれないように消火設備を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．火災区域又は火災区画の設定

２．火災防護計画を策定するための方針

３．火災の発生防止に係る設計方針

４．火災の感知及び消火に係る設計方針

５．火災の影響軽減に係る設計方針

６．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、火災防護基準にのっとり、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．火災区域又は火災区画の設定

第８条第１項の規定は、設計基準対象施設に対し、火災により発電用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、設計基準対象施設について火災により発電用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。

その上で、火災によってその安全機能が損なわれないことを確認す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。

火災から防護する対象（以下本節において「防護対象設備」という。）については、上記構築物、系統及び機器の中から、原子炉を安全に停止する（原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、これ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、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器として、クラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。

これらの抽出した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構築物、系統及び機器並びに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（以下本節において「安全機能を有する機器等」という。）を設置する区域であって、耐火壁によって他の区域と分離されている区域を火災区域として、また、火災区域を耐火壁等によりさらに細分化したものを火災区画として設定している。

なお、設計基準対象施設については、消防法、建築基準法等に基づく火災防護対策を行うとしている。

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。また、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する方針としていることを確認した。

２．火災防護計画を策定するための方針

火災防護基準は、火災防護対策を実施するために必要な手順、機器、体制等を定める火災防護計画を策定することを要求している。

申請者は、火災防護対策を適切に実施するため、以下の方針で火災防護計画を定めるとしている。

（１）発電用原子炉施設全体を対象とする。

（２）安全機能を有する機器等を火災から防護するため、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の目的を達成するための火災防護対策について定める。

（３）火災防護計画を実施するために必要な手順（可燃物の持込管理、火気作業管理等に係るものを含む。）、機器、組織体制を定める。

規制委員会は、申請者による火災防護計画を策定する方針が、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．火災の発生防止に係る設計方針

火災防護基準は、発電用原子炉施設に対して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、並びに発電用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）発電用原子炉施設における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

① 火災区域に、発火性又は引火性物質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. 火災区域の換気
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 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域においては、換気により可燃性の蒸気を滞留させない設計とする。

③ 火災区域には、可燃性の微粉が発生する設備を設置しない設計とする。

④ 発電用原子炉施設には、火花が発生する設備等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 水素が発生又は漏えいするおそれがある火災区域においては、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よう対策を講じる設計とする。

⑥ 放射線分解等により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性を損なうおそれのある場所には、社団法人火力原子力発電技術協会「ＢＷＲ配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成 17 年 10 月）」等に基づき、水素の蓄積を防止する設計とする。

⑦ 発電用原子炉施設は、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対

策を講じる設計とする。

規制委員会は、申請者による発電用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火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

① 機器等及びそれらの支持構造物のうち、主要な構造材には不燃性材料を使用する。

② 建屋内の変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包してい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を使用する。難燃ケーブルとすべき原子炉格納容器内の核計装用ケーブルは、実証試験において、それ単体で延焼を防止することが確認できないものの、通常運転時に原子炉格納容器内に窒素を満たすこと等により、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 建屋内装材は、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。

ただし、原子炉格納容器外に敷設される難燃ケーブルでない核計装用ケーブルについては、チャンネルごとに専用電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給防止のため、両端は耐火性を有するシール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

原子炉格納容器内の核計装用ケーブルについて、原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、火災が発生したとしても、当該火災を早期に感知し、原子炉を確実に停止できる設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

（３）自然現象による発電用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防止

申請者は、「Ⅲ－４．１　外部事象の抽出」において抽出された自然現象のうち、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し、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止すること、発電用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屋等への避雷設備の設置及び接地網の敷設を行うとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、自然現象により発電用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。

以上のとおり、規制委員会は、申請者によ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。

４．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 火災区域又は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、熱感知器及び炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置するとともに、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。）の火災感知器を使用する。

④ 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蓄電池を設置するとともに、非常用電源に接続する設計とする。

⑤ 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。

⑥ 赤外線感知機能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。

⑦　発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させない火災区域又は火災区画は、火災感知器を設置しない。

⑧　原子炉格納容器内では、通常運転時に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはなく、火災感知器を設置する必要はない。原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、アナログ式である熱感知器及び煙感知器により火災を感知する。通常運転時は比較的温度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、当該感知器については、窒素封入後中央制御室から遠隔操作により電源を切り、運転停止後に交換する運用とする。

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、降水等の浸入による火災感知器の故障に伴う誤作動を防止するため、屋外仕様のアナログ式の熱感知カメラ（赤外線方式）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を形成するおそれのある場所では、火災感知器の作動時の爆発を防止するため、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。

（２）消火設備

申請者は、消火設備について、以下の設計方針としている。

①　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に設置する消火設備の設計方針

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又は火災区画のうち、火災時の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おそれのある火災区域には、自動消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、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であって、火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域若しくは火災区画、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域若しくは火災区画又は運転員が常駐し高感度煙検出設備を設置することにより

早期の消火活動が可能である火災区域若しくは火災区画においては、消火器等で消火する。

また、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域のうち、火災時の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おそれがある火災区域には、自動起動の消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、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であって、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域においては、消火器等で消火する。

②　消火用水供給系の多重性又は多様性の確保

消火用の水源は、消火水槽（屋内消火用）1 基、消火水タンク（屋内消火用）1 基及び屋外消火水タンク（屋外消火用）2 基とし、水道水系とは共用しない。消火ポンプは、屋内消火用として電動機駆動消火ポンプ 2 台及び屋外消火用として電動機駆動消火ポンプとディーゼル駆動消火ポンプを各々1 台設置する。

③　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域又は火災区画に設置するガス消火設備等は、動的機器である弁等の単一故障（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。

④　火災に対する二次的影響の考慮

煙等による二次的な影響が、火災が発生していない安全機能を有する機器等に及ばない設計とする。

⑤　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、非常用電源から受電する若しくは蓄電池を有する設計又は電源が不要な設計とする。

⑥　その他

上記①から⑤に加えて、以下の対策を講じる。

a.　消火剤及び消火用水の確保

b. 移動式消火設備の配備
c. 中央制御室に消火設備の故障警報を発するための吹鳴機能の確保
d. 火災区域及び火災区画の消火活動を可能とするための消火栓の配置
e. 固定式ガス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
f. 管理区域内での消火活動による放射性物質を含むおそれがある水の管理区域外への流出防止
g. 消火活動を行うために必要となる照明の設置

規制委員会は、申請者による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。

ただし、復水貯蔵タンク、使用済燃料プール、使用済樹脂貯蔵槽及び浄化系沈降分離槽に消火設備を設置しないとしていることについては、発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させないとしていることを確認した。

（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、屋外消火栓は不凍式消火栓を採用する。また、屋外の火災感知設備は－14.6℃の環境下でも使用可能なものとする。

② 屋外消火栓を除き、消火設備は屋内設置することとし、外部からの浸水防止対策を講じる。屋外消火栓は風水害の影響を受けないよう機械式を用いる。

③ 屋外の火災感知設備は、屋外仕様とした上で、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより当該機器の機能及び性能の維持ができる運用とする。

④ 火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する機器等の耐震重要度分類のクラスに応じて火災区域及び火災区画に設置することとし、Ｂ、Ｃクラス機器に基準地震動による損傷に伴う火災が発生した場合においても安全機能を有する機器等の機能及び性能の維持ができるものとする。

⑤ 消火配管の建屋接続部付近は、地盤変位による影響を直接受けないように、当該変位を吸収できる設計とする。消火配管は、地上又はトレンチ内に設置する。消火配管接続口は、建屋の外部に設置する。

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、消火設備からの放水による溢水に対して、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設計するとしている。

また、水以外を用いる消火設備として、ハロゲン化物消火剤を用いることとしているが、ハロゲン化物消火剤は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。なお、消火設備からの放水による溢水に対する防護設計については、「Ⅲ－７　溢水による損傷の防止等（第９条関係）」において記載する。

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。

以上のことから、規制委員会は、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計方針が、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．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、発電用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、原子炉を安全に停止するための構築物、系統及び機器を設置している屋内の火災区域は、3 時間以上の耐火能力を有する壁、床、天井又は耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）で分離するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災耐久試験により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、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、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（以下「火災防護対象機器」という。）及び火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」といい、これらを総称して「火災防護対象機器等」という。）を防護し、同機器等の相互の系統分離を行うとしている。また、火災防護対象ケーブルの系統分離においては、火災防護対象ケーブルと同じトレイに敷設されるなどにより火災防護対象ケーブルの系統と関連することとなる火災防護対象ケーブル以外のケーブルも当該系統に含め、他系統との分離を行うとしている。系統分離に当たっては、火災区画内及び隣接火災区画間の延焼を防止するため、以下のいずれかに該当する設計とするとしている。

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　水平距離 6m 以上の距離等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、互いの系統間の水平距離を 6m 以上とし、これらの系統を含む火災区画に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。さらに、互いの系統間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かない。

③　1 時間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。

規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計方針（中央制御室のうち中央制御盤内及び原子炉格納容器内を除く。）が、火災防護基準の規定にのっとっているものであり、火災耐久試験により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することを確認した。

ただし、原子炉制御室のうち制御盤内及び原子炉格納容器内の区画における影響軽減に係る設計方針については、（３）及び（４）で記載している。

（３）原子炉制御室制御盤内における火災の影響軽減対策

申請者は、中央制御室中央制御盤内で発生が想定される火災に対して、運転員の操作性及び視認性向上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るとしている。

① 中央制御盤内において火災が発生した場合であっても、近接する他の構成部品に影響がないことを実証試験により確認する。

② ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲に火災の影響を与えない耐熱ビニル電線、フッ素樹脂電線及び難燃ケーブルを使用する。

③ 中央制御室に設置する異なる種類の火災感知器とは別に、直ちに煙を検知できる高感度煙検出設備を中央制御盤内に設置する。

④ 常駐する運転員により早期の消火活動が実施できるよう手順を定めて訓練を実施する。

⑤ 火災の発生箇所の特定ができるようサーモグラフィカメラ等を配備する。

⑥ 中央制御盤の一つの区画内で火災が発生し当該区画の安全機能が全て喪失した場合であっても、他の区画の制御盤による運転操作、現場での操作により原子炉を停止することができるものとする。

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⑥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火災の影響軽減対策

申請者は、原子炉格納容器内については、機器やケーブルが密集して設置されていることから上記（２）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るとしている。なお、通常運転時は、原子炉格納容器内に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはないとしている。

① 火災防護対象機器等は、6m 以上の水平距離を確保することを原則とするが、6m 以上の水平距離を確保することが困難である箇所については、可能な限り離隔を確保した上で、火災の延焼や火災からの影響を抑制するため金属製の蓋付ケーブルトレイ等で覆う。

② 電気盤又は油を内包した機器は、金属製の筐体又はケーシング等により、原子炉格納容器内における火災の影響を限定する。

③　火災源となり得る油を内包した機器は、堰等により油が漏れた場合でも拡大しないように設計する。
④　原子炉格納容器内は、可燃物の持込み管理を行う。
⑤　原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間の監視のために、アナログ式である熱感知器及び煙感知器を設置する。なお、通常運転時は比較的温度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、運転停止後に交換する運用とする。
⑥　原子炉起動時に原子炉格納容器内で火災が発生した場合は、消防要員又は運転員の進入が困難なため、速やかに原子炉を停止することとする。その上で、原子炉格納容器内への窒素注入を継続し、窒息消火を行う又は窒素注入作業を中止し、早期に消火活動を実施する運用とする。

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、通常運転時には窒素が充填されることにより火災が発生するおそれはないことを踏まえ、申請者が上記①から⑥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。

（５）その他の影響軽減に対する設計上の考慮

申請者は、放射性物質の貯蔵及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域は、3 時間以上の耐火能力を有する壁等によって他の火災区域から分離すること、他の火災区域又は火災区画へ火炎、熱、煙が悪影響を及ぼさないよう換気空調設備には防火ダンパを設置する設計とすること、中央制御室の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こと、油タンク付近の火災により油タンク内で発生するガスをベント管等により屋外へ排気する設計とすることとしている。

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たものであることを確認した。

（６）火災影響評価

申請者は、火災による影響を考慮しても安全機能が失われない設計とするとし、評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定。以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を想定しても異常状態を収束できることを確認するとしてい

る。

規制委員会は、申請者が、火災により運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生したとしても設計基準事故等を収束できるよう設計するとしていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による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。

６．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５．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、以下のとおりとしている。

（１）ケーブル処理室は、自動消火設備である全域ガス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分離した設計とする。

（２）電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。

（３）蓄電池室には、蓄電池のみを設置し直流開閉装置やインバータは設置しない設計とする。蓄電池室の換気空調設備は、水素の排気に必要な換気量以上となるように設計するとともに、当該設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する機能を有する設計とする。

（４）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）中央制御室を含む火災区画の換気空調設備には、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、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及び新燃料貯蔵設備は、消火水が入ったとしても臨界にならないように、燃料の配置及びラックの材料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。

（７）放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域は、換気空調設備が排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できるように設計する。また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、濃縮廃液、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の容器や不燃シートに包んで保管する設計とするとともに、崩壊熱による火災の発生を考慮する必要がある放射性物質を貯蔵しない設計とする。

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火災防護基準の規定にのっとっており、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る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、発電用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。また、同条第２項の規定は、設計基準対象施設について、発電用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．建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針
５．建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針
６．溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針
７．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
８．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．溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針

発電用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設備（以下本節において「防護対象設備」という。）を抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、溢水によってその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、防護対象設備として上記構築物、系統及び

機器の中から、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するため、放射性物質の閉じ込め機能を維持するため並びに使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要なクラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。

なお、溢水によって機能が損なわれない静的機器、動作機能を損なってもそのままで機能を維持できる弁等の機器及び損傷した場合であっても代替手段があることなどにより機能を維持できる機器並びに原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器については、溢水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、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、それらの中から、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するために必要な設備、放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備並びに使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備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

防護対象設備を防護するため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（以下「破損による溢水」という。）、異常状態（火災を含む。）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（以下「消火水等の放水による溢水」という。）及び地震による機器の破損等により生じる溢水（以下「地震による溢水」という。）を含む発電用原子炉施設内における溢水を想定し、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。

申請者は、発電用原子炉施設内で発生する溢水として、（１）破損による溢水、（２）消火水等の放水による溢水、（３）地震による溢水及び（４）その他の要因による溢水を想定している。

（１）破損による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、単一の機器の破損等により生じる溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定している。溢水量の算出に当たっては、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離範囲内の系統保有水量を合算して溢水量を設定する方針としている。ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量と漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定するとしている。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応力評価の結果に応じて完全全周破断又は貫通クラックを、低エネルギー配管については貫通クラックを設定する方針としている。

なお、想定する機器の破損箇所は防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については全ての高エネルギー配管及び低エネルギー配管を対象として破損を想定する配管を抽出した上で単一の破損を設定する方針としていることを確認した。また、溢水量については操作時間を踏まえた隔離時間や漏水量が最大となる破損位置等を検討の上、保守性を有するよう設定する方針としていることを確認した。

（２）消火水等の放水による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、消火設備（「Ⅲ－６　火災による損傷の防止（第８条関係）」において設置するとしたものを含む。以下本節において同じ。）からの放水を溢水源として設定している。溢水量の算出に当たっては、単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としている。消火栓からの放水時間は3時間に設定する方針としている。

なお、消火設備のうちスプリンクラについては、防護対象設備が設置される建屋にスプリンクラは設置しないことから、溢水源として想定しないとしている。また、消火設備以外の溢水源として原子炉格納容器スプレイを想定した上で、単一故障による誤作動が発生しないよう設計上考慮されていることから、誤作動による溢水は想定しないとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については火災発生時の消火設備からの放水とする設計方針としていること、溢水量については保守性を有するよう設定する設計方針としていることを確認した。

（３）地震による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、基準地震動による地震力により本発電所内で発生する溢水を想定するとしている。

具体的な溢水源として、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管及び容器並びにスロッシングにより溢水する可能性がある使用済燃料プール等の設備を想定している。

地震時には機器の破損が複数箇所で同時に発生する可能性があることから、漏えい検知による自動隔離機能に期待する場合を除き隔離による漏えい停止には期待しないとしている。

溢水量の算出に当たっては、配管の破損により生じる流出流量と隔離時間とを乗じて得られる漏水量と、隔離範囲内の保有水量を合算して溢水量を設定する方針としている。容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水の全量流出を想定している。

なお、想定する機器の破損箇所は、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしている。

使用済燃料プール等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プール等の外への漏えい量としている。

規制委員会は、申請者が、溢水源については、基準地震動による地震力に対する評価を行った上で、耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管、容器その他の設備の全てを対象とする方針としていること、また、溢水量の設定においては、自動隔離機能に期待する場合に限り隔離時間を考慮する方針としていることを確認した。

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、評価条件を保守的に設定するとともに実績のある解析プログラムを使用する方針としていることを確認した。

（４）その他の要因による溢水

申請者は、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損、降水、地下水、機器の誤作動その他の要因による溢水を想定している。

規制委員会は、申請者が上記の（１）から（３）以外の要因による溢水についても設定する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水評価において本発電所の状況を踏まえた検討を行った上で、溢水源を網羅的に想定し、保守的な溢水量の設定を行う方針としていることを確認した。

３．溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

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、溢水ガイドを踏まえて、防護対象設備が設置されている全ての場所並びに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対象に溢水防護区画を設定する方針としている。

規制委員会は、申請者が防護対象設備が設置されている場所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に、壁、扉、堰、床段差等によって溢水防護区画を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、溢水ガイドを踏まえて、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、開口部、扉（水密扉を除く。）等からの流入又は流出について溢水経路を設定する方針としている。ただし、消火活動時など、溢水時に水密扉の開放が想定される場合は、当該扉を溢水経路として設定するとしている。

溢水影響を軽減することを期待する壁、堰、床段差等については、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し健全性を維持できる設計とするとともに、水密扉の閉止等の運用を含め、これらの設計を維持するための保守管理を適切に実施するとしている。また、火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮するとしている。なお、溢水経路上の溢水防護区画の水位評価においては、当該区画内で発生する溢水は他区画への流出を想定しないこと及び当該区画外で発生する溢水は当該区画への流入が最も多くなるよう保守的に条件設定することとしている。

規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画の水位が最も高くなるように行われる方針としていること、また、溢水経路上の壁、水密扉、堰等に溢水影響の軽減又は止水機能を期待する場合は、基準地震動や火災等に対して当該機能が維持されることを評価するとともに、それらを維持するための保守管理や運用を適切に実施する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水防護区画の設定が防護対象設備が設置されている場所及び当該場所へのアクセス通路を対象になされる方針であることを確認した。また、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画の水位が最も高くなるような保守的な条件でなされる方針であることを確認した。

４．建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針

防護対象設備は、破損による溢水、消火水等の放水による溢水、地震による溢水及びその他の要因による溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される方針であることが必要である。また、原子炉制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路については、環境条件等を考慮しても、アクセス性が失われない設計方針であることが必要である。

さらに、使用済燃料プール水が地震に伴うスロッシングによって漏えいしても、当該プールに対し冷却及び給水ができる方針であることが必要である。

（１）没水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、没水による影響について評価した上で、溢水により溢水防護区画に滞留する水の水位（以下「溢水水位」という。）が、流入状態、溢水源からの距離、没水域での人員のアクセス等による水位変動を考慮しても、防護対象設備の機能が損なわれるおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。

なお、没水により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

①　溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により溢水箇所を隔離する。

b.　溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。

c.　壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。

d.　上記に加え、その他の要因による溢水のうち機器の誤作動等による溢水については、漏えい検知システム等による溢水の発生の早期検知を行う。

②　防護対象設備に対する対策

a.　防護対象設備の機能喪失高さが溢水水位を十分な裕度を持って上回るよう、設備設置高さをかさ上げする。

b.　防護対象設備の周囲に浸水防護堰を設置する。

規制委員会は、申請者の設計方針が防護対象設備ごとに現場の設置状況を踏まえて機能喪失高さを評価した上で、水位変動等を考慮した溢水水位が防護対象設備の機能喪失高さを上回らないように設置すること、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に没水により機能が損なわれない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、没水により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

（２）被水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、被水による影響として、溢水源からの飛散による被水及び天井面等の開口部や貫通部からの被水による影響を評価している。

その上で、これら被水による影響について、被水試験等により確認された防滴機能を有していること若しくは防護対象設備に対して保護カバー等による被水対策を実施すること又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を同時に被水影響が及ばない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。

なお、被水により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

①　溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。

b.　壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。

c.　溢水防護区画内の火災に対しては、原則として水消火以外の消火手段を採用することとし、水消火を行う場合には、防護対象設備に対して不用意な放水を行わない運用とする。

②　防護対象設備に対する対策

a.　防護対象設備を被水試験等により確認された防滴機能を有しているものにする。

b.　防護対象設備に対して保護カバー等による被水防護対策を実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が被水試験等により確認された防滴機能を有していること又は防護対象設備に対して保護カバー等による被水対策を実施すること、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に被水影響が及ばない別区画に設置することで安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、被水により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

（３）蒸気放出の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、蒸気影響として、溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある防護対象設備への影響を評価している。その上で、これら蒸気影響について、防護対象設備が耐蒸気仕様を有すること又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を同時に蒸気影響が及ばない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。また、蒸気影響により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

①　溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、自動又は手動による隔離を行う設計とする。当該対策だけでは、その防護対象設備の健全性が確保されない想定破損箇所については、防護カバーを設置する。

b.　溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対する耐震性の確保又は補強工事等により発生応力を低減する。

c.　壁、水密扉等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。

②　防護対象設備に対する対策

a.　防護対象設備を蒸気暴露試験又は机上評価により蒸気影響に対して耐性を有しているものにする。

b.　防護対象設備に対して蒸気暴露試験等により確認したシール、パッキン等による蒸気防護対策を実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、防護対象設備の健全性が確認されている条件を超えることがないよう防護対象設備が耐蒸気仕様を有すること、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に蒸気影響が及ばない別区画に設置することで安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、蒸気放出の影響により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

（４）その他の要因による溢水に対する設計方針

申請者は、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損、降水、地下水の流入等による溢水が溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア及び建屋内への浸水を防止する設計としている。また、機器の誤作動等による漏えいに対して、漏えい検知システム等による早期検知が可能とし、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計としている。

規制委員会は、申請者が、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損等による溢水に対して、壁、扉、堰等により溢水防護区画内への浸水を防止し、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計としていることを確認した。

（５）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、環境条件等を考慮しても、アクセス性が失われないものであることを確認した。

（６）使用済燃料プール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、使用済燃料プールの冷却及び給水機能の維持に必要な設備の没水、被水、蒸気放出の影響に対する安全機能維持に係る設計に加え、使用済燃料プールが、スロッシング後においても、プール冷却機能及び遮蔽に必要な水位を確保する設計を行う方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、使用済燃料プールのスロッシング後においても使用済燃料プールの冷却及び給水機能が維持されることから、水温を維持し、遮蔽水位を維持できるものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による溢水に対する設計方針が没水、被水、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プールの機能を維持するものであることを確認した。

５．建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針

建屋外の防護対象設備については、溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針であることが要求される。

申請者は、建屋外の防護対象設備である海水ポンプについて、海水ポンプエリア内外で生じる溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針としている。具体的には、海水ポンプエリア外で生じる溢水が流入しないようにするために、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る方針としている。当該エリア内で生じる溢水に対しては、想定される溢水源が、地震により溢水源とならぬよう基準地震動による地震力に対する耐震性を確保する。また、破損による溢水により多重性を有する防護対象設備が同時に機能を損なわないよう別区画に設置し、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画内外からの溢水に対して壁、閉止板等による溢水伝播防止対策等を図ることを確認した。

６．溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針

防護対象設備が設置されている溢水防護区画については、溢水防護区画外からの溢水に対する流入防止を講じる設計方針であることが必要である。

申請者は、溢水防護区画外の溢水源に対して、防護対象設備が設置されている溢水防護区画へ流入しないようにするため、溢水防護区画又は溢水防護区画を内包する建屋に壁（壁貫通部の止水措置を含む。）、水密扉、堰等の設置等の流入防止対策を講じる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画を内包する建屋外からの溢水経路を特定した上で、それぞれの流入経路に対して流入防止対策を講じるものであることを確認した。

７．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、発電用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ことを要求している。

申請者は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損等によって当該容器、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、溢水経路に壁、扉、堰等による漏えい防止対策を講じることにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が建屋内の壁、堰等の設置によって、放射性物質を含んだ液体の管理区域外への溢水経路に対策を実施することにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものであることを確認した。

８．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、溢水により防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とし、評価に当たっては、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できるものであることを確認した。

Ⅲ－８　誤操作の防止（操作の容易性）（第１０条関係）

第１０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、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、運転員が容易に安全施設を操作できるよう、以下の設計方針としている。

１．中央制御室の盤面器具は、系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器具は、形状や色等の視覚的要素により識別を容易にする設計とする。

２．現場の弁等については、系統等による色分け及び弁等への銘板取り付けにより識別管理できる設計とする。
３．中央制御室については、制御盤等の固定、手すりの設置等により、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。
４．中央制御室等の操作場所は、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、操作に必要な環境が維持される設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室や現場で操作する機器等の識別管理等を行うものであること及び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ように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－９　安全避難通路等（第１１条関係）

第１１条第３号の規定は、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、以下の設計方針としている。

１．原子炉の停止、停止後の冷却、監視等の操作が必要となる可能性のある中央制御室、現場作業場所（計測制御電源室等）及び当該現場へのアクセスルートに、避難用照明とは別に非常用電源から給電できる作業用照明を設置する設計とする。
２．作業用照明として、非常用母線から給電できる非常用照明、非常用母線及び蓄電池（非常用）から給電できる直流照明兼非常用照明又は蓄電池（非常用）から給電できる直流照明を設置するとともに、全交流動力電源喪失時に操作が必要な場所には、作業用照明のうち直流照明兼非常用照明又は直流照明を設置する設計とする。
３．全交流電源喪失時における作業を実施する場合等を想定し、随時使用可能なように、中央制御室等に電池を内蔵した可搬型照明を備える。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明及びその専用の電源を備える方針としていること、また、可搬型照明を時間的余裕も考慮し準備可能とすることにより、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に対して、原則として多重性又は多様性及び独立性の確保を要求している。当該系統のうち静的機器については、長期間（24 時間以降又は運転モードの切替時点以降をいう。以下本節において同じ。）において想定される静的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能が達成できるよう設計することを要求している。

また、同条第６項の規定は、重要安全施設について、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならないこととした上で、共用又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではないとしている。

さらに、同条第７項の規定は、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用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、発電用原子炉施設の安全性が損なわれ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．静的機器の多重性

２．共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設）

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．静的機器の多重性

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のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものに対して、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、想定される静的機器の単一故障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、その単一故障を考慮しなくてもよいとされている。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る場合は、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、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、長期間にわたり機能が要求される設備として、非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタ装置、中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ装置並びに格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管を抽出している。

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

非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタ装置並びに中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ装置については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能等が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を、配管及びダクトについては全周破断を、フィルタ本体については閉塞を想定している。

いずれの故障においても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、長期間の安全機能の評価に当たってその単一故障を考慮しないとしている。

安全上支障のない期間については、故障を確実に除去又は修復するまでの間の周辺公衆の放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回る期間であること及び除去又は修復作業にかかる作業員の被ばくが、緊急時作業に係る線量限度以下とすることができる期間であることとし、3 日間としている。

なお、除去又は修復ができない場合であっても、周辺公衆の放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るとしている。

（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

格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管は、安全機能に最も影響を与える単一故障として静的機器である配管一箇所の全周破断を仮定したとしても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し、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、申請者の設計方針が、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、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものを抽出した上で、以下のとおりとしていることを確認した。

（1）申請者が単一故障を仮定しないとした非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタ装置並びに中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ装置については、設計基準事故時に、ダクト、配管の全周破断又はフィルタ本体の閉塞を仮定したとしても、放射性物質の漏えいに伴う周辺の公衆に対する被ばくによる実効線量の評価値が、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るよう安全上支障のない期間内に除去又は修復できるとしていること。

（2）申請者が、多重性は必要ないとした格納容器スプレイ冷却系の格納容器スプレイ管については、配管一箇所の全周破断を仮定した場合であっても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し所定の安全機能を維持できることが、安全解析等により適切に確認されていること。

２．共用又は相互接続

第１２条第６項の規定は、二以上の発電用原子炉施設における重要安全施設の共用又は相互接続について、これらを行うことは原則せず、二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合にのみ認められることを規定している。また、同条第７項においては、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用原子炉施設において共用又は相互に接続する場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないことを要求している。

申請者は、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設はないとしている。

重要安全施設以外の安全施設のうち、通信連絡設備等については、1 号炉、2 号炉及び 3 号炉で共用するとし、液体窒素蒸発装置等については、2 号炉及び 3 号炉で共用するとし、加熱蒸気及び復水戻り系については、1 号炉及び 2 号炉で共用するとしている。共通用所内高圧母線については、1 号炉と 2 号炉との間及び 2 号炉と 3 号炉との間で相互に接続するとしている。

これらの設備については、以下の理由から、2 号炉の安全性が損なわれないとしている。

（１）共用

通信連絡設備は、共用する 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉で同時に通信連絡を行っても支障のない設計とすること。

液体窒素蒸発装置並びに加熱蒸気及び復水戻り系は、共用する号炉で必要な容量を確保するとともに、接続部の弁において隔離できる設計とすること。

（２）相互接続

共通用所内高圧母線は、電源融通時に何らかの要因で電気故障が発生した場合、遮断器により故障箇所を隔離し、他の号炉へ影響を及ぼさない設計とすること。

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、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設はないことを確認した。また、重要安全施設以外の安全施設である通信連絡設備、液体窒素蒸発装置並びに加熱蒸気及び復水戻り系を共用し、共通用所内高圧母線を相互に接続することは、本発電所の安全性を損なわないと判断した。

Ⅲ－１１　全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係）

第１４条の規定は、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をいう。以下同じ。）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全な停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できるよう設計することを要求している。

申請者は、蓄電池（非常用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約 15 分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後に冷却し、及び原子炉格納容器の健全性を確保するために必要な設備に 8 時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、重大事故等対処設備からの電力供給が可能となるまでの間、原子炉停止等のために必要な設備に対し電源供給が可能な容量を有する蓄電池（非常用）を備え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－１２　炉心等（第１５条関係）

第１５条第６項第１号の規定は、燃料体について、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力等の燃料体に加わる負荷に耐えるも

のとすること等を要求している。

申請者は、燃料体は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物（以下「FP」という。）の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による炉心等の設計方針が、運転時の異常な過渡変化時における荷重に対しても耐える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。

なお、申請者が本申請以前から運転時の異常な過渡変化時における荷重も考慮した評価を行っていたことは、過去の申請から確認できる。

Ⅲ－１３　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）

第１６条第２項第２号ニの規定は、使用済燃料の貯蔵施設（乾式キャスクを除く。）において想定される燃料体等の落下時だけでなく、他の重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能（遮蔽能力、最終ヒートシンクへの崩壊熱の輸送、漏えい検知等）が損なわれないよう設計することを要求している。

同条第３項第１号の規定は、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量について、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能な設計とすることを要求している。同項第２号は、外部電源が利用できない場合であっても、使用済燃料貯蔵槽のパラメータの監視が可能な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．使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策

２．使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

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．使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策

第１６条第２項第２号ニの規定は、想定される重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能が損なわれないよう設計することを要求している。

申請者は、使用済燃料の貯蔵施設内において落下のおそれがある重量物を抽出した上で、使用済燃料の貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物の落下を防

止できるよう、以下の設計方針としている。

（１）落下のおそれがある重量物の抽出

落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下のおそれがある重量物の落下時のエネルギーを評価し、気中における落下試験時のチャンネルボックスを取り付けた燃料集合体の落下エネルギー以上となる設備等を抽出している（原子炉建屋原子炉棟の構造物、燃料交換機及び原子炉建屋クレーン)。

（２）抽出された各重量物に対する設計又は運用に関する方針

抽出したそれぞれの重量物に対して、以下のような対策を講じる。

① 原子炉建屋原子炉棟の構造物については、基準地震動による地震力に対して使用済燃料プール内への落下を防止できるように設計する。

② 燃料交換機については、基準地震動による地震力に対して、燃料交換機本体、転倒防止装置及び走行レールに発生する荷重により生ずる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。

③ 原子炉建屋クレーンについては、基準地震動による地震力に対して、クレーン本体及び脱線防止ラグに発生する荷重により生ずる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。また、重量物の移送時には、走行範囲を制限する措置を講ずることで、仮に走行レールから脱落したとしても、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料プールに落下しない設計とする。さらに使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、落下物とならないよう運用上の措置を講ずる。

規制委員会は、申請者の設計方針が、現場状況及び作業実態を調査した上で、当該貯蔵施設の機能に影響を与えないことが既に確認されているチャンネルボックスを取り付けた燃料集合体の落下時のエネルギーと比べてその値が大きい物を、落下によって使用済燃料の貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物として抽出し、それぞれの重量物に対して落下を防止するものであることを確認した。

２．使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

第１６条第３項第１号の規定は、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量について、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能なように設計することを要求している。また、同項第２号の規定は、外部

電源が利用できない場合においても、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能であることを要求している。

申請者は、使用済燃料プールの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信するように設計するとしている。さらに、外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により、使用済燃料プールの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を監視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、使用済燃料貯蔵槽を監視するために必要なパラメータとして、放射線量に加え、水位及び水温についても、異常の検知や原子炉制御室における監視を可能とし、外部電源喪失時においても監視を可能とするものであることを確認した。

Ⅲ－１４　原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）

第１７条の規定は、発電用原子炉施設には原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器を設けることを要求している。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管（以下「接続配管」という。）のうち、通常時及び設計基準事故時ともに閉となるべきにもかかわらず、通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある弁を有する配管については、原子炉側からみて、第２隔離弁を含むまでの範囲を、原子炉冷却材圧力バウンダリ（クラス１機器）とすることとしている。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

１．通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有する接続配管は、原子炉側からみて、第２隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする。

２．通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有する接続配管のうち、弁の施錠管理を行うことにより開とならない運用とする場合は、原子炉側からみて、第１隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする。

３．原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないよう十分なじん性を有する設計とする。また、クラス１機器としての供用期間中検査を可能とする。

４．新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、クラス１機器における要求を満足していることを確認する。また、クラス１機器としての供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管を抽出するとしていること、当該機器及び配管をクラス１機器として位置付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するものと判断した。

Ⅲ－１５　安全保護回路（第２４条関係）

第２４条第６号の規定は、安全保護回路は不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計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．安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。

２．安全保護系のデジタル計算機は、通信状態を監視し、送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断した上で、通信を送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。

３．安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。

４．安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とする。

５．発電所出入管理により、物理的アクセスを制限する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことが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－１６　放射性廃棄物の処理施設（第２７条関係）

申請者は、新たに重大事故等対処施設を設置するためのスペースを確保するため、サプレッションプール水貯蔵タンク等（放射性液体廃棄物の処理施設に関連する設備であり、サプレッションプール水を一時的に貯留する等の能力を有するが、放射性液体廃棄物を処理する能力を有しない。）を撤去するとしている。

当該設備の撤去後においても、放射性液体廃棄物を処理する施設は、その能力に変更はないとしており、かつ、放射性液体廃棄物の処理施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止する設計に変更はないとしている。

なお、設備の撤去に伴い発生する放射性廃棄物は除染後、金属製の容器等に収納し、固体廃棄物の貯蔵施設で貯蔵するとしている。

規制委員会は、当該設備の撤去後においても、放射性廃棄物を処理する能力に変更がないこと及び液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止する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－１７　保安電源設備（第３３条関係）

第３３条の規定は、保安電源設備について、安全施設への電力の供給が停止することがないよう設計することを要求している。また、外部電源喪失時における発電所構内の電源として、必要な電力を供給するよう設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

１．保安電源の信頼性

（１）発電所構内における電気系統の信頼性

（２）電線路の独立性

（３）電線路の物理的分離

（４）複数号炉を設置する場合における電力供給確保

２．外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

（１）非常用電源設備等

（２）隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

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．保安電源の信頼性

（１）発電所構内における電気系統の信頼性

第３３条第３項の規定は、保安電源設備について、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するよう設計することを要求している。

申請者は、保安電源設備について、安全施設への電力の供給が停止することがないよう設計するとしている。安全施設に対する電気系統を構成する機器は、短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知し、検知した場合には遮断器により故障箇所を隔離することにより故障による影響を局所化することができるとともに、他の安全機能への影響を限定できるよう設計するとしている。また、1 相開放時は、電力の供給の安定性を回復できる設計としている。重要安全施設に対する電気系統については、開閉所の母線について 275kV 母線を 4 母線、66kV 母線を 1 母線、所内の非常用高圧母線について 3 母線で構成することにより、多重性を有し、系統分離が可能である母線構成としており、電気系統を構成する機器は、規格等で定められた適切な仕様とするとともに、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易な設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、以下の点を考慮する方針としていることを確認した。

① 保安電源設備については、安全施設への電力の供給が停止することがないようにすること、電力系統の異常の検知とその拡大防止については、遮断器により短絡等の故障による影響を局所化するとともに、他の安全機能への影響を限定できること。

② 外部電源に直接接続している変圧器の 1 次側において、3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことによって、安全施設への電力の供給の安定性を回復できること。

③ 重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易であること。

（２）電線路の独立性

第３３条第４項の規定は、設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも２回線について、それぞれ互いに独立しているものであって、当該施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該施設を電力系統に連系する設計とすることを要求している。

申請者は、本発電所について、送受電可能な 275kV 送電線（牡鹿幹線及び松島幹線）2 ルート各 2 回線と、受電可能な 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。））1 ルート 1 回線の 3 ルート 5 回線で電力系統に連系しており、

275kV 送電線は約 28 ㎞離れた石巻変電所及び約 84㎞ 離れた宮城中央変電所に連系し、66kV 送電線は約 8㎞ 離れた女川変電所及び万石線を経由し、上流側の接続先である約 22 ㎞離れた西石巻変電所に連系するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先の変電所等が停止した場合であっても、当該発電用原子炉施設に接続された送電線による電力の供給が停止しないとしており、独立性を有するものであることを確認した。

（３）電線路の物理的分離

第３３条第５項の規定は、設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも１回線について、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とすることを要求している。

申請者は、275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線と、275kV 送電線（松島幹線）2 回線及び 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線）1 回線について、同一の送電鉄塔に架線しない設計とした上で、大規模な盛土崩壊、大規模な地すべり等による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保するとともに、強風又は着氷雪による事故防止対策の実施により、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、地滑り等の共通要因にて電力の供給が全て同時に停止しないように、電線路のうち少なくとも一回線は、他の回線と物理的に分離して受電できるものであることを確認した。

（４）複数号炉を設置する場合における電力供給確保

第３３条第６項の規定は、設計基準対象施設に接続する電線路について、同一の発電所の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの２回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないよう設計することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設に連系する送電線について、受電可能な 5 回線を有し、いずれの 2 回線が喪失しても、それ以外のいずれかの 1 回線により 2 号炉に必要な電力を供給し得る容量を備える構成とし、275kV 送電線は、母線連絡遮断器を介し、母線のタイラインにより起動変圧器を介して 2 号炉に接続するとともに、66kV 送電線は予備変圧器を介して接続する設計としている。また、開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とした上で、遮断器等の機器についても、耐震性の高いものを使用す

るとしている。また、当該開閉所等は、防潮堤等により津波に対して防護するとともに、塩害を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、設計基準対象施設に接続する電線路のいずれの２回線が喪失した場合でも他の１回線によって２号炉に電力を供給できるものであることを確認した。

２．外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

（１）非常用電源設備等

第３３条第７項の規定は、非常用電源設備及びその附属設備について、多重性又は多様性、及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とすることを要求している。

申請者は、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮し、必要な容量のものを各々別の場所に 3 台備え、それぞれ非常用高圧母線に接続するとしている。設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機等の連続運転に必要とする燃料を貯蔵する設備として、軽油タンクを設置し、7 日間の連続運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵するとしている。

蓄電池は、非常用３系統を各々異なる区画に設置し、多重性及び独立性を確保することで、いずれか１系統の単一故障が発生した場合でも、残りの２系統により設計基準事故に対処するための設備の機能を確保する容量を有する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、非常用電源設備について、多重性及び独立性を考慮し、それぞれ別の場所に設置することにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備の機能が損なわれないよう十分な容量を有するものであることを確認した。

（２）隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

第３３条第８項の規定は、設計基準対象施設について、隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合にあっても、これに過度に依存しない設計とすることを要求している。

申請者は、非常用電源設備及びその附属設備は号炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計としている。

規制委員会は、申請者が、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等を共用しない設計とすることを確認した。

Ⅳ　重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて原子炉等規制法は、重大事故（炉心の著しい損傷その他の重大な事故）への対策を規制の対象と位置付け、平成 25 年７月に施行された。この際、設置許可基準規則及び重大事故等防止技術的能力基準が併せて施行されている。

本章においては、申請者の計画が、設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準のうち１．０から１．１９項に適合しているか否かを審査した。

また、Ⅴ章においては、重大事故等防止技術的能力基準２．１項に適合しているか否かを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。

１．重大事故等の拡大の防止等（第３７条）

申請者は、事故の想定を幅広く行い、その想定した事故に対して有効な対策を計画しなければならない。

（１）事故の想定

事故の原因となる事象の抽出、起因事象（※[8]）と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に行っているかを審査する。

起因事象と安全機能の喪失の組合せは多数存在することから、効率的に対策を計画するため、起因事象、安全機能の喪失状況、対策の共通性に着目して少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。その上で、事故シーケンスグループ等ごとに事故の進展や対策の実施等の観点から最も厳しい重要事故シーケンス等を選定する。すなわち、重要事故シーケンス等に対して対策が有効であれば、その対策は当該重要事故シーケンス等が含まれる事故シーケンスグループ等に対して有効であるものと判断できる重要事故シーケンス等を選定する。これらが適切に行われているかを審査する。

（２）有効性評価

事故シーケンスグループ等ごとに、申請者の計画する対策が、当該事故シーケンスグループ等の特徴を踏まえたものか審査する。その上で、重要事故シーケンス等に対して申請者が計画している対策の有効性について、適切な解析手法を用いているか、解析結果が評価項目を満たしているか、解析コード等の不確かさを考慮しても評価項目を満たしていることに変わりはないかを審査す

（※[8]）通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器破損及び燃料損傷に波及する可能性のある事象（外部電源喪失、LOCA 等）。以下この章において同じ。

る。また、当該対策が要員及び燃料等の観点からも対応可能であるかを審査する。

２．設備及び手順等（第３８～第４１条、第４３～第６２条、重大事故等防止技術的能力基準１．０～１．１９）

申請者は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた対策や前記のように網羅的かつ体系的に想定した事故への対策に関する設備及び手順等を適切に整備する必要がある。さらに、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する必要がある。

（１）設備及び手順等に対して要求される共通事項（第３８～第４１条、第４３条、重大事故等防止技術的能力基準１．０）

地震及び津波などにより機能を喪失しないこと、炉心損傷防止などに必要な性能を確保することなどは、重大事故等に対処するための設備及び手順に対して要求される共通の事項であり、これらが適切になされる方針であるか審査する。

（２）機能ごとに要求される事項（第４４～第６２条、重大事故等防止技術的能力基準１．１～１．１９）

①　設置許可基準規則等の逐条において必要とされる設備及び手順等

設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準第１項は、主として福島第一原子力発電所事故の教訓から導かれた要求事項から構成されている。申請者が設備及び手順等を整備する上での申請者の方針が、要求事項にのっとった適切なものであるかについて審査する。

②　有効性評価において必要とされる設備及び手順等

上記有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備が、適切な方針の下に行われるかを審査する。

③　申請者の自主的な設備及び手順等

機能喪失の原因分析などを行った上で、さらなる対策の抽出を行い、上記以外の設備及び手順等を整備するなど自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。なお、有効性評価においては厳しい条件で解析を行うため、故障した設備の復旧などは見込まないが、実際には復旧対策などの自主的な対応が行われる。このため、

全体としての対策の実現性を検討するためには、自主的な対応も確認することが必要である。

３．大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力基準２．１）

申請者は、原子炉施設が大規模な損壊に至った場合に対しても、事故の影響を緩和する対策を整備しておく必要がある。

重大事故等防止技術的能力基準２．１項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における手順書、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を適切に整備する方針であることを要求している。

Ⅴ章において、申請者の計画が、大規模損壊に対する手順書、体制及び資機材の整備が大規模損壊発生時の特徴を踏まえた適切な方針であるかを審査する。

Ⅳ－１　重大事故等の拡大の防止等（第３７条関係）

第３７条は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、重大事故が発生した場合においては、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じることを要求している。

また、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、運転停止中（※[9]）における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じ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。

Ⅳ－１．１　事故の想定

Ⅳ－１．２　有効性評価の結果

Ⅳ－１．２．１　炉心損傷防止対策

Ⅳ－１．２．２　格納容器破損防止対策

Ⅳ－１．２．３　使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

Ⅳ－１．２．４　運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

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。

（※[9]）停止中評価ガイドでは、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間としている。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除くとしている。

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重大事故等対処設備及びその手順等の整備の方針は、Ⅳ－２からⅣ－４に示している。

Ⅳ－１．１　事故の想定

第３７条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする原子炉施設において「想定する事故シーケンスグループ（※[10]）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※[11]）」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、有効性評価の対象とするとしている。また、格納容器破損モードごとに、格納容器の破損に至る重要な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定するとしている。

また、SFP 評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷防止については、想定事故１及び想定事故２を想定するとしている。

さらに、停止中評価ガイドは、燃料の著しい損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

事故シーケンスグループ等（設置許可基準規則解釈において、必ず想定することを要求しているもの）は、以下のとおり。

①　運転中の事故シーケンスグループ

a.　高圧・低圧注水機能喪失
b.　高圧注水・減圧機能喪失
c.　全交流動力電源喪失
d.　崩壊熱除去機能喪失
e.　原子炉停止機能喪失
f.　LOCA 時注水機能喪失

（※[10]）起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数若しくは複数の事故シーケンスを含む。
（※[11]）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

② 格納容器破損モード

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
d. 水素燃焼
e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

③ 想定事故１及び想定事故２

a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失

④ 運転停止中の事故シーケンスグループ

a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）
b. 全交流動力電源喪失
c. 原子炉冷却材の流出
d. 反応度の誤投入

１．申請内容

申請者は、事故シーケンスグループ等の特定及び事故シーケンスグループ等ごとの重要事故シーケンス等の選定については、以下のとおりとしている。

（１）運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

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損傷に至る事故シーケンスの抽出

内部事象レベル 1PRA（※[12]）の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベ

（※[12]）PRA には、①偶発故障又は人的過誤により発生する事故と、②地震等特定の事象により発生する事故を対象とするものがある。①を「内部事象 PRA」と呼ぶ。なお、IAEA ガイド(SSG-3)ではレベル 1PRA の評価対象として偶発故障、内部ハザード（内部火災等）及び外部ハザード（地震等）の３つとしている。

ントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

b. PRA に代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討

内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。

具体的には、内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。

また、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

c. 必ず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類型化して事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する 7 つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震特有の 7 つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、格納容器損傷、圧力容器損傷、計測・制御系喪失、格納容器バイパス、Excessive LOCA)、津波特有の 1 つの事故シーケンス（複数の安全機能喪失）が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。

d. PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定

上記の 8 つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かを、PRA の結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループとの比較により検討した。そ

の結果、地震特有の７つの事故シーケンスは、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、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対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られること（「Ⅴ　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への対応」を参照）を確認した。また、津波特有の１つの事故シーケンスについては、頻度の観点から、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、津波の建屋内への流入により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、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対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認した。

以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、地震特有の７つの事故シーケンス及び津波特有の１つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。

よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。

e.　原子炉格納容器の機能に期待する事故シーケンス

国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、想定する事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする。

②　重要事故シーケンスの選定

有効性評価ガイドの指定する４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重要事故シーケンスを選定した。4 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

が重要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）運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

①　格納容器破損モードの抽出

a.　PRA の知見を活用した格納容器破損モードの検討

内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損（※[13]）に係る以下の水素燃焼を除く 11 の格納容器破損モードを一般社団法人日本原子力学会（以下「日本原子力学会」という。）の PRA に関する実施基準（※[14]）にのっとって検討対象とした。また、水素燃焼については、その対策として原子炉格納容器内を窒素置換していることから、日本原子力学会の PRA 実施基準の BWR 分類例では対象外としているが、窒素置換対策の有効性を確認する目的で検討対象とした。

1）　インターフェイスシステム LOCA
2）　格納容器隔離失敗
3）　原子炉圧力容器内での水蒸気爆発
4）　雰囲気圧力･温度による静的負荷(過圧破損(未臨界確保失敗))
5）　原子炉圧力容器外での水蒸気爆発
6）　格納容器雰囲気直接加熱
7）　溶融物直接接触
8）　溶融炉心・コンクリート相互作用
9）　雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）
10）雰囲気圧力･温度による静的負荷(過圧破損(崩壊熱除去失敗))
11）雰囲気圧力･温度による静的負荷(過圧破損(長期冷却失敗))
12）水素燃焼

b.　PRA に代わる方法による格納容器破損モードの検討

内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル 1.5PRA（※[15]）の手法と工学的な判断により検討を実施した。

(※[13]) 日本原子力学会標準においては、事故後に限界耐力以上の負荷によって構造的な損傷を引き起こす原子炉格納容器の状態として、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗と並び用いられている。

(※[14])「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安全評価に関する実施基準」（レベル 2PSA 編）：2008

(※[15]) レベル 1.5PRA とは、炉心損傷後の格納容器破損確率を求めるまでの PRA をいう。

検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失及び地震による格納容器本体の損傷が考えられるが、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失については上記 a.の 12 の破損モードで抽出されていること、地震による格納容器本体の損傷については構造的な損傷による直接的な閉じ込め機能喪失であり国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、原子炉格納容器損傷防止が困難であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル 1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象(※[16])による影響についても上記 a.の 12 の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

c. 評価対象とする格納容器破損モードの抽出

上記 a.において検討対象とした 12 の格納容器破損モードには、必ず想定する 6 つの格納容器破損モードが含まれる。なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）（※[17]）については、BWR の一部の原子炉格納容器（MARK-I 型）に特有の事象であるため、MARK-I 改良型である女川 2 号炉では評価の対象外とする。

原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に溶融炉心が急激に噴出（高圧溶融物放出）した後の格納容器破損モードとして、溶融物直接接触（シェルアタックは対象外とする。）及び格納容器雰囲気直接加熱を考慮している。両者とも、原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力容器を減圧することが格納容器破損防止対策となるため、必ず想定する格納容器破損モードである格納容器雰囲気直接加熱としてまとめる。

必ず想定する格納容器破損モードに分類されない 2 つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）及び 3 つの破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗））、インターフェイスシステム LOCA 及び雰囲気圧力・温度に

(※[16]) 日本原子力学会標準では、格納容器破損の原因となる物理現象として水蒸気爆発、過圧破損、格納容器雰囲気直接加熱等を格納容器内物理現象と呼んでいる。
(※[17]) 日本原子力学会の PRA に関する実施基準では、溶融物直接接触に格納容器直接接触（シェルアタック）が含まれている。

よる静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗））については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。

原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されていること。

格納容器隔離失敗については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を1日に1回確認する運用であること及び事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価したこと。

3つの破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗））、インターフェイスシステムLOCA及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗））については、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価すること。

さらに、雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（長期冷却失敗））及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）は、選定される事故シーケンスが同一となるため、必ず想定する格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）としてまとめる。

よって、想定する格納容器破損モードは以下の5つとする。

- 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（過圧破損（長期冷却失敗）、過温破損）
- 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（溶融物直接接触、格納容器雰囲気直接加熱）
- 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（原子炉圧力容器外での水蒸気爆発）
- 溶融炉心・コンクリート相互作用（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- 水素燃焼（水素燃焼）

②　プラント損傷状態の特定

炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、原子炉格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて分類した。

さらに、PDS ごとに、原子炉格納容器冷却の分岐・ヘディングを考慮し設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c．の５つの格納容器破損モードのいずれかに対応することを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとに PDS を整理した。

③　評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとの PDS から、格納容器への圧力又は温度による負荷の大きさの観点で最も厳しくなる PDS を選定した。この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとした。

さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮した。具体的には表Ⅳ－１のとおり。

（３）使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

想定事故１及び想定事故２を想定する。

（４）運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

①　事故シーケンスグループの特定

運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点から、必ず想定する４つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかった。

②　重要事故シーケンスの選定

停止中評価ガイドの指定する３つの着眼点（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の中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。３つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いた。具体的には表Ⅳ－１のとおり。

２．審査結果

（１）運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとった標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とする PRA に代わる方法として、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。

規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の７つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとって、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていること、津波特有の 1 つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとって、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置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。

また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとった考え方であることから、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重要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４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重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

（２）運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとって検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モー

ドはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。

規制委員会は、申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード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。

（３）運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとった標準的な手法であることを確認した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3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重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当であると判断した。

３．審査過程における主な論点

（１）「津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象」の安全機能への影響について

申請者は、当初、津波が防潮堤の高さ O.P.＋29m を超え敷地に流入する事象に対し、安全機能への影響について、その根拠を明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、申請者に、津波が防潮堤を超えた場合の浸水範囲を特定し、安全機能への影響を検討するように求めた。

申請者は、原子炉建屋等に津波が流入する前に海水ポンプが機能喪失することを防止するため、新たに海水ポンプエリア周辺に浸水防止壁を設置することとし、その上で、浸水範囲と安全機能への影響について検討を行った。その結果、津波高さ（※[18]）により次の2つに区分されることを示した。

① 津波分類A（津波高さ O.P.＋29m～O.P.＋33.9m）：浸水防止壁の設置等により、津波は海水ポンプエリア内へ浸水しないため、海水ポンプは機能喪失せず、また、原子炉建屋及び制御建屋の入口扉に到達しないため、建屋内に設置されている設備の安全機能は喪失しない。

② 津波分類B（複数の安全機能喪失）（津波高さ O.P.＋33.9m 超過）：原子炉建屋及び制御建屋の入口扉の高さを超えて建屋内に大量浸水が発生し、複数の安全機能が喪失するが、当該区分の津波発生の頻度は極めて低く、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さい。

規制委員会は、申請者が、津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象について、浸水防止壁を設置した上で浸水範囲を特定し、津波高さと安全機能への影響との対応を整理した結果、津波分類Bの発生頻度は極めて低く、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さいこと、また、大規模損壊対策などにより緩和措置を図るとしていることから、新たな事故シーケンスグループとして抽出しないとしていることは、妥当であると判断した。

（※[18]）ここでいう「津波高さ」とは、防潮堤の位置に無限の高さの壁があると仮定し、津波が防潮堤に衝突したとき、せり上がった津波の高さをいう。

表Ⅳ－１　申請者の重要事故シーケンス等の選定について

	事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	選定理由
炉心損傷防止対策	高圧・低圧注水機能喪失		過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗	起因事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。過渡事象後、逃がし安全弁の再閉成功が、逃がし安全弁の再閉失敗に比べて、減圧時の設備容量の観点で、原子炉圧力容器内が高圧状態に維持され、減圧のために逃がし安全弁の大きな吹き出し容量を必要とすることから、より厳しい事故シーケンスとなる。
	高圧注水・減圧機能喪失		過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗	起因事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。
	全交流動力電源喪失	・長期 TB	外部電源喪失＋DG 失敗＋HPCS 失敗（蓄電池枯渇後 RCIC 停止）	全交流動力電源喪失時は、外部電源喪失後非常用ディーゼル発電機 2 台の機能喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失により（HPCS が機能喪失に至る。）、原子炉隔離時冷却系を除く設計基準事故対処設備の注水機能及び除熱機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系の機能達成を阻害する要因である、「蓄電池枯渇後原子炉隔離時冷却系停止」、「原子炉隔離時冷却系本体の機能喪失」、「SRV 再閉失敗」及び「直流電源の喪失」に事故シーケンスグループを分類した。
		・TBU	外部電源喪失＋DG 失敗＋高圧注水失敗（RCIC 本体の機能喪失）	
		・TBP	外部電源喪失＋DG 失敗＋SRV 再閉失敗＋HPCS 失敗	
		・TBD	外部電源喪失＋DG 失敗＋直流電源喪失＋HPCS 失敗	
	崩壊熱除去機能喪失	・取水機能が喪失した場合※1	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	起因事象として抽出された「LOCA」、「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。代表性（炉心損傷頻度が高い。）の観点から、逃がし安全弁の再閉成功を選定する。なお「LOCA」は、原子炉格納容器内に蒸気が放出されるため原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しいが、中小破断 LOCA は LOCA 時注水機能喪失シーケンス、大破断 LOCA は格納容器過圧・過温破損シーケンスで評価する。
		・残留熱除去系が故障した場合※1	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	
	原子炉停止機能喪失		過渡事象＋原子炉停止失敗	起因事象として、「過渡事象」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点で、原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じるなど、原子炉冷却材圧力バウンダリが破断している「LOCA」に比べ、より厳しい事故シーケンスとなる。
	LOCA 時注水機能喪失		中破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗	起因事象として、「中破断 LOCA」を選定する。これは、破断口径が大きく冷却材の流出量が多いため、要求される設備容量の観点で、より厳しい事故シーケンスとなる。
	格納容器バイパス		インターフェイスシステム LOCA	格納容器バイパスに係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。
格納容器破損防止対策	格納容器破損モード		PRA で選定された評価事故シーケンス※2	選定理由
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）		大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失	起因事象として、破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されない「大破断 LOCA」を選定する。
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH 発生）	原子炉圧力容器が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されない過渡事象を選定する。DCH 発生時の原子炉圧力の厳しさの観点から、高圧で維持される逃がし安全弁の再閉成功時が、より厳しい事故シーケンスとなる。
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用		過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）	原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。LOCA は、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく、デブリの保有熱量が小さくなることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。
	水素燃焼		大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失	原子炉格納容器内を窒素で置換しているため、PRA では水素燃焼による格納容器破損シーケンスは選定されない。 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスである、大破断 LOCA＋ECCS 機能喪失とした。
	溶融炉心・コンクリート相互作用		過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）	原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。「LOCA」は、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性があることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。
運転停止中の原子炉における燃料破損防止対策	事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	選定理由
	崩壊熱除去機能喪失		崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	起因事象として、残留熱除去系のフロントライン系故障を選定する。これは、残留熱除去系のフロントライン系故障、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失のうち、残留熱除去系のフロントライン系故障と残留熱除去系のサポート系故障では崩壊熱除去機能への影響は同じであるが、余裕時間の観点で残留熱除去系のフロントライン系故障が厳しい。なお、外部電源喪失後の崩壊熱除去機能は「全交流動力電源喪失」に包絡される。
	全交流動力電源喪失		外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	起因事象として、外部電源喪失時の交流電源喪失を選定する。
	原子炉冷却材の流出		原子炉冷却材の流出（RHR 切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	起因事象として、事象認知までに要する時間、代表性（炉心損傷頻度が高い。）の観点から残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤りを選定する。
	反応度の誤投入		制御棒の誤引き抜き	反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。

※1　有効性評価ガイドの要求を踏まえ、崩壊熱除去機能喪失のシーケンスグループを「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」に事故シーケンスグループを分類した。

※2　有効性評価における評価事故シーケンスでは、事象進展をより厳しくする観点などから、PRA で選定された評価事故シーケンスに複数の機能の喪失の重畳を考慮している。

Ⅳ－１．２　有効性評価の結果

第３７条は、想定する事故シーケンスグループ等ごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。

事故シーケンスグループ等ごとの申請内容、審査結果及び審査過程における主な論点は以下のとおりである。

Ⅳ－１．２．１　炉心損傷防止対策

第３７条第１項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷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と要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈において、「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するという要件を満たすものとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の（a）から（d）の項目（以下「炉心損傷防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。

(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（※[19]）。

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下回ること。

(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

また、有効性評価ガイドでは、格納容器圧力逃がし装置による排気（以下「格納容器ベント」という。）を実施する場合には、「敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する」としている。

なお、上記の評価項目（c）及び（d）において限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合の根拠と妥当性については、「Ⅳ－１．２．２　格納容器破損防止対策」に示している。

（※[19]）「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

(a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。

(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

Ⅳ－１．２．１．１　高圧・低圧注水機能喪失

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける（※[20]）。

④ 安定状態（※[21]）に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。な

（※[20]）本審査書においては、既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備とする場合には「重大事故等対処設備として位置付ける」とし、それ以外については「重大事故等対処設備として新たに整備する」と整理した。

（※[21]）有効性評価ガイド 2.2.1(4)では、「原子炉が安定停止状態」と示しているが、原子炉及び原子炉格納容器を安定させる必要がある場合は「安定状態」としている。

お、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系には、サプレッションチェンバ側及びドライウェル側の 2 経路がある。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び事象進展解析に用いるコード（以下「解析コード」という。）の選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

a.　重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、逃がし安全弁の再閉失敗に比べて、原子炉圧力容器内が高圧状態に維持され、減圧のために逃がし安全弁の大きな吹出し容量を必要とすることなど、より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：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。また、本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）が高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP 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。）：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に原子炉再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）が停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3（※[22]））による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。

d.　重大事故等対処設備の機器条件（以下「機器条件」という。）：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ 2 台の注水特性に従うものとし（設計値として最大 199m^3/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自

（※[22]）申請者は、燃料有効長頂部より上の原子炉水位について、低い方よりレベル 1（燃料有効長頂部から＋47cm）からレベル 8（燃料有効長頂部から＋560cm）までの水位を設定している。水位レベルは原子炉隔離時冷却系等の機器動作条件と関連づけられている。その他の水位レベルは略語等を参照。

動減圧機能）6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いる原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 88m³/h とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]において、10.0kg/s とする（※[23]）。

e. 重大事故等対処設備の操作条件（以下「操作条件」という。）：原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間等を考慮し、事象発生から 25 分後とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端－0.4m（通常運転水位＋約 2m））に到達後、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を停止し、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル 2）における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.69MPa[gage]に抑えられる。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却により、PCT は約 859℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子

（※[23]）耐圧強化ベント系を用いた場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合と比較して、排気流量は大きくなり、原子炉格納容器内の圧力の低下傾向は大きくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の条件に包絡される。以下同じ。

炉格納容器からの除熱（事象発生から約 45 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.427MPa[gage]、最高温度は約 154℃に抑えられる。

c. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量は、格納容器ベントをより早期に実施する事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」での評価結果（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時：約 8.3×10^{-2}mSv、耐圧強化ベント系によるベント時：約 7.9×10^{-2}mSv）以下であり、5mSv を下回る。

d. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c.より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

SAFER（※[24]）及び CHASTE は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点と

（※[24]）SAFER の適用性については「Ⅳ－１．２．５ 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、CHASTE、REDY、SCAT、MAAP 及び APEX についても同様。

するが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 25 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。また、この場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 40 分後（解析上の開始時間に対して 15 分遅れ）に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 966℃となる。この結果より、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。また、この場合の原子炉格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 3.5×10^{-1}mSv、耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 3.4×10^{-1}mSv であり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達したとき（事象発生から約 45 時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 1.5 時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 0.854MPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・

過温破損)」においても事象発生から約 51 時間後であり、約 5 時間以上の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,800m^3 である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3、淡水貯水槽に約 10,000m^3 の水を保有しており、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要となる軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）に

よる原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、さらに、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概ね満足することに変わりがないことを確認した。

なお、申請者が行った解析では、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（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）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重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「高圧・低圧注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、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）炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断

原子炉圧力容器の減圧は、原子炉冷却材の保有水量の低下を伴うため、その開始判断を適切に行う必要がある。

申請者は、当初、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧の判断基準を明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、減圧開始の判断基準を明確にするように求めた。

申請者は、これに対して、低圧注水への移行を目的として、炉心損傷前において、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動（※[25]）を確認できた場合に原子炉圧力容器を減圧すると説明した。

これにより、規制委員会は、炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断が適切に行われることを確認した。

（２）燃料被覆管の破裂が敷地境界における実効線量に与える影響

申請者は、当初、本重要事故シーケンスでは燃料被覆管の破裂が生じないとし、炉心損傷が発生する前の原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量を、燃料被覆管の破裂が生じないという条件で評価していた。申請者は、燃料被覆管の破裂の有無を判断するために試験データに基づく破裂判定曲線を用いたが、本重要事故シーケンスの解析結果は破裂条件に接近しており、試験データのばらつきや解析の不確かさを考慮した場合、破裂の可能性を否定できず、敷地境界の実効線量が 5mSv 以下となることが根拠とともに示されていなかった。

このため、規制委員会は、申請者に対して、燃料被覆管の破裂が原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界の実効線量に与える影響を評価し、解析の不確かさを考慮した場合の成立性を示すことを求めた。

申請者は、燃料被覆管の破裂及びそれらからの放射性物質の放出の影響を確認するため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却の開始時間を 15 分遅らせた場合の敷地境界での実効線量を評価し、その結果が上記１．（２）③ｂ．イ．のとおり約 3.5×10^{-1}mSv 以下であることを示した。

これにより、規制委員会は、燃料被覆管の破裂が敷地境界での実効線量に及ぼす影響を評価していること及び炉心損傷を判断した場合には炉心損傷後の対策を行う手順が整備されることを確認した。

（３）長期的な原子炉格納容器の安定状態の維持

（※[25]）申請者は、「低圧注水系又は低圧代替注水系のうち１系統以上の起動」を、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水給水系のうち１系統起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）のうち１系統以上起動することとしている。

申請者は、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度について、評価項目を満足するものの、高め（約 112℃）に推移している解析結果を示している。

このため、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持するための対策として、残留熱除去系の復旧並びに残留熱除去系の熱交換器が使用できない場合の対応を示すことを求めた。

申請者は、残留熱除去系の復旧手順を整備し残留熱除去系ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプ電動機並びにポンプ部品の予備品を確保すること、また、残留熱除去系の復旧が困難な場合には、自主対策として、可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱、原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱及び原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を整備することを示した。

これらにより、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器からの除熱を行うための対策が整備されることを確認した。

Ⅳ－１．２．１．２　高圧注水・減圧機能喪失

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と原子炉減圧機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失し、原子炉圧力容器の減圧ができず高圧状態が継続する。逃がし安全弁（※[26]）（逃がし弁機能）によっても高圧状態が継続し低圧注水が実施できず、原子炉圧力の制御に伴う水蒸気の流出により原子炉

（※[26]）逃がし安全弁には、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるために、弁入口圧力がスプリング荷重に打勝って開放する安全弁機能のほか、外部からの信号（原子炉圧力高）により強制的に開放する逃がし弁機能がある。さらに、事故時に低圧注水系が運転可能な圧力まで原子炉圧力を速やかに低下させるために、原子炉水位低（レベル 1）及びドライウェル圧力高の同時信号により逃がし安全弁を強制的に開放する自動減圧機能がある。

水位が低下し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、自動減圧系の作動ロジックを追加することにより原子炉圧力容器を減圧するとともに、低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③ 初期の対策：代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧並びに低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を実施する。このため、代替自動減圧回路を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持並びに低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。その後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を継続し、残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に切り替えて原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より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：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

c. 事故条件：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に再循環ポンプが停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。

d. 機器条件：代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、原子炉水位低（レベル 1）到達から 10 分後とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。低圧炉心スプレイ系及び 3 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル 1）で自動起動するものとする。低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし（最大 1,135m^3/h）、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。残留熱除去系（低圧注水モード）3 系統による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うもの（1 系統当たり最大 1,191m^3/h）とする。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッションプール水温又は原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 26℃において約 8.8MW とする。

e. 操作条件：残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉水位高（レベル 8）を確認後、実施する。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の開始時間は、事象発生から 12 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル 2）における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.69MPa[gage]に抑えられる。また、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約 749℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著し

くなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱により、原子炉格納容器内の最高圧力は約 0.034MPa[gage]、最高温度は約 83℃に抑えられる。

c. 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大

きくなる。

イ．操作条件の不確かさの影響

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の操作開始は、事象発生から約 40 分後としている。操作開始が遅れた場合であっても、原子炉格納容器の最高使用圧力の 0.427MPa[gage]に至る時間は、「Ⅳ－１．２．１．１　高圧・低圧注水機能喪失」において事象発生から約 45 時間後であり、44 時間以上の余裕があることから十分な時間余裕がある。

c.　感度解析による影響評価

本重要事故シーケンスでは、低圧炉心スプレイ系及び 3 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却に期待しているが、仮に 1 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）のみによる炉心の冷却の場合でも、PCT は約 797℃及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となり、評価項目を満足することに変わりはない。

d.　不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

①　本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、13 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

②　本重要事故シーケンスでは、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要となる軽油量は約 735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電

を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計約 760kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」において、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに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概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（高圧炉心スプレイ系等）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重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「高圧注水・減圧機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．１．３　全交流動力電源喪失

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後（※[27]）、交流動力電源を必要とする安全機能を有する機器が機能を喪失する「全交流動力電源喪失（長期 TB)」において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

さらに、「全交流動力電源喪失（長期 TB)」に原子炉隔離時冷却系の本体故障による高圧注水失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBU)」、直流電源の喪失が重畳する「全交流動力電源喪失（TBD)」及び逃がし安全弁の開固着による再閉失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBP)」を考慮し、計 4 つの事故シーケンスグループにおいて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

１－１　全交流動力電源喪失（長期 TB）

（１）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失する。原子炉隔離時冷却系が起動し炉心の冷却が維持されるが、その後、直流電源の枯渇により炉心を冷却できなくなり、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、直流電源を確保し原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、125V 蓄電池 2A を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉

（※[27]）ここでの非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失とは、設計基準事故対処設備に位置付けている発電機の喪失をいう。

隔離時冷却系及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持並びに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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.　重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋HPCS 失敗（蓄電池枯渇後 RCIC 停止）」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

b.　解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

c.　事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心

スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。

d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 90.8㎥/h とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 130㎥/h）に従うものとする。ガスタービン発電機による給電を開始した後の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし（最大 1,191㎥/h）、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において約 16MW とする。

e. 操作条件：ガスタービン発電機による給電の開始時間は、事象発生から 24 時間後とする。この条件に関連して、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は事象発生から 24 時間後とし、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は事象発生から 25 時間後とする。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却は、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に実施する。

原子炉隔離時冷却系を含めて必要な直流電源については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa[gage]に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持される。また、事象発生から 24 時間後のガスタービン発電機による給電の開始後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）(復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.366MPa[gage]、最高温度は約 153℃に抑えられる。

c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が概ね維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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、格納容器圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ．操作条件の不確かさの影響

現場における直流電源の負荷切離しは、事象発生 8 時間後から操作時間 60 分で実施するとしているが、負荷切離しの対象となる負荷について 9.5 時間以上給電を継続可能であるため、時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は 30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約760m³である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m³の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約42kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により復水貯蔵タンクへ7日間給水した場合に必要となる軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能である。

１－２　全交流動力電源喪失（TBU）

（１）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に原子炉隔離時冷却系の本体故障により原子炉隔離時冷却系が機能を喪失する。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、直流電源を確保し高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③ 初期の対策：高圧代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧代

替注水系及び125V蓄電池2Bを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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.　重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧注水失敗（RCIC本体の機能喪失）」を選定する。

PRAの手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

b.　解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。

c.　事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が本体故障により機能喪失するものとする。

d.　機器条件：高圧代替注水系は中央制御室から遠隔で手動起動し、原子炉水位回復後は原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である90.8m^3/hとする。

その他の機器条件は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失している点を除き、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。

e. 操作条件：高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 15 分後とする。

ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の操作の条件は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

高圧代替注水系を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 全交流動力電源喪失の発生後、原子炉隔離時冷却系の起動に失敗するが、高圧代替注水系による炉心の冷却によって原子炉水位は維持される。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と比較した場合、手動起動の高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認及び起動操作に時間を要するため、自動起動の原子炉隔離時冷却系よりも起動の開始が遅れ、原子炉水位は原子炉水位低（レベル 2）程度まで低下するが、その後の高圧代替注水系による炉心の冷却により原子炉水位は回復する。原子炉水位回復後において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系以外の操作条件は同一であるため、事象進展の過程を通して、解析結果は「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と概ね同様となる。

以上のことから、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

b.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認を起点とした高圧代替注水系の手動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ．操作条件の不確かさの影響

高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は事象発生から 15 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

高圧代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 50 分後（解析上の開始時間に対して 35 分の遅れ）に炉心の冷却を開始した場合、炉心が一旦露出して燃料被覆管温度が上昇するものの、その最高温度は約 458℃であり 1,200℃を超えないため、評価項目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、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

①　本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一であり、対応が可能である。

②　本重要事故シーケンスにおいて、高圧代替注水系及び低圧代替注水系

（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 730m³ である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m³ の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能である。

１－３　全交流動力電源喪失（TBD）

（１）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD)」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に直流電源が機能を喪失するため、原子炉隔離時冷却系を起動できない。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、代替直流電源を確保し高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③ 初期の対策：高圧代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧代替注水系及び 125V 代替蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを

重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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.　重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋直流電源喪失＋HPCS 失敗」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

b.　解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

c.　事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が直流電源喪失により機能喪失するものとする。

d.　機器条件：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。

e.　操作条件：高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は、125V 代替蓄電池からの受電操作等を考慮し、事象発生から 40 分後とする。

ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の操作の条件は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

高圧代替注水系を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa[gage]に抑えられる。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、一時的に炉心が露出することにより被覆管温度は上昇するが、高圧代替注水系による炉心の冷却により、PCT は約 309℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.375MPa[gage]、最高温度は約 155℃に抑えられる。

c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の不確かさの影響については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一である。

b.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認を起点とした高圧代替注水系の手動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ．操作条件の不確かさの影響

高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は事象発生から 40 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

高圧代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 50 分後（解析上の開始時間に対して 10 分の遅れ）に炉心の冷却を開始した場合、炉心が一旦露出して燃料被覆管温度が上昇するものの、その最高温度は約 458℃であり 1,200℃を超えないため、評価項目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、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

①　本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一であり、対応が可能である。

②　本重要事故シーケンスにおいて、高圧代替注水系及び低圧代替注水系

（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 730m³ である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m³ の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能である。

１－４　全交流動力電源喪失（TBP）

（１）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP)」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に 1 個の逃がし安全弁が開状態のまま固着する。このため、原子炉隔離時冷却系が起動して炉心が冷却されるが、開固着した逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉圧力が低下する。原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉隔離時冷却系が停止し炉心損傷に至る前に、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、125V 蓄電池 2A を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

また、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器を減圧し、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により炉心を冷却する。このため、直流駆動低圧注水

系ポンプ、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 250V 蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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.　重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋SRV 再閉失敗＋HPCS 失敗」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)の機能喪失」の重畳を考慮する。

b.　解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一である。

c.　事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、1 個の逃がし安全弁が開固着するものとする。

d.　機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力が 1.04MPa[gage]に低下するまで炉心の冷却を継続するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 90.8m^3/h とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個（開固着している弁を除く。）を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 80m^3/h）に従うものとする。

ガスタービン発電機による給電を開始した後の低圧代替注水系（常

設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 130m³/h）に従うものとする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし（最大 1,191m³/h）、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において約 16MW とする。

e. 操作条件：低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、系統の構成等に要する時間を考慮して、事象発生から 52 分後とする。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の準備が終了し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が停止した時点で実施する。ガスタービン発電機による給電、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の操作の条件は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa[gage]に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持されるが、逃がし安全弁が開固着しているため、事象発

生から約 52 分後に原子炉隔離時冷却系が停止する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.345MPa[gage]、最高温度は約 147℃に抑えられる。

c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、速やかに低圧注水手段を準備する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変

わりはない。

イ．操作条件の不確かさの影響

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却開始時間は事象開始から 52 分後としている。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、低圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 85 分後（解析上の開始時間に対して 33 分の遅れ）に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、PCT は約 743℃となり 1,200℃を超えないため、評価項目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、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 780m^3 である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3 の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長

期 TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流電源を用いた蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU)」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流電源を用いた蒸気駆動の高圧代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD)」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替直流電源を用いた蒸気駆動の高圧代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP)」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流駆動低圧注水系ポンプによる炉心の冷却、さらに、これらの事故シーケンスグループに対して計画しているガスタービン発電機による給電、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、復水移送ポンプによる炉心の冷却又は原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

各事故シーケンスグループにおいて、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ)、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）又は残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、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概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系等）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重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」を４つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB)」、「全交流動力電源喪失（TBU)」、「全交流動力電源喪失（TBD)」及び「全交流動力電源喪失（TBP)」に分割し、各事故シーケンスグループ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「全交流動力電源喪失」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「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、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）重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重大事故等対策の有効性を確認するための重要事故シーケンスとして、当初は「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋HPCS 失敗」のみを選定し、他の事故シーケンスは他の事故シーケンスグループにおける評価により包絡されるとしていた。

規制委員会は、機能喪失及び事象進展に関する事故シーケンスグループ間の包絡関係を明確化することを求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因及び対策の包絡性の観点から、4 つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」、「全交流動力電源喪失（TBU)」、「全交流動力電源喪失（TBD)」及び「全交流動力電源喪失（TBP)」を選定するとともに、各事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定した上で有効性評価を実施するとした。

これにより、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割が適切であることを確認した。

（２）事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU)」及び「全交流動力電源喪失（TBD)」に対する有効性評価

これらの事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系が本体の故障又は直流電源の喪失により機能を喪失する。規制委員会は、この条件下においても炉心損傷を回避するための対策を求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の代替となる高圧代替注水系を用いて、原子炉隔離時冷却系の機能喪失確認に要する時間、高圧代替注水系の起動操作に要する時間等を考慮した上で有効性評価を実施した。高圧代替注水系は、直流電源を喪失しても負荷の切離しを行うことで代替直流電源のみで 24 時間の運転が可能であり、原子炉隔離時冷却系と同一の注水特性であることから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB)」と概ね同様の手順により炉心損傷が回避できることが示された。

これにより、規制委員会は、高圧代替注水系及び代替直流電源を用いた重大事故等対策の有効性を確認した。

（３）事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP)」に対する有効性評価

本事故シーケンスグループでは、原子炉圧力が低下し続けるため蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が短時間で停止するとともに、開固着した逃がし安全弁から冷却材が流出し続ける。このため、申請者は、炉心損傷を防止できないとし、有効性評価ガイドの解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」の適用を除外するとしていた。

規制委員会は、この場合、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられているとは言えないことから、本事故シーケンスグループに対しても解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」を適用した上で、駆動源の異なる注水等、多様な手段による対策を検討するよう求めた。

申請者は、本事故シーケンスグループにおいてこの解析条件を設定し、全交流動力電源喪失環境下における系統の構成等の成立性を考慮した上で、直流駆動低圧注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水等による対策の有効性を示した。

これにより、規制委員会は、本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策の有効性が示されたことを確認した。

Ⅳ－１．２．１．４　崩壊熱除去機能喪失

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、崩壊熱除去系のサポート

系（※[28]）故障とフロントライン系（※[28]）故障の場合とでは、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、両故障についてそれぞれ事故シーケンスを選定する。サポート系故障の事故シーケンスグループとして、１）「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」を、フロントライン系故障の事故シーケンスグループとして、２）「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」を選定し、各事故シーケンスグループについて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

１－１　崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

（１）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、海水を取水する機能を喪失することに伴い最終ヒートシンクへ熱を輸送できなくなることにより、原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。

③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却を実施し、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器を減圧した後は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、125V 蓄電池 2A、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続する。その後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に実施する。このため、原子炉補

（※[28]）フロントライン系とは、設計基準事故対処設備のうち、所要の安全機能を直接果たす設備をいい、フロントライン系が機能を果たすのに必要な設備をサポート系という。以下同じ。

機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定を以下のとおりとしている。

a.　重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より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：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

c.　事故条件：外部電源はないものとする。海水を取水する機能を喪失することに伴い、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の使用ができなくなる。これに、外部電源の喪失を重畳させることにより全交流動力電源喪失となり、ガスタービン発電機による重大事故等対処設備への給電が必要になることなどにより、要員及び資源等の観点では、厳しい設定となる。

d.　機器条件：原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 1,191m^3/h）に従うものとする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において 16MW とする。

e.　操作条件：ガスタービン発電機からの給電の開始時間は、事象発生から 15 分後とする。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、サプレッションプール熱容量制限値を考慮し、事

象発生から 8 時間後とする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して、事象発生から 24 時間後とする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 海水を取水する機能を喪失することに伴い、従属的に、残留熱除去系の除熱の機能、非常用炉心冷却系の機能、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却するとともに、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.68MPa[gage]に抑えられる。

事象発生から 8 時間後、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により炉心の冷却を維持することによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 24 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.311MPa[gage]、最高温度は約 143℃に抑えられる。

c. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の継続、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が概ね維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、減圧後速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却に移行する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉補機代替冷却水系の運転開始時間は事象発生の 24 時間後としており、準備時間の余裕も含めて設定していることから、実際の開始時間は早まる可能性がある。実際の開始時間が早まる場合には、原子炉格納容器内の圧力及び温度を早期に低下させることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

原子炉補機代替冷却水系の操作開始が遅れる場合においても、原子炉格納容器の限界圧力 0.854MPa［gage］に至る時間は、過圧の観点で厳しい「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約 51 時間後であり、約 26 時間以上の余裕があることから、十分な時間余裕がある。

c.　不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 770m^3 である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3 の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションチェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 42kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により復水貯蔵タンクへ 7 日間給水した場合に必要となる軽油量は約 32kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

１－２　崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

（１）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。

③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を実施し、原子炉圧力容器を減圧した後は、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、サプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系には、サプレッションチェンバ側及びドライウェル側の 2 経路がある。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定を以下の

とおりとしている。

a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（残留熱除去系が故障した場合）」を選定する。選定の理由は、事故シーケンスグループ「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。

b. 解析コード：事故シーケンスグループ「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。

c. 事故条件：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に再循環ポンプが停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期における炉心冷却の観点では厳しい設定となる。

d. 機器条件：高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 1,050m^3/h）に従うものとする。原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 90.8m^3/h とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 88m^3/h とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]において、10.0kg/s とする。

e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作は、サプレッションプール熱容量制限値を考慮し、事象発生から 8 時間後に実施する。高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉水位の回復後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）に維持する（※[29]）。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。サプレッションプール水位が真空破壊装置下端－0.4m（通常運転水位＋2.0m）に到達後、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を停止し、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

（※[29]）原子炉圧力容器への注水に原子炉隔離時冷却系を用いた場合は、高圧炉心スプレイ系を用いた場合と比較して、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気として原子炉圧力容器内の蒸気を消費することになり、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は緩和されることから、高圧炉心スプレイ系を用いた場合の条件に包絡される。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 給水流量が全喪失した後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心を冷却する。また、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約7.68MPa[gage]に抑えられる。

原子炉水位が回復し、事象発生から8時間後、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器を減圧し、高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続する。これらにより、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。

b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却し、事象発生から約44時間後、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これらにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約0.427MPa[gage]及び約154℃に抑えられる。

c. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系の使用時の敷地境界での実効線量は、事象発生から格納容器ベント実施までの時間が同等である事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」での評価結果（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時：約8.3×10^{-2}mSv、耐圧強化ベント系によるベント時：約7.9×10^{-2}mSv）と同等であり、5mSv を下回る。

d. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c.より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

SAFER の不確かさの影響については、「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。

MAAP の不確かさの影響についても、「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。

b.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達した時（事象発生から約 44 時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 1.5 時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 0.854MPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約 51 時間後であり、約 6 時間以上の余裕があることから時間余裕がある。

c.　不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要となる水は、7 日間の対応を考慮すると、約 3,750m^3 である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3、淡水貯水槽に約 10,000m^3、合計約 11,192m^3 の水を保有しており、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要となる軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等、また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している高圧炉心スプレイ系等による炉心の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」及び「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」において、原子炉隔離時冷却系による

炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、さらに、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概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（残留熱除去系等）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重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）又は原子炉格納容器フィルタベント系若しくは耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」及び「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「崩壊熱除去機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．１．５　原子炉停止機能喪失

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、主蒸気隔離弁の誤閉止及び負荷の喪失等の運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を低下させることができないことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続し、原子炉水位が低下することにより炉心が露出し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を低下させた後、原子炉水位を維持することにより炉心の冷却を維持し、原子炉を停止する必要がある。

③ 初期の対策：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を低下させる。その後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を維持し、ほう酸水注入系により原子炉を未臨界にする。なお、原子炉圧力容器内の圧力上昇は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて抑制する。また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧を阻止し、急減圧に伴う原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加による原子炉出力の急上昇を防止する。このため、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及び ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系、逃がし安全弁（逃がし弁機能）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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. 重要事故シーケンス：「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点では、主蒸気

隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じることから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。

b. 解析コード:炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、沸騰・ボイド率変化、原子炉圧力容器における冷却材流量変化等を取り扱うことができるREDYを用いる。さらに、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等を取り扱うことができるSCATを用いる。なお、同コードでは、リウェット現象の効果を考慮して評価する場合、日本原子力学会標準で公開された相関式を用いる。

c. 初期条件:炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べて動的ボイド係数の絶対値が大きいことから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点では厳しい設定となる。炉心流量は、原子炉定格出力時の 85%とする。これは、初期炉心流量が小さいほど、初期のボイド率が大きくなることから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点では厳しい設定となる。

d. 事故条件:原子炉スクラムが失敗すること、手動での原子炉スクラムは実施できないこと及び代替制御棒挿入機能は作動しないこととする。

外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、PCT、原子炉格納容器内の圧力及びサプレッションプール水温の上昇の観点では厳しい設定となる。

e. 機器条件:ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)により、原子炉圧力高(7.35MPa[gage])又は原子炉水位低(レベル2)で再循環ポンプが全台トリップするものとする。また、再循環ポンプが1台以上トリップしている状態で、運転点(原子炉出力ー炉心流量)が運転特性図上の高出力ー低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものとする。ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)により、中性子束高(10%以上)及び原子炉水位低(レベル 2)で、自動減圧系及び代替自動減圧回路の作動が阻止されるものとする。逃がし安全弁(逃がし弁機能)の自動作動により原子炉圧力容器内の圧力上昇を抑制するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。高圧炉心スプレイ系はドライウェル圧力高(0.0137MPa[gage])で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた大きめの注水特性(最大1,190m^3/h)に従うものとし、原子炉出力の観点では厳しい設定となる。原子炉隔離時冷却系は

原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、設計値である 90.8㎥/h とする。

f. 操作条件：ほう酸水注入系によるほう酸水の注入開始時間は、原子炉スクラム失敗の確認から 10 分後とする。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は、サプレッションプール水温が 32℃以上であることを確認してから、優先して実施されるほう酸水注入系の起動操作等に要する時間等を考慮し事象発生から 20 分後とする。

高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、サプレッションプール水温が 100℃に到達する前として、事象発生から 15 分後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 0 秒から約 60 秒の期間

主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗し、原子炉圧力上昇によるボイド率の減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管温度は急激に上昇する。約 2 秒後に ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により再循環ポンプ全台がトリップし、炉心流量が低下することにより一時的にボイド率が増加して中性子束が低下し、燃料被覆管温度が低下する。以上により、中性子束は最高 673%まで上昇するが、PCT は約 961℃に抑えられ、また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により約 9.56MPa[gage]に抑えられる。なお、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの約 1%以下である。

b. 約 60 秒から約 10 分の期間

主蒸気隔離弁の閉止により主蒸気が遮断され、給水加熱が喪失し、炉心冷却材温度が低下する。このため、正の反応度が印加されることにより中性子束が徐々に上昇する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じると、燃料被覆管温度が急激に上昇するが、PCT は約 818℃に抑えられる。その後、主復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするため原子炉水位が低下し、炉心流量及び中性子束が低下する。中性子束の低下に伴い蒸気発生量が低下する過程において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の開閉により一時的に原子炉圧力の変動が大きくなるこ

とで、中性子束も変動するが、PCT は約 611℃に抑えられ、再度、大きな上昇に転ずることはない。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却は維持される。

c.　約 11 分以降

事象発生から 11 分後、ほう酸水注入系を中央制御室より手動にて操作する。中性子束は徐々に低下して、原子炉は未臨界状態に至る。また、事象発生から 20 分後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）を中央制御室より手動にて操作する。原子炉格納容器内の圧力及びサプレッションプール水温は、それぞれ約 0.21MPa[gage]、約 116℃に抑えられる。

d.　ほう酸水注入系による未臨界の維持、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の継続、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.から c.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

③　不確かさの影響評価

申請者が行っ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

REDY では、ATWS 時の中性子動特性挙動は一点近似動特性モデルを用いて評価され、その不確かさは、反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。反応度フィードバック効果の不確かさは、REDY の入力値である動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の不確かさの影響を受けるため、「b.　解析条件の不確かさの影響」に記載する。

SCAT では、燃料表面熱伝達等を概ね保守的に評価する相関式を採用しているため、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。

また、REDY 及び SCAT ともに、事象進展中の炉心の出力分布変化を取り扱うことができないが、保守的に中央がピークとなる軸方向出力分布を代表的に与えることにより、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。いずれも、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

動的ボイド係数には、平衡サイクル末期の値を 1.25 倍した値が一律に設定され、動的ドップラ係数には、平衡サイクル末期の値を 0.9 倍した値が一律に設定されている。事象進展中の動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の変動範囲における感度解析により、プラント挙動への影響が小さいこと及び PCT 評価値の上昇幅も数℃程度であることが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

イ．操作条件の不確かさの影響

高圧炉心スプレイ系の水源切替操作については、本操作の解析上の開始時間は、サプレッションプール水温 100℃到達前を考慮して事象発生から 15 分後と設定しているが、この時間はサプレッションプール水温が 80℃に到達した時点から約 6 分を想定しており、本操作が中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、時間余裕がある。

ほう酸水注入系運転操作の開始時間については、事象発生から 11 分後としているが、実際の操作は原子炉スクラムの失敗を確認次第、再循環ポンプの停止確認及び解析上考慮していない自動減圧系作動阻止機能の手動操作後に速やかに実施する手順となっており、実際の操作は早まることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度は解析結果よりも低くなる可能性があり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

c. 感度解析による影響評価

PCT 及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が生じた際にリウェット現象を考慮しているが、リウェット現象を考慮しない場合でも、PCT は約 961℃及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となり、評価項目を満足することに変わりはない。

d. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスでは、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却については、サプレッションプール水を水源として使用できるようになるまでに必要となる水の量は、約 840m^3 である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3 の水を保有しており、対応が可能である。水源を切り替えた後は、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの給水を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計約 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電力供給量が十分に大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の維持、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等が事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」において、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉

出力の低下等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、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概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（原子炉停止機能）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重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下等により炉心損傷を回避した後、ほう酸水注入、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．１．６　LOCA 時注水機能喪失

事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

①　本事故シーケンスグループの特徴：中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出によ

り原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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. 重要事故シーケンス：「中破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、原子炉冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。

b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。また、本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、PCT が高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うこと

ができるMAAPを用いる。

c. 事故条件：破断面積は、1.4cm^{2}とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行う範囲として設定したものである。

破断位置は、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である原子炉再循環配管（出口ノズル）（最大破断面積：約2,100cm^2）とする。この場合、大きな水頭がかかるとともに液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きいことにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

また、外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となる。さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定することから、非常用所内電源設備（交流）の使用ができなくなる。これに、外部電源の喪失を重畳させることによって、ガスタービン発電機による重大事故等対処設備への給電が必要になることなどにより、要員及び資源等の観点でも、厳しい設定となる。

d. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ2台の注水特性に従うものとし（設計値として最大199m^3/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）6個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いる原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して88m^3/hとする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が0.427MPa[gage]において、10.0kg/sとする。

e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間等を考慮し、事象発生から20分後とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。サプレッションプール水位が真空破壊装置下端－0.4m（通常運転水位＋約2m）に到達後、原子炉格納容器代替スプレイ

冷却系（可搬型）を停止し、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

f. 敷地境界の実効線量評価の条件：原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系を用いた場合の敷地境界の実効線量評価では、冷却材中の FP は運転上許容される最大濃度で存在するとし、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの FP の放出量は過去の実測値に基づき余裕を考慮して設定するなど、保守的な設計基準事故時の評価手法を用いる。また、サプレッションチェンバ内でのスクラビング等による除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレイによる無機よう素の除染係数は 5、原子炉格納容器フィルタベント系による有機よう素の除染係数は 50、無機よう素の除染係数は 500 とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 事象発生後、外部電源喪失による原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル 2）による主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.69MPa[gage]に抑えられる。

また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却により、PCT は約 872℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 44 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.427MPa[gage]、最高温度は約 155℃に抑えられる。

c. 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界での実効線量は約 8.3×10^{-2}mSv となり 5mSv を下回る。また、耐圧強化ベン

ト系を用いた場合でも約 7.9×10^{-2}mSv となり 5mSv を下回る（※30）。

d. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c.より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

SAFER 及び CHASTE は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

（※30）原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の評価では、保守的に地上放出としているため、排気筒放出としている耐圧強化ベント系を用いた場合と比較して敷地境界での実効線量が僅かに高い結果となっている。

破断面積の大きさにより原子炉圧力容器からの原子炉冷却材の流出量が変動し、初期の原子炉水位低下挙動に影響を与えるが、破断面積が設定値より小さければ運転員等の操作時間の余裕は大きくなる。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 20 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。また、この場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 25 分後（解析上の開始時間に対して 5 分遅れ）に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 877℃となる。この結果より、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達した時（事象発生から約 44 時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 1.5 時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 0.854MPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約 51 時間後であり、約 6 時間以上の余裕があることから十分な時間余裕がある。

c.　不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操

作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約3,770m^3である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m^3、淡水貯水槽に約10,000m^3、合計約11,192m^3の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約42kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを7日間継続した場合に必要となる軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「中破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗」において炉心の損傷を回避するための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の

冷却等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。

さらに、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概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）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重要な炉心損傷防止対策となり得る。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「中破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、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）中小 LOCA 時の破断の考え方

規制委員会は、重要事故シーケンス「中破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」において、申請者が設定した破断に関する解析条件の妥当性について説明を求めた。

申請者は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行うとの観点から、燃料被覆管の破裂を回避できる範囲（※[31]）を考慮し、破断面積及び破断位置を設定していることを示した。

（※[31]）燃料被覆管の破裂が生じた場合、敷地境界での実効線量の目安（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を満足できなくなる。

具体的には、事故条件において原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である配管における破断（破断面積 1.4cm^2）を解析における事故条件として選定し、また、破断面積の不確かさを考慮し 3.2cm^2（※[32]）の破断面積まで燃料被覆管の破裂の回避が可能であることを示した。

加えて、本重要事故シーケンスにおいて、破断面積 1.4cm^2 及び 3.2cm^2 の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず（※[33]）、中破断 LOCA の破断面積の設定による影響が非常に小さいことを示し、破断面積 1.4cm^2 が本重要事故シーケンスの特徴を代表できることを示した。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

これにより、規制委員会は、破断に関する解析条件が妥当であるものと判断した。

Ⅳ－１．２．１．７　格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の破断の発生後、破断箇所の隔離に失敗した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを抑制する必要がある。さらに、破断箇所の隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある。

（※[32]）液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きく、気相部配管（主蒸気系配管）における破断面積約 318cm^2 に相当する。

（※[33]）破断面積 1.4cm^2 の場合では、事象発生から約 20 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 872℃となり、破断面積 3.2cm^2 の場合では、事象発生から約 20 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 875℃となる。

③　初期の対策：原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を維持する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器の減圧を実施する。その後、破断箇所の隔離を行う。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ、非常用ディーゼル発電機、HPCS 注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を継続しつつ、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、サプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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.　重要事故シーケンス：「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは「インターフェイスシステム LOCA」のみである。

b.　解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡等を取り扱うことができる SAFER を用いる。

c.　事故条件：原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の隔離弁の故障等により、開閉試験中にインターフェイスシステム LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材の漏えい箇所は、高圧炉心スプレイ系の吸込配管とする。これは、他の系統（※[34]）では隔離弁の開閉試験が行われないか又は開閉試験中に 2 弁以上で隔離機能が維持されるこ

（※[34]）具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系が挙げられている。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）は低圧設計配管まで 3 弁設置されている。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は低圧設計配管まで 2 弁であるものの、運転中の開閉試験は行われない。

とに対して、高圧炉心スプレイ系は開閉試験時に隔離弁が 1 弁となることから漏えいが発生する系統として想定する。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所において、保守的に約 35cm^2 とする。

外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、給復水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器の減圧と同時に停止するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 90.8m^3/h とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル 1）で自動起動するものとする。低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 1,135m^3/h）に従うものとし、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（1 系統当たり最大 1,191m^3/h）に従うものとする。

e. 操作条件：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の開始時間は、インターフェイスシステム LOCA の発生確認、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離操作及び隔離操作の失敗判断を考慮し、事象発生から 30 分後とする。中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより温度が上昇した原子炉建屋内のアクセスルート及び現場操作場所が作業可能な温度まで低下するまでの時間を考慮して、事象発生から 4 時間 20 分後に開始するものとし、現場操作場所への移動時間と現場での隔離操作時間の合計約 40 分を考慮し、事象発生から 5 時間後に終了するものとする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

a. 高圧炉心スプレイ系の破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するとともに、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系により、炉心の冷却は維持される。また、炉心の冷却を継続しつつ、逃がし安全弁（自動減圧機能）により

原子炉圧力容器を減圧することで、破断箇所からの原子炉冷却材の漏えいが抑制される。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約 357℃に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.68MPa[gage]に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

b. 現場における弁操作により高圧炉心スプレイ系の破断箇所の隔離を行うことで、高圧炉心スプレイ系からの漏えいが停止する。また、逃がし安全弁の作動による原子炉格納容器内への水蒸気の流入により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、原子炉格納容器の限界圧力及び温度を下回る。

c. 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.及び b.により、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ．操作条件の不確かさの影響

逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操

作開始は事象発生から 30 分後としている。原子炉圧力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、減圧操作の開始前に低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動していることから炉心の冷却が維持されるため、操作開始が変動したとしても、評価項目を満足することに変わりはない。破断箇所の隔離操作は事象発生から 5 時間後に終了するとしているが、隔離の有無に関わらず、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心は再冠水することから、操作時間には余裕がある。

c. 不確かさ評価の影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目に与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、炉心の冷却を行った場合に必要となる水は、約 450m^3 となる。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3 の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要となる軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの給水を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計約 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用デ

ィーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに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概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（高圧炉心スプレイ系）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重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧及び運転員の破断箇所隔離により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、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）インターフェイスシステムLOCA発生時の現場環境

申請者は、インターフェイスシステム LOCA の漏えい箇所の隔離は、中央制御室での遠隔操作が失敗することを想定して、インターフェイスシステムLOCAの発生箇所とは異なる区画にて現場における隔離操作を行うとした。しかし、その現場操作の成立性について十分な説明がなされなかった。

このため、規制委員会は、その成立性を詳細に示すよう求めた。

申請者は、発生し得るインターフェイスシステム LOCA 時における隔離操作を行う現場環境を評価した結果、事象発生から約4時間後のアクセスルート及び隔離操作場所の雰囲気温度の最大値は約 44℃、空間線量率の最大値は約4mSv/h であり、防護具（自給式呼吸器及び耐熱服）を着用することにより確実に現場作業が成立することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA における漏えい箇所の現場での隔離操作に成立性があるものと判断した。

（２）インターフェイスシステムLOCAの確認

申請者は当初、インターフェイスシステム LOCA 発生の確認の実現性について明確にしていなかった。

このため、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の確認の実現性を示すよう求めた。

申請者は、インターフェイスシステム LOCA の発生を原子炉水位、原子炉圧力、格納容器内圧力（ドライウェル）、ドライウェル雰囲気温度及び系統のポンプ吐出圧力により確認することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の発生の確認が可能であることを判断した。

Ⅳ－１．２．２　格納容器破損防止対策

第３７条第２項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出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と要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、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対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の（a）から（i）の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
(c) 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視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※[35]）。
(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。
(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
(f) 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。（ドライ条件に換算して水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。）
(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。
(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

上記の評価項目（a）及び（b）において、限界圧力又は限界温度を評価項目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、上記の評価項目（a）及び（b）について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する圧力（以下「限界圧力」という。）及び温度（以下「限界温度」という。）として最高使用圧力の 2 倍（2Pd）及び 200℃を定めている。その根拠として、原子炉格納容器本体及び実機条件下でリークパスとなる可能性が考えられるドライウェル主フランジ部、エアロック、配管貫通部等を対象として、設計・建設規格に基づく評価結果、評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析結果を示した。

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対策において、原子炉格納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格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。

（※[35]）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。

Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、雰囲気圧力及び温度による静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止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。対策の一部である原子炉格納容器からの除熱のための手段として、代替循環冷却系を用いる対策と、格納容器圧力逃がし装置を用いる対策の２通りの対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち、「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。」、「(c) 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視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」及び「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。ただし、評価項目 (g) に関しては、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても (a) の要件を満足するかは「Ⅳ－１．２．２．４　水素燃焼」において確認した。

本格納容器破損モードにおいては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。原子炉圧力容器が破損する場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

１．申請内容

１－１　代替循環冷却系を使用する場合

（１）本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本格納容器破損モードの特徴：配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム－水反応の熱により発生した水蒸気並びにジルコニウム－水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力又は最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

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、原子炉格納

容器内の圧力の上昇を抑制する観点及び原子炉格納容器雰囲気の過熱を防止する観点から、炉心へ注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③　初期の対策：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策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：「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」を選定する。

これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇並びに時間余裕の観点から、原子炉格納容器への冷却材流出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、高圧注水機能、低圧注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは、過圧・過温破損に対しては「LOCA」であり、対応時間などを厳しく評価する観点から、LOCA と全交流動力電源喪失との重畳を考慮する。さらに、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

b.　解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、サプレッションプール水冷却などの現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。

c.　事故条件：起因事象として大破断 LOCA を仮定し、原子炉圧力容器内の保有水量並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度を厳しく評価するため、破断箇所は再循環配管（出口ノズル）とする。安全機能の喪失に対する仮定として、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失との重畳を考慮する。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度の評価においては、炉心損傷時のジルコニウムー水反応による水素発生及び化学反応熱を考慮する。

d.　機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプの注水特性に従うものとし（設計値として最大 130m^3/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。代替循環冷却系による循環流量は、原子炉格納容器からの除熱に必要な量を考慮して 150m^3/h とする。

e.　操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、ガスタービン発電機からの受電操作を考慮し、事象発生から 25 分後とする。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から 24 時間後とする。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始に伴い、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を停止する。

f.　Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、格納容器スプレイ及びサプレッションプールでのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。また、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの 70 分

間は、原子炉建屋に漏えいした全量が大気に放出されるものとする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

a. 大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 4 分後に PCT が約 727℃に到達するが、事象発生から約 15 分後にガスタービン発電機による給電を開始し、事象発生から 25 分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。

b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 24 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.536MPa[gage]、最高温度は約 178℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。

c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 1%以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。

d. 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 9.9×10^{-1}TBq であり、100TBq を下回っている。

上記 b.、c.及び d.より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目（a)、(b）及び（c）を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「Ⅳ－１．２．２．４　水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること及び上記 c.より、評価項目（g）を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

MAAP の原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現するこ

とが確認されている。したがって、MAAP 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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

燃焼度は、解析条件の 33GWd/t に対して最確条件では約 31GWd/t である。このため、実際の崩壊熱は小さくなり格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ．操作条件の不確かさの影響

ガスタービン発電機からの受電後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 25 分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間は早まり、ジルコニウムー水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。ガスタービン発電機からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から 50 分（解析上の開始時間に対して 25 分遅れ）に原子炉圧力容器への注水を開始した場合、原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはない。

代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から 24 時間後であるが、本操作が遅れた場合でも原子炉格納容器内の圧力が 0.854MPa[gage]に到達するのは約 51 時間後であることから十分な時間余裕がある。

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不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（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対策に必要となる要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は 30 名で

ある。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 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、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 890m³ である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m³ の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 414kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 32kL、原子炉補機代替冷却水系を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 42kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、軽油タンクに約 755kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

１－２　格納容器圧力逃がし装置を使用する場合

（１）本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本格納容器破損モードの特徴：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

② 対策の考え方：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

③ 初期の対策：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

④ 安定状態に向けた対策：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器フィルタベント系（※[36]）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、軽油タンク、タンクローリ及び原子炉格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに設備する。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

（※[36]）申請者は、格納容器圧力逃がし装置の名称を「原子炉格納容器フィルタベント系」としている。

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策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：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

b. 解析コード：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

c. 事故条件：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

d. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に係る機器条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 88m^3/h とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開とした流量とする。

e. 操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に係る操作条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が 0.640MPa［gage］に到達した場合に開始し、0.540MPa[gage]に低下した場合又はサプレッションプール水位が真空破壊装置下端－0.4m（通常運転水位＋約 2m）に到達した場合に停止する。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端－0.4m（通常運転水位＋約 2m）到達から 5 分後に実施する。なお、中央制御室からの弁の開操作に失敗した場合でも、原子炉格納容器内の圧力が 0.854MPa[gage]に到達する前に現場において弁の開操作を実施することができる。

f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生までの運転時間、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率、原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数、非常用ガス処理系を考慮した原子炉建屋から大気への放出等の条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるとともに、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントにより原子炉格納容器から環境に放出されるものとする。原子炉格納容器フィルタベント系の粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

a. 大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 4 分後に PCT が約 727℃に到達するが、事象発生から約 15 分後にガスタービン発電機による給電を開始し、事象発生から 25 分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。

b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 45 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.640MPa[gage]、最高温度は約 178℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。

c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 2%以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。

d. 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 9.9×10^{-1}TBq である。これに加え、原子炉格納容器フィルタベント系を経由して原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、サプレッションチェンバ側からベントした場合は 7 日間で約 8.0×10^{-4}TBq、ドライウェル側からベントした場合は 7 日間で約 3.2×10^{-1}TBq となる。原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で最大約 1.4TBq であり、100TBq を下回っている。

上記 b.、c.及び d.より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「Ⅳ－１．２．２．４　水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること並びに上記 c.より、評価項目 (g) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

MAAP については、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

イ．操作条件の不確かさの影響

ガスタービン発電機からの受電後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間等に係る操作条件の不確かさの影響は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約 45 時間後であることから十分な時間余裕がある。

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不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（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対策に必要となる要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は 30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 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、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,480m^3 である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3、淡水貯水槽に約 10,000m^3、合計約 11,192m^3 の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 414kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を 7 日間運転継続した場合に必要と

なる軽油量は約 32kL、原子炉補機代替冷却水系を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 42kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、軽油タンクに約 755kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（残留熱除去系等）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重要な格納容器破損防止対策となり得る。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モード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、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して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）代替循環冷却系による安定状態に向けた対策

申請者は、代替循環冷却系を使用する場合における安定状態に向けた対策として、原子炉補機代替冷却水系を用いてサプレッションプール水を冷却して循環させる代替循環冷却系により原子炉注水を行う一方、淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の間欠運転による原子炉格納容器内の冷却により、原子炉格納容器内の温度を抑制することとしていた。

これに対し、規制委員会は、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度について、評価項目を満足するものの、高め（約 147℃）に推移していることから、より効率的に原子炉格納容器内の温度を低下させる対策を求めた。

申請者は、原子炉補機代替冷却水系を用いてサプレッションプール水を冷却して循環させる代替循環冷却系について、原子炉注水及び格納容器スプレイを同時に実施できるよう設計変更し、原子炉格納容器からの除熱を行う方針を示した。また、この対策により、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度が約 94℃に低下することを示した。

これにより、規制委員会は、代替循環冷却系による安定状態に向けた対策の有効性を確認した。

（２）原子炉圧力容器が破損する場合の評価

申請者は、MAAP を用いた解析の結果に基づき、本評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」においては事象発生から 25 分後に原子炉圧力容器への注水を開始することで原子炉圧力容器の破損を回避できるとし、原子炉圧力容器が破損する場合の評価は不要としていた。

これに対し、規制委員会は、炉心損傷後の事故進展挙動の解析は現時点における最新の知見をもってしても不確かさが大きく、原子炉圧力容器の破損の有無という大きな事象分岐をその解析結果を根拠に決定論的に判断すべきではないとの観点から、原子炉圧力容器が破損する場合についても評価を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止対策の有効性を評価する「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の解析結果により、原子炉圧

力容器が破損する場合に対する格納容器過圧・過温破損の防止対策の有効性を確認できることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器が破損に至る場合の格納容器過圧・過温破損防止対策の有効性についても、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」により確認した。(「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照)

（３）Cs-137 の放出量評価におけるベント経路の影響

申請者は、Cs-137 の放出量評価において、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントをサプレッションチェンバ側から実施した場合の放出量をもって最大放出量としていた。

これに対し、規制委員会は、原子炉格納容器フィルタベント系の実施手順にドライウェル側からベントを行う場合も含まれることから、ベント時にサプレッションプール水でのスクラビングに期待できないドライウェル側からのベントについても放出量の評価を求め、さらに、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出される量についても考慮した評価を求めた。

申請者は、ドライウェル側からベントした場合の放出量を評価するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用い、さらに、評価を厳しくするために原子炉建屋内での沈着等による放射性物質除去効果を考慮しないものとして、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出される Cs-137 の量を評価し、それらの合計が 100TBq より十分低いことを示した。

これにより、規制委員会は、本評価事故シーケンスにおける Cs-137 の放出量が、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置のいずれを使用した場合においても、100TBq を下回ることを確認した。

（４）Cs-137 の放出量評価等における原子炉格納容器から漏えいする際の除染係数

申請者は、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいする際の原子炉格納容器貫通部における粒子状放射性物質の除染係数について、当初、除染効果には期待しないとして除染係数 1 を設定することとしていた。

これに対し、規制委員会は、重大事故等時の対応判断を適切に行う観点から、Cs-137 の放出量や作業員の被ばくによる実効線量を適切に評価するため、より現実的な除染係数を設定するよう求めた。

申請者は、原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力を超える条件下で破損さ

せた貫通部及びフランジ部を対象とした除染係数の実験結果（※[37]）を基に、健全な状態の貫通部及びフランジ部における除染係数として 10 を設定することとした。

これにより、規制委員会は、Cs-137 の放出量評価等において、原子炉格納容器から漏えいする粒子状放射性物質の除染係数として、十分な保守性を担保しつつ、より現実的な値を設定した上で評価した結果、Cs-137 の放出量に係る評価項目を満足していることを確認した。

Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷する観点から厳しいシーケンスを選定し、これ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に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

なお、原子炉圧力容器の破損後については、「Ⅳ－１．２．２．３　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

② 対策の考え方：高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに原子炉圧力容器の減圧を行う必要がある。

③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前までに逃がし安全弁（自動減圧機能）

（※[37]）「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月）」で報告されている放射性物質捕集特性試験

による原子炉圧力容器の減圧を実施する。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策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：「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH 発生）」を選定する。これは、PRA の手法により抽出されたシーケンスであり、時間余裕の観点から、事象進展が早く炉心損傷までの経過時間がより短くなるような過渡事象（給水流量の全喪失）を起因事象とし、原子炉圧力容器の破損時における原子炉圧力の厳しさの観点から、原子炉圧力容器内が高圧で維持される状態を想定することで、より厳しい事故シーケンスであることから選定している。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためには、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させる必要がある。そのため、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないものと仮定することで、事象を炉心損傷に進展させ、さらに、原子炉圧力容器の破損に進展させるものとする。

「Ⅳ－１．２．２．３　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」において、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるために、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定した場合、事象進展及び運転員等の操作時間は本評価事故シーケンスと同じとなる。

b.　解析コード：逃がし安全弁からの冷却材流出（臨界流・差圧流）、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心－冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

c.　事故条件：起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとす

る。

高圧注水機能及び低圧注水機能が全て喪失するとし、これに伴い、自動減圧系は作動しないものとする。さらに、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水にも期待しないものとする。

外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）等への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点では、厳しい設定となる。原子炉圧力を厳しく評価するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ、逃がし安全弁等については破損や漏えい等は考慮しない。

d. 機器条件：原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用し、1個当たりの容量は設計値とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の流量は、88m^3/hとする。その他は、「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧操作は、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した場合に実施し、減圧操作後は、原子炉圧力容器破損時まで、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開状態に維持する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合に開始する。その他は、「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

②　解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりとしている。

a. 原子炉圧力容器への注水ができないことから、原子炉水位は急速に低下して炉心が露出し、事象発生から約43分後に炉心損傷に至る。事象発生から約 43 分後に、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧を実施することから、原子炉圧力容器破損の時点（事象発生から約4.3時間後）の圧力は約0.1MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

b. 原子炉圧力容器破損後の事象進展解析結果は、「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

上記 a.より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足

している。

③　不確かさの影響評価

申請者が行っ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

MAAP による原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFER による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）ため、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始時間への影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響も小さい。

炉心ヒートアップ、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損に係る不確かさがある。これらについては、感度解析を実施しており（※[38]）、いずれのケースにおいても、原子炉圧力への影響が小さいことが確認されており、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはない。

b.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはない。

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の破損までに減圧操作を完了する必要があるが、操作時間は 5 分であり、原子炉圧力容器は事象発生から約 4.3 時間後に破損することから十分な時間余裕がある。

c.　不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（※[38]）「Ⅳ－１．２．５　有効性評価に用いた解析コード」２．（５）MAAP を参照

（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対策に必要な要員及び燃料等については、同一の評価事故シーケンスである「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一としている。

２．審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧等が高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH 発生）」において、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。

さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（非常用炉心冷却系等）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重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、原子炉圧力容器の減圧により、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、当該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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH 発生）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モード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、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して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）逃がし安全弁の開保持機能の維持

申請者は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器が破損するまで（事象発生から約 4.3 時間後）、逃がし安全弁の開保持により過熱蒸気の流出を継続するとしていた。

規制委員会は、過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過しても、開保持機能が維持されることの確実性について説明を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の本体部と補助作動装置の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した。さらに、原子炉圧力容器の減圧を継続している状況で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により逃がし安全弁の温度上昇を抑制する手順とすることで、減圧中の開保持をより確実にする方針であることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器を減圧する過程において、過熱蒸気が逃がし安全弁を通過しても、開保持機能の信頼性は高いことを確認した。

（２）原子炉圧力容器への注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方

申請者は、当初、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 10%上の位置に到達した時点で、減圧の観点からより厳しい条件として逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個を用いて、原子炉圧力容器の減圧を実施するとしていた。

規制委員会は、事象進展への影響を踏まえて減圧開始の条件の考え方を説明するように求めた。

申請者は、減圧開始のタイミングについては、原子炉圧力容器内の保有水により燃料を冷却する効果を期待するために原子炉減圧を遅らせる観点のみならず、ジルコニウムー水反応による水素発生量を抑制する観点も考慮し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で実施する手順に変更することとした。また、開放する逃がし安全弁（自動減圧機能）の数については、1 個の場合は水素発生量が大きくなること、他方で弁の個数を多くするほど、原子炉圧力容器内の蒸気流量が大きくなり、燃料被覆管に対する負荷が増加することを考慮し、開放する弁数を 2 個とすることとした。

これにより、規制委員会は、原子炉減圧の考え方が妥当であることを確認した。

Ⅳ－１．２．２．３　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）により生じる一時的な圧力の急上昇の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損を防止し、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に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

１．申請内容

（１）本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧力スパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。

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、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。

③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前の対策は「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の減圧開始後は「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。初期の対策のうち本格納容器破損モードに対するものは、圧力スパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持し、原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制及び溶融炉心・コンクリート相互作

用の緩和効果に期待できる水位として、ドライウェル水位を 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）から 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）に設定することである。このため、原子炉格納容器下部水位計及びドライウェル水位計（※[39]）を重大事故等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：「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策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：「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」を選定する。

これは、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点から、原子炉圧力容器下部からまとまって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象及び LOCA のうち、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく溶融炉心の保有熱量が小さくなる LOCA を除外し、溶融炉心の保有熱量が大きい上記の過渡事象を選定した上で、さらに、事象進展の観点から、過渡事象のうち、事象初期の高圧注水が行えず水位低下が早くなる「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」が、より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：原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外の FCI 等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

c.　事故条件：「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。

d.　機器条件：原子炉圧力容器破損前は「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

e.　操作条件：原子炉圧力容器破損前は「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶

（※[39]）申請者が用いている水位計の名称は「原子炉格納容器下部水位」及び「ドライウェル水位」であるが、計測器であることが判別できるように原子炉格納容器下部水位計及びドライウェル水位計と記載している。また、本審査書では、その他の計測器についても同様に計測器名称であることが判別できるように記載している。

融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

②　解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。なお、本格納容器破損モードにおける評価項目に関連する解析結果は以下のとおりである。

a.　事象発生から約 4.3 時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約 0.23MPa[gage]及び約 128℃にとどまる。

上記 a.より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目（e）を満足している。

③　不確かさの影響評価

申請者が行っ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

原子炉圧力容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧力スパイクへの影響因子として、原子炉格納容器下部水位、破損口径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析等を実施した。その結果、これらのパラメータが圧力スパイクに与える影響は小さいことが確認されている（※[40]）ことから、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。

b.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定していない「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能の喪失を仮定した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、圧力スパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 0.30MPa[gage]であり、限界圧力には至らず、評価項目を満足することに変わりはない。

（※[40]）「Ⅳ－１．２．５　有効性評価に用いた解析コード」２．（５）MAAP を参照

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 2.5 時間後であり、操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約 10 分であり、原子炉格納容器下部への注水水位の下限であるドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）までの注水は約 1.2 時間で完了する（事象発生から約 3.7 時間後）ことから、事象発生から約 4.3 時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約 0.6 時間の時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件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、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（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対策に必要な要員及び燃料等については、「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一としている。

２．審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している、「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」において、原子炉格納容器下部への注水等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策を行った場合に対する申請者の解析結果は、

格納容器破損防止対策の評価項目（e）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（e）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（非常用炉心冷却系等）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重要な格納容器破損防止対策となり得る。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モード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、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して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）水蒸気爆発が実機において発生する可能性

申請者は、原子炉圧力容器外の FCI のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。

これに対して、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

申請者は、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液－液直接接触を生じさせていること、又は溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液－液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいことを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器外の FCI で生じる事象として、

水蒸気爆発は除外し圧力スパイクを考慮すべきであることを確認した。

Ⅳ－１．２．２．４　水素燃焼

格納容器破損モード「水素燃焼」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定し、これ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に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(f) 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。(ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること)」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

また、本節においては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉圧力容器が破損する場合についての対策に有効性があるかは、「Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

１．申請内容

（１）本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本格納容器破損モードの特徴：ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

② 対策の考え方：原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性化し、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する。

③ 初期の対策：原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化する。これに用いる原子炉格納容器調気系は、重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。その他の対策は、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。このため、格納容器内水素濃度計（D/W)、格納容器内水素濃度

計 (S/C) 及び格納容器内雰囲気水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内雰囲気酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。その他の対策は、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策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：PRA の手法では抽出されないものの、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」を選定する。

原子炉運転中は窒素ガス置換により原子炉格納容器内の酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。大破断 LOCA 時には、水素濃度が 13vol%を上回るものの、その他のプラント損傷状態に比べてジルコニウム－水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり水素発生量が抑えられることから酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少するとともに、サプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気により水素及び酸素の分圧が低く維持されることで原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。このため、水素燃焼の観点で厳しくなる代替循環冷却系を使用する場合を評価する。

b.　解析コード：「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

c.　事故条件：「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。なお、ジルコニウム－水反応による水素発生量は、MAAP の評価結果から得られた値を用いる。これは、全炉心内のジルコニウム量

の 75%が水と反応した場合には MAAP による評価結果に比べて原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため酸素濃度が低下すること及び MAAP による評価結果においても水素濃度が 13vol%を超えることから、水素燃焼の観点で厳しい設定となる。原子炉格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%とする。水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合（以下「G 値」という。）は、それぞれ 0.06 分子/100eV、0.03 分子/100eV とする。

d. 機器条件：「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

e. 操作条件：「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

a. 炉心の露出から再冠水までの間に、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の約 13%が水と反応して水素が発生する。これにより、事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は 13vol%（ドライ条件）を上回る。また、水の放射線分解によって水素及び酸素が発生する。

b. ドライ条件に換算したドライウェル内の酸素濃度は、事象発生の約 11 時間後から約 24 時間後まで 5vol%を上回るが、この期間は LOCA 破断口からの水蒸気によりドライウェル内が満たされ、ドライウェル内の酸素濃度は約 0.007vol%（ウェット条件）である。

c. 事象発生から 7 日後におけるドライウェル内の酸素濃度は約 2.8vol%（ドライ条件）、サプレッションチェンバ内の酸素濃度は約 3.4vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回る。

d. その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合には原子炉格納容器内に窒素を注入するとともに、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、水素濃度及び酸素濃度を低減することで安定状態を維持できる。

e. その他の事象進展解析結果は、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じである。

上記 b.及び c.より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目（f）

を満足している。

③　不確かさの影響評価

申請者が行っ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－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

b.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

G 値の不確かさから、水の放射線分解による酸素の発生が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性がある。G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（(沸騰状態の場合）水素:0.4 分子/100eV、酸素:0.2 分子/100eV、(非沸騰状態の場合）水素:0.25 分子/100eV、酸素:0.125 分子/100eV）とした場合の評価を実施した。その結果、原子炉格納容器からの除熱を開始した後、事象発生から約 48 時間後に原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することで、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇は抑制され、事象発生から 7 日後までのドライウェル内の酸素濃度の最高値は約 4.1vol%（ドライ条件)、サプレッションチェンバ内の酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回ることから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ．操作条件の不確かさの影響

「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

c.　不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（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対策に必要な要員及び燃料等については、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一としている。

２．審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」において、原子炉起動時に原子炉格納容器調気系を用いた原子炉格納容器内の不活性化等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（残留熱除去系等）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重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モード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、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して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）評価に用いるＧ値の妥当性

申請者は、解析条件に用いるＧ値を水素 0.06 分子/100eV、酸素 0.03 分子/100eV としている。

規制委員会は、知見が少ないＧ値について、不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、Ｇ値の不確かさを踏まえた酸素発生について検討することを求めた。

申請者は、これに対し以下のように説明した。

① Ｇ値の不確かさを考慮し、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いるＧ値（(沸騰状態の場合)水素:0.4 分子/100eV、酸素:0.2 分子/100eV、(非沸騰状態の場合) 水素:0.25 分子/100eV、酸素:0.125 分子/100eV）とした場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 48 時間後に 4.0vol%（ドライ条件）に到達する（※[41]）。

② 上記①の場合、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することにより、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇は抑制され、事象発生から 7 日後までのドライウェル内の酸素濃度の最高値は約 4.1vol%（ドライ条件)、サプレッションチェンバ内の酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回る。

③ さらに、対策の手順には、原子炉格納容器内の酸素濃度計に基づく判断が含まれており、原子炉格納容器からの除熱を開始した後、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）到達時に窒素注入を行い、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前（酸素濃度が 4.3vol%（ドライ条件）かつ 1.5vol%（ウェット条件）到達時）に、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内の気体を排出する手順としている。

これらにより、規制委員会は、Ｇ値の不確かさを考慮した場合においても、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認した。

Ⅳ－１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心によるコンクリートの侵食という観点から厳しいシーケンスを選定し、これ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に有効性があるかを確認した。

(※[41]) 原子炉格納容器からの除熱を開始する前は、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の酸素濃度は、5vol%を上回る期間があるものの、その期間は水蒸気で原子炉格納容器内が満たされており、このような雰囲気下において水素濃度及び酸素濃度は可燃領域に達しない。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること」、「 (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること」、「 (c) 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視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」、「(f) 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（ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること)」、「 (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること」及び「(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」について、対策に有効性があるかを確認した。

なお、「 (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること」については「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、「 (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと」については「Ⅳ－１．２．２．３　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」においてそれぞれ確認した。

本格納容器破損モードの有効性評価においては、原子炉圧力容器が破損する場合について格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。原子炉圧力容器の破損が回避される場合について格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「Ⅳ－１．２．２．１　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」において確認した。

１．申請内容

（１）本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。さらに、原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

② 対策の考え方：溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するためには、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ注水する必要がある。さらに、原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器内の圧力及び温度を抑制するため、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前の対策は「Ⅳ－１．２．２．２ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の減圧後は原子炉圧力容器破損による溶融炉心の落下に備え、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。原子炉圧力容器破損後には、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水に切り替えるとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、原子炉格納容器下部水位計、ドライウェル水位計、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器からの除熱を実施するため、代替循環冷却系により、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内のスプレイを同時に行う。このため、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策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：「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」を選定する。これは、溶融炉心の冷却の観点から、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の細粒化割合が小さく冷却が厳しくなる原子炉圧力容器が低圧で破損するシーケンスのうち、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性がある「LOCA」を除外し、原子炉格納容器下部に落

下する溶融炉心を冷却するための対策実施の時間余裕がより厳しくなるシーケンスであることから選定する。

b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融炉心によるコンクリート分解等を取り扱うことができるMAAPを用いる。

c. 事故条件：「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。

d. 機器条件：原子炉圧力容器破損前の機器条件は「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水流量は、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮して50m^3/hとする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して88m^3/hとする。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉格納容器内のスプレイに100m^3/h、原子炉圧力容器への注水に50m^3/hの流量配分とし、同時に注水及びスプレイを実施する。

e. 操作条件：原子炉圧力容器破損前の操作条件は「Ⅳ－１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損前において、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合に開始する原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水は、ドライウェル水位が0.23m（原子炉格納容器下部水位3.88m）に到達した場合に停止する。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水は、ドライウェル水位が0.02m（原子炉格納容器下部水位3.67m）まで低下した場合に実施し、ドライウェル水位が0.23m（原子炉格納容器下部水位3.88m）に到達した場合に停止する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合に開始し、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を開始した場合に停止する。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系への切替えの準備時間等を考慮して、事象発生から24時間後とする。

f. Cs-137の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約

1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 除去効果については、格納容器スプレイ及びサプレッションプールでのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

a. 事象発生から約 43 分後に炉心損傷に至る。事象発生から約 2.5 時間後に原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を開始する。原子炉圧力容器が破損に至り溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する時点（事象発生から約 4.3 時間後）において約 3.8m の原子炉格納容器下部水位が確保され、溶融炉心は冷却される。コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 2cm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

b. 炉心損傷に伴うジルコニウムー水反応及び水の放射線分解により、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol%を超えるが、ドライウェル内の酸素濃度は約 2.3vol%、サプレッションチェンバ内の酸素濃度は約 3.2vol%であり、可燃限界である 5vol%を下回る。

c. 原子炉圧力容器の破損時に、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下する際、圧力スパイクが生じるが、原子炉格納容器内の圧力は約 0.23MPa[gage]、温度は約 128℃に抑えられる。

d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下後は、継続的に原子炉格納容器への下部注水を行うことで溶融炉心を冷却するとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷

却することから、原子炉格納容器内の最高圧力は 0.640MPa[gage]、最高温度は約 180℃に抑えられる。

e. 事象発生から 24 時間後、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

f. 原子炉格納容器から環境への Cs-137 の放出について、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。保守的に原子炉建屋内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約 1.2×10^{-1}TBq（7 日間）となり、100TBq を下回っている。

上記 a.より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目（i）を、上記 c.及び d.により評価項目（a）及び（b）を、上記 f.より評価項目（c）を、上記 b.より評価項目（f）を満足している。さらに、上記 b.及び d.より、評価項目（g）を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行っ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

溶融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験、OECD-MCCI 実験等の結果により MAAP 解析の妥当性が確認されている。

しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し､感度解析を実施した。

コンクリート侵食量に対して支配的な溶融炉心の上面熱流束について感度解析を実施した。上面熱流束が圧力に依存しないとした場合、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 18cm であり、評価項目（i）を満足することに変わりはない。また、コンクリート侵食量の増加に伴い溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量が増加することとなるが、溶融炉心・コンクリート相互作用によって酸素が発生することはなく、可燃性ガスの発生量の増加は相対的に酸素濃度を下げる要因となり、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol%を上回るが、酸素濃度は約 3.2vol%以下であり、評価項目（f）を満足することに変わりはない。さらに、コンクリート侵食の発生を操作の起点とする運

転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、コンクリート侵食量については、原子炉格納容器下部において、溶融炉心が均一に堆積する場合を想定して解析を実施している。仮に溶融炉心が均一に堆積しない場合を想定すると、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなるため、溶融炉心の冷却が促進される傾向となることから、評価項目（i）及び（f）を満足することに変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では高めの燃焼度を想定することにより、崩壊熱に保守性を与えている。最確条件の場合には、崩壊熱は解析条件よりも小さく、原子炉圧力容器破損までの事象進展が緩やかになるため、原子炉格納容器下部への注水操作に対する準備時間の余裕は大きくなる。また、溶融炉心の持つエネルギが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

解析条件では、原子炉格納容器内の構造部材について、コンクリート以外（内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板）は考慮していない。最確条件の場合には、内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板はコンクリートより融点が高いため、コンクリート侵食量が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。なお、仮に内側鋼板が侵食され、その支持機能に期待できない場合でも、外側鋼板のみで支持機能を維持できることから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

評価事故シーケンスを「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」とし、原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できない場合、事象発生後の原子炉水位の低下が早いため原子炉圧力容器破損までの時間が約 3.0 時間と短くなり、溶融炉心の崩壊熱が大きくなるが、溶融炉心によるコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 3cm であり、評価項目（i）を満足することに変わりはない。さらに、炉心損傷に伴うジルコニウムー水反応、水の放射線分解及び溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素濃度及び酸素濃度は、ドライ条件に換算して、それぞれ 13vol%以上及び約 3.2vol%以下であり可燃限界に至らないことから、評価項目（f）を満足することに変わりはない。

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 2.5 時間後であり、操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は低い。また、原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約 10 分であり、原子炉格納容器下部への注水水位の下限であるドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）までの注水は約 1.2 時間で完了する（事象発生から約 3.7 時間後）ことから、事象発生から約 4.3 時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約 0.6 時間の時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（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対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間継続した場合に必要となる水は、約 590m^3 である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3、淡水貯水槽に約 10,000m^3、合計約 11,192m^3 の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を全出力で 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は

約 32kL、原子炉補機代替冷却水系を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 42kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計約 834kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している原子炉格納容器への下部注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却等の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」において、原子炉格納容器への下部注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）、（f）、（g）及び（i）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）、（f）、（g）及び（i）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（非常用炉心冷却系等）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重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モード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、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して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）原子炉格納容器下部への注水に係る水位の確認

申請者は、原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心の冷却のための事前注水については、注水流量に基づき原子炉格納容器下部水位 3.4m が確保されていることを確認するとしていた。

規制委員会は、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制するため、原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心が確実に冷却される必要があるとの観点から、下部注水による水位を確実に把握できることを求めた。

申請者は、原子炉格納容器下部へ溶融炉心が落下する前に注水水位が確保されていることが確認できるようにドライウェル水位計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ドライウェル水位計の設置高さ（※[42]）を考慮し、ドライウェル床面から 0.23m（原子炉格納容器下部から 3.88m）まで注水することとした。

これにより、規制委員会は、下部注水による水位を確実に把握できることを確認した。

（２）溶融炉心によるドライウェル床ドレンサンプへの影響について

申請者は、ドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入はないとしていた。

規制委員会は、知見が少ない溶融炉心挙動について不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、溶融炉心がドライウェル床ドレンサンプへ流入した場合の影響を評価することを求めた。

申請者は、仮にドライウェル床ドレンサンプに溶融炉心が流入した場合を想定し、ドライウェル床ドレンサンプのコンクリート侵食量を評価した。その結果、侵食量は壁面で約 16cm、床面で約 20cm であり、この場合であっても、原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達しないこと、また、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はないことを示した。

（※[42]）ドライウェル水位計は、ドライウェル床面から 0.02m（原子炉格納容器下部から 3.67m）、0.23m（原子炉格納容器下部から 3.88m）及び 0.34m（原子炉格納容器下部から 3.99m）の高さに設置する。

これらにより、規制委員会は、溶融炉心挙動の不確かさを考慮し、仮にドライウェル床ドレンサンプに溶融炉心が流入した場合でも、原子炉格納容器バウンダリ機能が維持されること及び原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響がないことを確認した。

Ⅳ－１．２．３　使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

第３７条第３項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷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と要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故１」という。）及びサイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故（以下「想定事故２」という。）に対して、以下の（a）から（c）の項目（以下「燃料損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認するとしている。

（a）燃料有効長頂部が冠水していること。

（b）放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。

（c）未臨界が維持されていること。

なお、本節において、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。

Ⅳ－１．２．３．１　想定事故１

「想定事故１」では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）想定事故の特徴及びその対策

申請者は、「想定事故１」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

①　本想定事故の特徴：使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。

② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う。

③ 対策：燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行う。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備する。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、「想定事故１」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

a. 評価の考え方：使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を 10mSv/h（※[43]）とし、この線量率に対応する水位（通常水位－約 1.3m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。

b. 事故条件：燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失により、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 6.7MW、初期水温は運転上許容される上限の 65℃、初期水位は通常水位とする。使用済燃料プールと原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。

c. 機器条件：大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の流量は 114m^3/h とする。

d. 操作条件：大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による注水の準備は、冷却機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、運転員及び重大

（※[43]）原子炉建屋燃料取替床での作業及び退避の時間は 3.5 時間以内であり、運転員及び重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 35mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある値

事故等対応要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から 13 時間後に注水を開始するものとする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が約 8 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。

b. 事象発生から 13 時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約 0.36m 低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。

c. 代替注水の流量は 114m^3/h であり、崩壊熱により使用済燃料プール水温が 100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 12m^3/h を上回っていることから、通常水位に回復され、維持される。

d. 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b.、c.及び d.より、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目（a)、(b）及び（c）を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた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. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位－約 0.17m）として評価した結果、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 23 時間となるが、使用済燃料プールへの注水は、事象

発生から13時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

イ．操作条件の不確かさの影響

使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 13 時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から10時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 1 日後であり、十分な時間余裕がある。

b.　不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故１」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本想定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、28名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は28名であり対応が可能である。

② 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約 1,970m^3 である。これに対して、淡水貯水槽に約 10,000m^3 の水を保有しており、対応が可能である。

③ 本想定事故において、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計約 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故１」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故１」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（燃料プール冷却浄化系等）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重要な燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、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。

以上のとおり、規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故１」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．３．２　想定事故２

「想定事故２」では、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）想定事故の特徴及びその対策

申請者は、「想定事故２」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本想定事故の特徴：サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。

② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う。

③ 対策：「想定事故１」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、「想定事故２」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

a. 評価の考え方：「想定事故１」と同一である。

b.　事故条件：使用済燃料プール水位を最も低下させるサイフォン現象の起因として、燃料プール冷却浄化系配管のうち系統最下部の配管の破断が発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却浄化系配管に設置された逆止弁が開固着し、逆止弁機能が十分に働かないと想定する。このため、水位は瞬時に低下するが、サイフォンブレーク孔の効果により、通常水位－0.5m で水位の低下が停止すると想定する。これらに重畳して、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を考慮する。事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 6.7MW、初期水温は運転上許容される上限の 65℃、初期水位は通常水位とする。使用済燃料プールと原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。

c.　機器条件：「想定事故１」と同一である。

d.　操作条件：大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による注水の準備は、注水機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、運転員及び重大事故等対応要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から 13 時間後に注水を開始するものとする。

②　解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a.　燃料プール冷却浄化系の配管破断により使用済燃料プール内の水位が通常水位から 0.5m 下まで低下した後、使用済燃料プール内の水温が約 7 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。

b.　事象発生から 13 時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約 0.89m 低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。

c.　代替注水の流量は 114m^3/h であり、崩壊熱により使用済燃料プール水温が 100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 12m^3/h を上回っていることから、通常水位に回復され、維持される。

d.　使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b.、c. 及び d. より、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目（a)、(b）及び（c）を満足している。

③　不確かさの影響評価

申請者が用いた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.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位－約 0.17m）とした場合であっても、漏えいによる水位低下は、サイフォンブレーク孔の効果により通常水位－0.5m で停止するとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

イ．操作条件の不確かさの影響

使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 13 時間後としているが、実際には注水機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から 10 時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 18 時間後であり、十分な時間余裕がある。

b.　不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故２」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

①　本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員については「想定事故１」と同一である。

② 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 2,070㎥ となる。これに対して、淡水貯水槽に約 10,000㎥ の水を保有しており、対応が可能である。

③ 本想定事故の対応に必要な燃料については「想定事故１」と同一である。

２．審査結果

規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故２」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故２」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（燃料プール冷却浄化系等）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重要な燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、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。

以上のとおり、規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故２」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．４　運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

第３７条第４項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷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と要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の（a）から（c）の項目（以下「運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認するとしている。

(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。

(c) 未臨界が確保されていること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除

く。)。

Ⅳ－１．２．４．１　崩壊熱除去機能喪失

運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」(以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、残留熱除去系の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る（※44)。

② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。

③ 初期の対策：待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能)、残留熱除去系（低圧注水モード)、サプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置

(※44) 原子炉補機冷却機能喪失に従属して崩壊熱除去機能が喪失する場合については、全交流動力電源喪失にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

a.　重要事故シーケンス：「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりである。対策の実施に対する余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する状態として、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態とする。

b.　評価の考え方：燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h（※43）に対応した原子炉水位は、燃料有効長頂部の約 2.0m 上である。原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.0m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.0m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認する。

c.　初期条件：本評価では、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）1 系統のほかに、残留熱除去系（低圧注水モード）1 系統が待機状態とする。原子炉停止後の炉心の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止 1 日後の崩壊熱の値（約 14MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約 24m^3/h である。

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、設計値である 52℃とする。

原子炉の初期圧力は大気圧とする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく評価するために、逃がし安全弁（自動減圧機能）の

手動開操作によって水蒸気を流出させ原子炉圧力を大気圧に維持するものとする。

d. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な要員及び燃料等の観点では、厳しい設定となる。

e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、設計値の 1,136㎥/h とする。

f. 操作条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失の確認に要する時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇し、事象発生から約 1 時間後に、沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から 2 時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は約 0.9m 低下して、燃料有効長頂部の約 4.2m 上となるが、冠水は維持される。

b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態では、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 4.2m 上に低下しても、原子炉建屋内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h（※43）を上回ることはない。

c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。

d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a.から d.より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った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. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水操作の開始は、崩壊熱除去機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 7 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.2 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 2 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器への注水操作開始時間を事象発生から 2 時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から 2 時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下するのは事象発生から約 4 時間後であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

b.　不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

①　本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、11 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事

故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計 760kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えによる炉心の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。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がないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（残留熱除去系の 1 系統）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重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに規制委員会は、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「崩壊熱除

去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．４．２　全交流動力電源喪失

運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、さらに、原子炉補機冷却機能が喪失する場合において、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失に起因して、残留熱除去系等の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。

② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要がある。

③ 初期の対策：ガスタービン発電機による給電を開始した後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安

全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を実施する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプの軸受等の冷却は、原子炉補機代替冷却水系で実施する。このため、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

a.　重要事故シーケンス：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失の重畳を考慮する。プラント状態については、「Ⅳ－１．２．４．１　崩壊熱除去機能喪失」と同一である。

b.　評価の考え方：「Ⅳ－１．２．４．１　崩壊熱除去機能喪失」と同一である。

c.　初期条件：「Ⅳ－１．２．４．１　崩壊熱除去機能喪失」と同一である。

d.　事故条件：全交流動力電源喪失により残留熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。

e.　機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の 100㎥/h とする。

原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は原子炉冷却材温度 154℃、海水温度 26℃における設計値の約 16MW とする。

f.　操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象発生から 2 時間後とする。また、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を考慮して、事象発生から 24 時間後とする。

②　解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a.　事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約 1 時間後に沸騰し原子炉水位は低下し始める。事象発生から 2 時間後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は、燃料有効長頂部の約 4.2m 上までの低下にとどまり、冠水は維持される。

b.　原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 4.2m 上まで低下しても、原子炉建屋内の線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h（※[43]）を上回ることはない。

c.　原子炉水位が回復後、事象発生から 24 時間後に原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。

d.　本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a.から d.より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③　不確かさの影響評価

申請者が行った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.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水準備操作の開始は、全交流動力電源喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 7 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.2 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 25 分後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

イ．操作条件の不確かさの影響

全交流動力電源喪失後、ガスタービン発電機から給電し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水準備操作を終了する時間は、事象発生から 25 分後であるが、本操作が遅れた場合でも通常運転水位から放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約 4 時間後であることから、十分な時間余裕がある。

b.　不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、28 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 534m^3 である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m^3 の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 42kL、大容量送水ポ

ンプ（タイプⅠ）により復水貯蔵タンクへ7日間給水した場合に必要となる軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画しているガスタービン発電機による給電、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉補機代替冷却水系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに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がないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、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（非常用ディーゼル発電機等）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重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに規制委員会は、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．４．３　原子炉冷却材の流出

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等による漏えいが発生する場合において、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等により原子炉冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサプレッションチェンバ側に流出する。これにより、原子炉圧力容器内の保有水が継続的に減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。

② 対策の考え方：運転停止中の原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉冷却材の流出を止めるとともに、原子炉圧力容器に注水し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。

③ 初期の対策：残留熱除去系系統切替時の原子炉冷却材の流出箇所を特定し、流出元の弁を閉止することにより流出を止めた後、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料

体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

a. 重要事故シーケンス：「原子炉冷却材の流出（RHR 切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりである。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象の認知までに要する時間が長く、原子炉冷却材の流出量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。

b. 評価の考え方：操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認する。

c. 初期条件：原子炉圧力容器の開放時について評価する。保有水量を厳しく評価する観点から、プールゲートは閉とする。また、水温は、原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて冷却されているため、その設計値である 52℃とする。

d. 事故条件：残留熱除去系系統切替時の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁開防止措置忘れによるサプレッションチェンバへの流出流量は 100m^3/h とする。

崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合においても、事象発生から原子炉ウェル満水まで水位が回復する約 2.2 時間に対して、原子炉冷却材の水温が 100℃に至るまでの時間が約 3.6 時間と長いため、崩壊熱による原子炉冷却材の水温上昇及び蒸発については考慮しない。

外部電源はないものとし、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 1,136m^3/h とする。

f. 操作条件：運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により 1 時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から 1 時間後とする。流出の停止時間及び待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による注水は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a.　事象発生後、原子炉冷却材が残留熱除去系の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁からサプレッションチェンバへ流出することにより原子炉水位は低下する。事象発生から 2 時間後に原子炉圧力容器への注水を行うことで、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約 14m 上まで低下するが、冠水は維持される。

b.　放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部の約 3.0m 上であり、燃料有効長頂部の約 14m 上まで水位が低下しても、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h(※[43])を上回ることはない。

c.　原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。

d.　本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a.から d.より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③　不確かさの影響評価

申請者が行った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.　解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、原子炉圧力容器が未開放の場合には、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間（約 43 分）は原子炉圧力容器への注水が可能となる時間（約 30 分）に対して、時間余裕があり、事象の認知も容易であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は 1 時間以上であり、時間余裕がある。

イ．操作条件の不確かさの影響

原子炉冷却材流出の停止操作は、水位低下の認知に要する時間及び隔離操作を考慮して、事象発生から 2 時間後としている。実際の操作は、運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態の把握による早期の認知に期待でき、その開始時間は早くなることから、十分な時間余裕がある。

原子炉注水の開始時間は、事象発生から 2 時間後としているが、原子炉ウェル満水から必要な遮蔽を確保できる最低水位に低下するまでの時間は事象発生から約 8 時間後であることから、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、11 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスでは、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッションプール水を水源とすることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要となる軽油量は約 735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kL であり、合計約 760kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉冷却材の流出停止、待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR 切替時の冷却材流出）＋崩壊

熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに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がないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、原子炉冷却材の流出が発生した残留熱除去系の1系統について、流出停止後の注水機能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重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに規制委員会は、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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR 切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「原子炉冷却材の流出」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．４．４　反応度の誤投入

運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって炉心に反応度が投入される場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に正の反応度が急激に投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。

② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の損傷を防止するためには、未臨界に必要な負の反応度を投入する必要がある。

③　初期の対策：原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより制御棒全挿入とする。このため、原子炉スクラム信号を発する起動領域モニタを重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定状態に向けた対策：初期の対策により原子炉の未臨界状態を維持する。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

①　解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要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.　重要事故シーケンス：反応度誤投入として、「停止中に実施される試験等により、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。

原子炉運転停止中において、炉心が臨界又は臨界近傍の状態になり得る試験として、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が引き抜かれる試験が実施されている。この試験において、運転員が操作量の制限を超える誤った制御棒引き抜きの操作を実施することとする。

b.　解析コード：炉心平均中性子束の過渡応答の評価を行うため、炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果等を取り扱うことができる APEX を用いる。

さらに、燃料エンタルピの過渡応答の評価により燃料健全性を確認するため、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SCAT（RIA 用）を用いる。

c.　初期条件：余剰反応度を大きくするため、炉心状態は、燃料交換後である平衡炉心のサイクル初期とする。炉心の実効増倍率は 1.0、原子炉出力は定格値の 10^{-8}、原子炉圧力は 0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は 20℃、燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO_2 とする。

d.　事故条件：運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。運転停止中に実施される試験等の方法を考慮し、制御棒引き抜きによる正の反応度

投入量を大きくするため、全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる対角隣接の組合せのものとする。誤引き抜きされる制御棒の反応度価値は、臨界近接時に引き抜かれる制御棒の最大反応度価値の制限値（1.0%Δk 以下）を超える約 1.93%Δk とする。制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となるため、外部電源はあるものとする。

e. 機器条件：制御棒は、引抜速度の上限値 9.1cm/s にて連続で引き抜かれるものとする。原子炉自動スクラムは、起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）信号により作動するものとする。

f. 操作条件：運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はない。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

a. 制御棒の引き抜き開始から約 9.3 秒後に起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）信号が発信することにより、原子炉が自動スクラムする。原子炉出力は定格値の約 4.4%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界になる。この過程で投入される反応度は約 1.14 ドル（投入反応度最大値:約 0.71%Δk）であることから、反応度投入事象（※[45]）に至るが、燃料エンタルピは最大で約 37kJ/kgUO_2 であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和 59 年 1 月 19 日原子力安全委員会決定）に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である 272kJ/kgUO_2（65cal/gUO_2）を超えることはなく、また、燃料エンタルピ増分の最大値は約 29kJ/kgUO_2 であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成 10 年 4 月 13 日　原子力安全委員会了承）に示された燃料ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上の燃料に対するペレット－被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分 167kJ/kgUO_2（40cal/gUO_2）を超えることはなく、燃料の健全性は維持される。

b. 原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水が維持されている。

（※[45]）「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和 59 年 1 月 19 日原子力安全委員会決定）において、反応度投入事象は、「臨界又は臨界近接の原子炉に、原則的に 1 ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピ増大が生じる事象をいう。」と定義されている。

c.　原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持されている。

上記 a.から c.より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③　不確かさの影響評価

申請者が行っ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。なお、本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要である。

a.　解析コードにおける不確かさの影響

解析コードの不確かさとして、ドップラ反応度フィードバック効果、制御棒反応度及び実効遅発中性子割合の不確かさを試験データとの比較により評価している。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さいことから、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

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の不確かさとして、炉心燃焼度、装荷されている燃料タイプ、初期出力、初期燃料温度等が考慮されている。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

c.　不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件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。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

①　本重要事故シーケンスにおいては、原子炉停止機能が自動で働くため運転員等の操作はないが、原子炉自動スクラム後の原子炉状態を確認するために必要な要員は１名である。これに対して、中央制御室には５名の運転員がおり、対応が可能である。

②　本重要事故シーケンスでは、原子炉圧力容器への注水等はない。また、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はない。

２．審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「停止中に実施される試験等により、制御棒１本が全引き抜きされている状態から、他の１本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」において、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが作動した場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに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、評価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。

また、原子炉自動スクラムにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避（※[46]）し、未臨界状態に到達した後は、未臨界状態の維持が可能であることを確認した。

さらに、規制委員会は、当該対策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。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「停止中に実施される試験等により、制御棒１本が全引き抜きされている状態から、他の１本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループ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「反応度の誤投入」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－１．２．５　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、炉心損傷防止対策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、

（※[46]）一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は発生するものの、燃料の健全性に影響を与えないことを確認した。

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踏まえ、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、原子炉格納容器破損防止対策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に実験による妥当性の確認が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当するとみなし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の適切性に係る確認が行われているかという観点を主とした審査を行う。

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．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）炉心損傷防止対策の有効性評価

①－１　起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析する上で原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA)」の評価については、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析することが可能な SAFER を使用している。また、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」の評価においては、燃料露出時において燃料被覆管の温度が 900℃以上の高温になる場合もあることから、詳細な燃料被覆管の温度評価が必要になるため、SAFER に加えて、燃料棒間等の輻射熱伝達を詳細に解析することが可能な CHASTE を併用している。

①－２　起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の熱水力挙動に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の熱水力挙動及び出力変化を同時に解析することが可能な REDY を使用している。PCT の評価については、REDY の計算結果を入力として、単一チャンネルの熱水力挙動を解析することが可能な SCAT を使用している。

② 「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA)」以外の事故シーケンスグループに対する評価については、原子炉圧力容器内で発生した水蒸気及び非凝縮性ガスが原子炉格納容器内へ長期間にわたり放出され、原子力格納容器内の温度及び圧力が上昇することから、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析することが可能な MAAP を使用している。

（２）原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価

① いずれの格納容器破損モードについても、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有する MAAP を使用している。

（３）運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

① 「反応度の誤投入」の評価については、制御棒誤引抜き時の炉心の出力変化等を解析することが可能な APEX 及び SCAT（RIA 用）を使用している。他の 3 事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出）については、崩壊熱曲線や水の物性値を用いて原子炉圧力容器内の水インベントリ変化を算出しており、解析コードを使用していない。

２．解析コードの妥当性確認及び有効性評価への適用性

（１）SAFER

① 申請内容

申請者は、SAFER 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. SAFER は、原子炉内熱水力過渡変化、炉心ヒートアップ、熱構造材、燃料被覆管の膨張等の計算機能及び燃料被覆管の破裂判定機能を有し、原子炉圧力容器に接続する原子炉冷却材圧力バウンダリの各種配管の破断事故、原子炉冷却材の喪失事故、原子炉冷却材保有量の異常な変化等を評価することが可能な熱水力過渡変化解析コードである。

b. 本コードは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定。以下「ECCS 性能評価指針」という。）において使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価解析）に適用実績がある。

c. 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。

c.－１　炉心における重要現象（燃料棒表面熱伝達、二相流体の流動）のモデルについては、総合効果試験である TBL（※[47]）、ROSA-Ⅲ（※[47]）及び FIST-ABWR（※[48]）の解析結果により妥当性を確認している。

c.－２　逃がし安全弁を含む原子炉圧力容器における重要現象のうち臨界流のモデルについては、TBL 試験、ROSA-Ⅲ試験及び FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認しており、二相流体の流動モデルについては FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認している。

c.－３　炉心（燃料）における重要現象（燃料棒表面熱伝達）のモデルに用いる熱伝達相関式については、熱伝達相関式の実験データベースの参照及び妥当性確認実験の結果との比較より、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。

d.　不確かさ評価としては、設計基準事故解析と同様に有効性評価解析においても、燃料棒表面熱伝達モデル、二相流体の流動モデル等は、PCT の評価において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、SAFER 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.　炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）における炉心及び原子炉圧力容器内の熱流動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は、「ECCS 性能評価指針」で適用性が認められており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価の解析）に適用実績がある。

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対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）に対しても、実験等を基に妥当性の確認が行われ、適用範囲が示されている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3（※[49]）を用いて、モデルプラン

(※47) TBL と ROSA-Ⅲは、BWR5 を模擬した LOCA 実験装置
(※48) FIST-ABWR は、ABWR を模擬した LOCA 実験装置
(※49) Information Systems Laboratories, Inc,” RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS”, (December 2001, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.)

トを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータ（※[50]）の傾向を確認した。

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 SAFER の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

（２）CHASTE

①　申請内容

申請者は、CHASTE 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.　CHASTE は、燃料棒間や燃料棒－チャンネルボックス間等の複雑な輻射伝熱等の計算機能を有し、炉心露出・ヒートアップ時の PCT を評価することが可能な解析コードである。なお、本コードの入力の一部は、SAFER の解析結果を引き継いでいる。

b.　本コードは、「ECCS 性能評価指針」で使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価解析）に適用実績がある。

c.　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。

c.－１　炉心における重要現象モデル（燃料棒表面熱伝達、輻射熱伝達）のモデルについては、BWR-FLECHT 実験、炉心冷却実験及びスプレイ熱伝達実験の解析結果により妥当性を確認している。また、BWR-FLECHT 実験では、PCT が高温領域のケースについてもデータがあり、さらに、スプレイ冷却特性実験では、スプレイを作動させない試験も実施していることから、この試験の解析結果により輻射熱伝達モデル単独の妥当性も確認している。

d.　不確かさ評価としては、上記 c.－１の実験の解析結果が実験結果を上回っていることから、本コードの燃料表面熱伝達モデルは PCT の評価に対して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、CHASTE 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.　炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失

（※[50]）評価項目に関連するパラメータ：燃料被覆管温度等

を除く。)における炉心の熱流動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は、「ECCS 性能評価指針」で適用性が認められており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析(ECCS の性能評価の解析）に適用実績がある。

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対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）に対しても、実験等を基に妥当性の確認が行われ、適用範囲が示されている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

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 CHASTE の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

（３）REDY

① 申請内容

申請者は、REDY 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. REDY は、制御系、熱水力、炉心動特性（一点炉近似動特性)、原子炉圧力容器内のほう酸濃度変化等の計算機能を有し、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体の熱流動と炉心動特性との相互作用を評価することが可能なプラント過渡特性解析コードである。

b. 本コードは、実機プラントの起動試験などで妥当と確認されたものであり、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。

c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行っている。

c.－１ 炉心の中性子動特性挙動に係る重要現象（核分裂出力、反応度フィードバック効果（ボイド、ドップラ))と炉心全体の熱流動に係る重要現象（沸騰、ボイド率変化）のモデルについては、ABWR 実機試験等における中性子束、シュラウド外水位等の過渡変化挙動の解析結果により、妥当性を確認している。

c.－２ 炉心全体の熱流動に係る重要現象（沸騰、ボイド率変化）のモ

デルについては、日本国内で実施されたボイドマップ確認試験等の解析結果により妥当性を確認している。

c.－３　再循環系における重要現象（冷却材流量変化）のモデルについては、実機試験の解析結果により制御系の応答特性等の妥当性を確認している。

c.－４　給水系（代替注水設備を含む。）における重要現象（ECCS 注水）のモデルについては、実機試験の解析結果等により妥当性を確認している。

c.－５　逃がし安全弁における重要現象（冷却材流出（臨界流、差圧流））のモデルについては、実機試験の解析結果により妥当性を確認している。

c.－６　原子炉圧力容器内へのほう酸水注入に係る重要現象（ほう酸水拡散）のモデルについては、実機を模擬した試験装置（縮尺モデル）の試験結果を根拠に、ほう酸水が拡散しにくい保守的な設定をしている。

c.－７　原子炉格納容器における重要現象（サプレッション・プール冷却）のモデルについては、空間的に原子炉格納容器を一体とし、基礎的な物理法則を適用した単純計算により保守性を確保している。

d.　不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡事象に伴う原子炉出力評価に対して影響が大きいとされる動的ボイド係数及び動的ドップラ係数について、当該事象の進展に係る変化の様相の影響、一点炉近似動特性モデルの影響、炉心内の空間的な過渡変化による影響、評価炉心変更の影響等を考慮して、感度解析を実施し、PCT の評価への影響が限定的であることを確認している。

本コードが、事象進展中の原子炉出力分布が一定として取り扱うことについても、感度解析等により PCT の評価への影響が限定的であることを確認している。

一点炉近似動特性モデルにおけるボロン反応度の不確かさについては、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる詳細計算等により未臨界を確保できることを確認している。

②　確認内容

規制委員会は、REDY 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.　「原子炉停止機能喪失」時における原子炉冷却材圧力バウンダリ内

の熱流動と炉心動特性との相互作用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. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。

c. 上記 a.の重要現象に係る解析モデルについて、「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認や感度解析により検討が行われ、適用範囲が示されている。

d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

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 REDY の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

（４）SCAT

① 申請内容

申請者は、SCAT 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. SCAT は、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等が計算でき、燃料の熱的余裕及び PCT を評価することが可能な単チャンネル熱水力解析コードである。

b. 本コードは、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における最小限界出力比（MCPR）の評価に適用実績がある。一方、有効性評価では、新たに、原子炉停止機能喪失の事象で生じる沸騰遷移後の PCT 及び燃料被覆管表面の酸化量を評価する。

c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行っている。

c.－１ 炉心内の燃料棒表面熱伝達に係る重要現象（被覆管表面熱伝達、リウェット）のモデルについては、NUPEC が実施した BWR 燃料集

合体熱水力試験（※51）の解析結果により妥当性を確認している。

c.－２　炉心内の沸騰遷移に係る重要現象（沸騰遷移）のモデルについては、ATLAS 試験データの解析結果により妥当性を確認している。

c.－３　炉心内の気液熱非平衡に係る重要現象（被覆管表面熱伝達、リウェット）のモデルについては、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験の解析結果により妥当性を確認している。

c.－４　炉心内の燃料被覆管における重要現象（燃料被覆管酸化）については、「ECCS 性能評価指針」において使用の妥当性が認められている Baker-Just 式により評価している。

d.　不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達や気液熱非平衡に係る重要現象のモデル（被覆管表面熱伝達モデル、リウェットモデル）に用いる相関式が、有効性評価で着目する燃料被覆管温度の高温領域でも PCT を高めに評価する傾向を示すことを根拠に、PCT 評価の保守性が維持されていることを確認している。

②　確認内容

規制委員会は、SCAT 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.　「原子炉停止機能喪失」時における炉心の熱流動と燃料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.　本コードは、沸騰遷移に至る前の炉心を対象としており、BWR の原子炉設置許可申請書等の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における沸騰遷移に至るまでの安全余裕の解析に適用実績がある。

c.　上記 a.の重要現象に係る解析モデルについて、「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認により検討が行われ、PCT 評価に係る適用範囲が示されている。

d.　不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

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 SCAT の特性

（※51）平成８年度「燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」、（財）原子力発電技術機構、平成９年３月（本試験は、平成９年度、平成 10 年度及び平成 11 年度にも実施されている。）

に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

（５）MAAP

①　申請内容

申請者は、MAAP 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.　MAAP は、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器内、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を評価することが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

b.　国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。

c.　重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性の確認を行っている。

c.－１　炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び BWR の炉心溶融過程を模擬した CORA 実験解析により妥当性を確認している。

c.－２　主蒸気逃がし安全弁における重要現象（冷却材放出）については、放出流量が設計値に基づいて設定されている。

c.－３　LOCA 破断口における重要現象（臨界流：Henry-Fauske のモデル）については、Marviken 試験装置による実験の結果より、妥当性を確認している。

c.－４　格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、沸騰・水素濃度）については、HDR 実験及び CSTF 実験の解析により妥当性を確認している。

c.－５　炉心損傷後の原子炉圧力容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性を確認している。

c.－６　炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験及び ABCOVE 実験の解析により

妥当性を確認している。

c.－7　炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR 試験、OECD-MCCI 実験等の解析により妥当性を確認している。

d.　不確かさ評価としては、「高圧注水・減圧機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA)」の事象進展中における炉心露出開始時間について、SAFER との比較により不確かさを評価している。また、FCI、DCH、MCCI の各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

②　確認内容

規制委員会は、MAAP 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。なお、シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要がある。

a.　炉心損傷後を含めたシビアアクシデント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.　シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードの 1 つであり、BWR 実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。

c.　実験による妥当性の確認や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、上記 a.の重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。

d.　規制委員会は、これまでに MELCOR（※[52-53]）によりモデルプラントを対象とした複数の事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAP による解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は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 MAAP の解析

(※52) R. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol.2:Reference Manuals Ver.1.8.5.," NUREG/CR-6119, Vol.2, Rev.2 / SAND2000-2417/2, (May 2000).

(※53) R. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol.3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, Vol.3, NRC. (2001)

結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と考えている。

（６）APEX

①　申請内容

申請者は、APEX 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.　APEX は、一点炉近似動特性方程式、定常の二次元（RZ）拡散方程式等を用いて、反応度投入事象における炉心の中性子動特性等を評価することが可能な解析コードである。燃料エンタルピの増分については、APEX の解析結果を入力として、SCAT（RIA 用）を用いて単チャンネル熱水力解析を行うことにより評価する。

b.　APEX と SCAT（RIA 用）は、BWR の原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ増分の評価に使用されているものと同一である。「反応度の誤投入」時の物理事象が、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」と基本的に同一の物理現象を扱い、反応度の投入量も少ないことから、本コードは「反応度の誤投入」時の有効性評価に対して適用性がある。

c.　重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行っている。

c.－１　APEX の炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラ反応度フィードバック効果等）については、SPERT-Ⅲ E-core 実験の解析結果により、総合的に妥当性を確認している。

c.－２　ドップラ反応度フィードバック効果については、核定数としてのドップラ反応度係数（※[54]）を Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較により検証し、また、実効遅発中性子発生割合（※[55]）を MISTRAL 臨界試験の解析結果により妥当性を確認している。

c.－３　制御棒反応度価値（※[56]）については、実機での制御棒価値測定試験の解析結果により妥当性を確認している。

d.　不確かさ評価としては、「反応度の誤投入」時において、投入反応度量及び燃料エンタルピ増分の評価に対して影響が大きいと思われるド

（※[54]）核定数は APEX の入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。Hellstrand の式の実効共鳴積分の温度依存性と単位燃料集合体核計算コードによる実効共鳴積分の温度依存性の比較をしている。

（※[55]）実効遅発中性子割合は APEX の入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。単位燃料集合体核計算コードによる解析値と試験の測定値を比較している。

（※[56]）制御棒反応度価値は APEX の入力データであり、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより求めている。

ップラフィードバック効果及び制御棒反応度価値について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

② 確認内容

規制委員会は、APEX についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。

a. 「反応度の誤投入」時の事象進展中における炉心の中性子動特性等と単チャンネル熱水力解析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. 本コードについては、BWR の原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ増分の評価に適用実績がある。

c. 上記 a. の重要現象が「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」の物理現象に包含されることから、本コードは「反応度の誤投入」時の解析に適用できる。

d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、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 APEX の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

Ⅳ－２ 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準１．０関係）

重大事故等防止技術的能力基準１．０項「共通事項」は、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項及び同項の解釈を踏まえ必要な検討を加えた上で策定されており、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準１．０項の要求事項に適合するものと判断した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

なお、各手順等における固有の要求に対する審査については、Ⅳ－４．１からⅣ－４．１９で行っている。

また、重大事故等対策については、1 号及び 3 号炉の原子炉圧力容器に燃料を装荷しないことを前提とした手順等として確認した。

１．重大事故等対処設備に関する手順等に係る共通の要求事項

（１）切替えの容易性

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項（１）①にのっとって、重大事故等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、確実に行えるよう訓練を実施する方針であることを確認した。

（２）アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項（１）②にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であること。

② 障害物を除去可能なブルドーザ等の重機を保管し、それを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。

なお、規制委員会は、設計基準において想定している規模を超える自然現象が生じた場合の対応等を示すよう求めた。申請者は、設計基準上の想定を超える自然現象等の発生によりアクセスルートの確保が困難になる場合を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保した上で、被害状況に応じて複数のアクセスルートの中からルートを選択するなどの措置を講ずることを示した。

２．復旧作業に係る要求事項

（１）予備品等の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項（２）①にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保すること。

② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めること。

（２）保管場所の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項（２）②にのっとって、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。

（３）アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項（２）③にのっとって、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「１．（２）アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。

３．支援に係る要求事項

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項（３）にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

（１）本発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後７日間は事故収束対応を維持できる方針であること。

（２）プラントメーカ、協力会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。

（３）本発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等について、事象発生後６日間までに支援を受けられる計画であること。

４．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

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項（４）解釈１にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 情報の収集及び判断基準【解釈１a)】

全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び重大事故等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、手順書にまとめる方針であること。

② 判断に迷う操作等の判断基準の明確化【解釈１b)】

海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であること。

③ 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針【解釈１c)】

a. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。

b. 発電課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する方針であること。

c. 発電所の発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること。同方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部用手順書に整備する方針であること。

④ 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化【解釈１d)】

a. 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。

b. 運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。

⑤ 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備【解釈１e)】

a. 重大事故等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、運転操作手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する方針であること。

b. 重大事故等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発電所対策本部用手順書に整理する方針であること。

c. 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員が使用する運転操作手順書、重大事故等対策要員（運転員を除く。）が使用する発電所対策本部用手順書に整理する方針であること。

⑥ 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備【解釈１f)】

a.　前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。

b.　前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。

c.　大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であること。

（２）訓練の実施

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準１．０項（４）解釈２にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

①　教育及び訓練の実施方針【解釈２a)】

重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用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方針であること。

②　知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施【解釈２b)】

a.　要員の役割に応じて重大事故等の内容、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行う方針であること。

b.　現場作業を行う重大事故等対策要員（運転員を除く。）と運転員が連携して一連の活動を行うための訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。

③　保守訓練の実施【解釈２c)】

普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する方針であること。

④　高線量下等を想定した訓練の実施【解釈２d)】

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方針であること。

⑤　マニュアル等を即時利用可能とするための準備【解釈２e)】

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対応訓練を行う方針であること。

なお、規制委員会は、重大事故等対策要員の力量付与について申請者に示すよう求めた。

申請者は、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、力量を付与された要員を必要人数配置することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

（３）体制の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（４）解釈３にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 役割分担及び責任者の明確化【解釈３a)】

a. 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。

b. 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。

c. 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。

② 実施組織の構成【解釈３b)】

重大事故等対策を実施する実施組織を、

a. 事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作等を実施する発電管理班

b. 事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の操作、不具合設備の復旧、火災発生時の消火活動等を実施する保修班

で構成し、必要な役割分担を行い、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する方針であること。

③ 複数号炉の同時被災への対応【解釈３c)】

a. 複数号炉での対処が必要な事象が発生した場合において、運転号炉及び停止号炉に配置された統括は、発電所対策本部長の活動方針の下、対象号炉の事故影響の緩和及び拡大の防止に関わる運転操作への助言、可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等に関する統括を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。

b. 必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。

④ 支援組織の構成【解釈３d)】

a.　発電所対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。

b.　技術支援組織は、プラント状態の進展予測、評価等を行う班、発電所内外の放射線及び放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する指示等を行う班で構成すること。

c.　運営支援組織は、発電所対策本部の運営支援、対外関係機関への通報連絡等を行う班、要員の呼集、資材の調達及び輸送に関する一元管理等を行う班、社外対応情報の収集、報道機関対応者の支援等を行う班で構成すること。

⑤　対策本部の設置及び要員の招集【解釈３e)】

a.　所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。

b.　夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内に、重大事故等対策要員（2 号炉運転員 7 名を含む。）30 名、1 号炉及び 3 号炉の運転員計 8 名及び初期消火要員（消防車隊）6 名の合計 44 名を常時確保する方針であること。なお、事象発生後約 12 時間を目途に重大事故等対策要員 54 名を確保する方針とし、このうち、事象発生後約 1 時間以内に重大事故等対策要員 4 名を確保する方針としている。

c.　夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。

また、申請者は、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合の対応に備え、重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行うこと、重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

⑥　各班の役割分担及び責任者の明確化【解釈３f)】

重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記４.（３）②項及び４.（３）④項に示す各班の機能を明確にするとともに、対策の実施責任を有する各班の班長及び発電課長並びにその代行者を配置する方針であること。

⑦　指揮命令系統及び代行者の明確化【解釈３g)】

発電所対策本部における指揮命令系統を明確にすること、指揮者等が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であること。

⑧　実効的に活動するための設備等の整備【解釈３h)】

a.　実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所を整備する方針であること。

b.　中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型通話装置等を整備する方針であること。

⑨　発電所内外への情報提供【解釈３i)】

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であること。

⑩　外部からの支援体制の整備【解釈３j)】

a.　発電所外部からの支援を受けることができるよう、緊急体制を発令した場合に本店対策本部を設置する等の体制を整備する方針であること。

b.　本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、店所対策本部及び関係店所との連絡を行う事務局、応急復旧の総括、官公庁及び地方自治体への報告及び連絡、放射性物質による被害状況の把握、事故影響範囲の評価、他原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織への応援要請、原子力事業所災害対策支援拠点の開設及び運営等を行う班、報道関係に対する情報提供等を行う班、土地の被害調査等を行う班、復旧活動従業員の安全対策、医師・病院の手配等を行う班、復旧用資材の調達及び輸送、輸送用機動力の調達及び確保、一般交通関係情報の収集等を行う班、ヘリコプターの確保及び運用、供給対策等を行う班、応急復旧対策及び本復旧計画の策定等を行う班、保安通信回線の確保、電気通信事業者回線及び社外非常用通信設備の利用対策を行う班で構成し、技術面及び運営面で支援する方針であること。

c.　本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること。

d.　本店対策本部は、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。

⑪　事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備【解釈３k)】

a.　重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、社内外の関係各所と連係し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。

b.　重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故の収束活動を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を整備する方針であること。

Ⅳ－３　重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第３８条～第４１条及び第４３条関係）

第３８条から第４１条は、重大事故等対処施設に対して、必要な機能が地盤の変位等、地震、津波及び火災によって損なわれるおそれがないことを要求している。第３８条から第４１条の審査においては、重大事故等対処施設の設計方針等について、設計基準対象施設の設計方針等との相違を踏まえた審査を行った。

また、第４３条においては、重大事故等に対処するため、重大事故等対処設備について、必要な容量の確保や悪影響の防止等の適切な措置等を講じることを要求している。

なお、各設備における固有の要求に対する審査内容については、Ⅳ－４．１からⅣ－４．１９で示している。

Ⅳ－３．１　重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係）

第３８条は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じて適用される地震力が作用した場合においても、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を要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備（※[57]）が設置されるものに限る。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な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。

申請者は、「Ⅲ－２　設計基準対象施設の地盤（第３条関係）」において評価され

(※[57])「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」は、第３８条において定義されているものである。以下同様。

ている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項の評価内容で代表できるものとし、当該地盤以外に設置される重大事故等対処施設については、施設規模等を踏まえ、緊急時対策建屋を代表施設に選定し、当該建屋を対象に評価を行っている。

規制委員会は、この施設を対象に評価を行うことは妥当であると判断し、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、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．地盤の変位

第３８条において準じて適用する解釈別記１は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。以下この項において同じ。）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、重大事故等対処施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、評価結果を以下のとおりとしている。

（１）緊急時対策建屋を設置する地盤には、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、「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。

（２）なお、「Ⅲ－２　設計基準対象施設の地盤（第３条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項に示すとおり、重大事故等対処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」に該当する断層は認められないと評価した。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変位については、申請者が実施した調査及び評価手法が適切であり、その結果、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないことを確認していることから、解釈別記１の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

２．地盤の支持

第３８条において準じて適用する解釈別記１は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じた地震力（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けなければならないこと、さらに、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、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、重大事故等対処施設に対する設計方針及び重大事故等対処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）常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。また、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

（２）重大事故等対処施設については、十分な支持性能を有する岩盤に直接支持する設計方針としている。

（３）緊急時対策建屋を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。

（４）基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、緊急時対策建屋の振動方向及び地質を考慮し、当該施設を通り直交する２断面を評価対象断面として選定した上で、二次元有限要素法により行った。

（５）動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相の反転についても考慮した。また、地下水位については、地表面に設定した。

（６）動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎底面における最大接地圧は 1.0N/mm^2 であり、支持力試験の結果から得られた評価基準値（11.4N/mm^2）を下回る。

（７）動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の 1.5 を上回る。

（８）動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である 1/2,000 を下回る。

（9）「Ⅲ－２　設計基準対象施設の地盤（第３条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「２．地盤の支持」に示すとおり、原子炉建屋の評価に代表され、評価基準値又は評価基準値の目安を満足する。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、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。

・重大事故等対処施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤に設置すること
・重大事故等対処施設について、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

第３８条において準じて適用する解釈別記１は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。以下この項において同じ。）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重大事故等に対処するために必要な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、重大事故等対処施設の支持地盤に係る設計方針、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）重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロックを介して岩盤及び改良地盤の上に設置されていることから、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が、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。

（2）重大事故等対処施設の支持地盤の地殻変動による傾斜については、敷地及び敷地近傍には、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変動による本発電所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、「Ⅲ－３．１　基準津波」において設定した東北地方太平洋沖型地震を想定した波源モデルである基準断層モデル③並びに本発電所に比較的近い活断層であるＦ－６断層～Ｆ－９断層による地震及び仙台湾の断層群による地震について、Okada（1992）の手法により、緊急時対策建屋の傾斜を評価した結果、評価基準値の目安である1/2,000を下回る。

また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においても、1/2,000 を下回る。

（3）「Ⅲ－２　設計基準対象施設の地盤（第３条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「３．地盤の変形」に示すとおり、原子炉建屋の評価に代表され、評価基準値の目安を満足する。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変形については、以下のことから、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。

・重大事故等対処施設は、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が、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする方針としていること

・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること

Ⅳ－３．２　地震による損傷の防止（第３９条関係）

第３９条は、重大事故等対処施設が、施設の区分に応じて適用される地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすること等を要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）が、基準地震動による地震力によって生ずるおそれのある斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な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。

１．耐震設計方針

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、重大事故等対処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、斜面法尻から対象施設までの離間距離が十分にあることから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。

１．耐震設計方針

申請者は、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、以下のとおり耐震設計を行うとしている。

（１）重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計

① 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

② 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震動による地震力及び静的地震力に十分に耐えることができるよう設計する。

③ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

（２）地震力の算定方針

地震力の算定は、設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定等を適用する。

（３）荷重の組合せと許容限界の設定方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重、設計基準事故の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造物全体としての変形（耐震壁のせん断ひずみ等）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するよう設計する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転、運転時の異常な過渡

変化、設計基準事故及び重大事故等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た荷重条件に対して、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、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。「運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重」のうち、

① 地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重は、地震力と組み合わせる

② 地震によって引き起こされるおそれはないが、いったん発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、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、適切な地震力と組み合わせる

ものとする。

（４）波及的影響に係る設計方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、Ｂクラス及びＣクラスの施設等の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

規制委員会は、申請者が重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計するとしており、解釈別記２の規定に適合していることを確認した。

Ⅳ－３．３　津波による損傷の防止（第４０条関係）

第４０条は、重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な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。

申請者は、重大事故等対処施設について、基準津波に対して以下の方針としている。

１．防護対象とする施設を内包する建屋及び区画に設置する重大事故等対処施設は、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とする。

２．それ以外の建屋及び区画に設置する重大事故等対処施設は、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とし、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第３保管エリアについては浸水防止対策を実施するとともに、緊急時対策建屋、緊

急用電気品建屋、ガスタービン発電設備タンクピット及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第１保管エリア等は、津波による遡上波が到達しない高さの敷地に設置する。

規制委員会は、申請者が、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針により、重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれない設計としていることから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅳ－３．４　火災による損傷の防止（第４１条関係）

第４１条は、重大事故等対処施設が、火災によって必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止すること、かつ、火災を感知及び消火することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設は、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、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じた設計とするとしている。

規制委員会は、重大事故等対処施設について、火災防護基準に基づく火災防護設計が行われる方針であり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅳ－３．５　重大事故等対処設備（第４３条関係）

第４３条は、重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

①　環境条件及び荷重条件（43-1-1（※[58]））
②　操作性（43-1-2）
③　試験又は検査（43-1-3）
④　切替えの容易性（43-1-4）
⑤　他の設備に対する悪影響防止（43-1-5）
⑥　現場の作業環境（43-1-6）

また、常設重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

①　容量（43-2-1）
②　共用の禁止（43-2-2）
③　設計基準事故対処設備との多様性（43-2-3）

（※[58]）「43-1-1」は、第４３条において該当する条項「第４３条第１項第１号」を示す。以下同様。

さらに、可搬型重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

① 容量（43-3-1）
② 確実な接続（43-3-2）
③ 複数の接続口（43-3-3）
④ 現場の作業環境（43-3-4）
⑤ 保管場所（43-3-5）
⑥ アクセスルートの確保（43-3-6）
⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（43-3-7）

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、各設備が第４３条に適合しているかはⅣ－４．１からⅣ－４．１９で示している。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

１．審査確認事項

（１）重大事故等対処設備（第４３条第１項関係）

申請者は、重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 環境条件及び荷重条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等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、その設置場所（使用場所）又は保管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。

② 操作性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等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。

③ 試験又は検査

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。

④ 切替えの容易性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等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、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

⑤　他の設備に対する悪影響防止

重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

⑥　現場の作業環境

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とする。

規制委員会は、本申請が、重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等とし、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計方針とするなど、第４３条第１項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

（２）常設重大事故等対処設備（第４３条第２項関係）

申請者は、常設重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

①　容量

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

②　共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

③　設計基準事故対処設備との多様性

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、常設重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等について、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とするなど、第４３条第２項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

（３）可搬型重大事故等対処設備（第４３条第３項関係）

申請者は、可搬型重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 容量

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

② 確実な接続

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方法の統一も考慮する。

③ 複数の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。

④ 現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない場所の選定、遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

⑤ 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処

設備等及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備からも 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管する。

⑥　アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、本発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計する。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数を確保する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザ及びバックホウをそれぞれ 1 台（予備 1 台）保管、使用する。

⑦　設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、可搬型重大事故等対処設備の設備共通の設計方針について、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管するなど、第４３条第３項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

Ⅳ－４　重大事故等対処設備及び手順等

第４４条から第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１項から１．１９項は、原子炉設置者に対し、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等を

整備することを要求している。このうち、手順等については、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の要求事項に対応し、適切に整備する方針であるか、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるかを審査した。さらに、申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるかを審査した。

Ⅳ－４．１　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第４４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１関係）

本節では、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第４４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１項（以下「第４４条等」という。）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(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第４４条等は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第４４条等における「原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等」とは、「原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」において、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）手動による原子炉の緊急停止操作を実施する手順等
ロ）センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路（ARI）
ハ）原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる設備

二）原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動操作により停止させる手順等

ホ）十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備及び手順等

また、上記ホ）の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ヘ）ほう酸水注入設備を起動する判断基準を明確に定めること。

ト）緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備を作動させること。

申請者は、第４４条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等

② センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路

③ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能（※[59]）の代替機能を有する設備及び手順等

④ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動により停止させるための設備及び手順等

⑤ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等

⑥ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[60]）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能の代替機能を有する設備及び手順等

② 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等

③ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等

（３）規制委員会は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、第４４条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第４４条等に適合するものと判断した。

（※[59]）タービントリップ又は発電機負荷遮断時に原子炉再循環ポンプ全２台を自動停止させる原子炉再循環ポンプトリップ機能

（※[60]）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「原子炉停止機能喪失」についての有効性評価をいう。

また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．０項（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第４３条等」という。）等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第４４条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第４４条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b.　センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路による自動制御棒全挿入。そのために、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

c.　原子炉再循環ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

d.　原子炉再循環ポンプが自動トリップしない場合における原子炉再循環ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

e.　ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

f.　ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の信号又は手動操作による自動減圧の阻止。そのために、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a.の対策が第４４条等要求事項イ）に、b.の対策が同ロ）に、c.の対策が同ハ）に、d.の対策が同ニ）に、e.の対策が同ホ）、同ヘ）及び同ト）に対応するものであることを確認した。

f.の対策が第４４条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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。

b.　ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、緊急停止失敗の場合に、必要な負の反応度を投入できるように原子炉再循環ポンプ全２台を自動停止又は手動停止（※[61]）できる設計とする。

c.　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、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。

d.　ほう酸水注入系は、緊急停止失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために十分な反応度制御能力を有する設計とする。

e.　ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図り、多様性を有する設計とする。

f.　ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、信号による自動作動又は起動スイッチによる手動操作により自動減圧を阻止する設計とする。なお、自動作動させる信号は、中性子束高及び原子炉水位低（レベル 2）とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は代替原子炉再循環ポンプト

（※[61]）炉心流量の減少により過渡的に原子炉圧力容器内のボイド率が増加し、ボイド反応度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力を降下させる。

リップ遮断器までを設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であること、b)ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、著しい炉心損傷の防止に必要な原子炉出力降下をさせるために原子炉再循環ポンプ全2台を自動停止及び手動停止できる設備であること、c)ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備である原子炉保護系に対して、異なる電源を用いることにより多様性を有していること、d)ほう酸水注入系は、緊急停止失敗時において原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設備であること、e)ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られており、異なる駆動源を用いることにより多様性を有していること、f)ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧を阻止できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を 1 名により、2 分以内に実施する。

b.　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入の場合（※62）には、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止の確認の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認を 1 名で実施する。

c.　ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、停止して

（※62）以降、”ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入の場合”を、”ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合”という。

いない原子炉再循環ポンプを手動により停止する手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を１名により、1 分以内に実施する。

d.　ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプのトリップ状況を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手動操作を１名により、１分以内に実施する。

e.　ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を１名により、5 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を、a.、b.、c.、d.、e.の順に設定して明確化していること、b)上記の全ての操作を中央制御室で行えることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上により、規制委員会は、①a.の対策が第４４条等要求事項イ）に、①b.の対策が同ロ）に、①c.の対策が同ハ）に、①d.の対策が同ニ）に、①e.の対策が同ホ)、同へ）及び同ト）に対応するものであること、①f.の対策が第４４条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第４４条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、有効性評価（第３７条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を抑制すること、ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行すること及び原子炉出力の急上昇を防止するため自動減圧を阻止することを必要な対策としている。

これらの対策は、（１）①c.、e.及び f.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、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、原子炉緊急停止失敗時において原子炉出力を抑制し未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成する機能を回復するための自主対策設備（※[63]）及び手順等を整備するとしている。

（１）フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．１－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 運転時の異常な過渡変化時において、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原子炉手動スクラムボタンを操作するとともに原子炉モードスイッチを「停止」とする手順に着手する。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 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計 2 名により、1 分以内に実施する。

③ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムソレノイドヒューズの引抜き操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計 2 名により、10 分以内に実施する。

（※[63]）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。

④　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラム操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計 2 名により、20 分以内に実施する。

⑤　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムパイロット弁用制御空気の排気操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、現場での操作を計 2 名により、50 分以内に実施する。

⑥　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、原子炉手動制御系による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作の準備を計 2 名により、1 分以内に実施する。

⑦　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、原子炉出力が基準値以上の場合又は原子炉が隔離状態の場合には、給水系（タービン駆動原子炉給水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプ）による給水量の調整等により、レベル 1 より 1,000mm 以上を維持するように原子炉水位の低下操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作の準備を計 2 名により、1 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ	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、主スクラム回路を自動スクラムと共有しているものの、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ「停止」を操作することで制御棒のスクラム動作が可能となる場合があるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
選択制御棒挿入機構	あらかじめ選択した制御棒を自動的に挿入する機能であり、全ての状況に対応した未臨界の維持は困難であるものの、原子炉出力を抑制する手段となり得る。
スクラムソレノイドヒューズ	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、中央制御室に設置している当該ヒューズを引き抜くこと

	でスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することにより、制御棒を緊急挿入する手段となり得る。
スクラムテストスイッチ	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
スクラムパイロット弁用制御空気配管・弁	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、スクラムパイロット弁用制御空気配管内の計装用圧縮空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
原子炉手動制御系	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、制御棒を手動挿入することにより、原子炉出力を抑制する手段となり得る。
給水制御系及び給水系（タービン駆動原子炉給水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプ）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、常用電源が健全であれば給水系による原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下させることができるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。

Ⅳ－４．２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第４５条及び重大事故等防止技術的能力基準１．２関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第４５条及び重大事故等防止技術的能力基準１．２項（以下「第４５条等」という。）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（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第４５条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能（※[64]）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第４５条等における「発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

①－１　全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統の喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系により原子炉を冷却するため、以下の設備及び手順等を整備すること。

イ）可搬型重大事故防止設備

現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間（※[65]）の運転継続を行う設備及び手順等（ただし、下記ロ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。）

ロ）現場操作

現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備及び手順等

ハ）監視及び制御

ハ）－１　原子炉水位を推定する手順等

ハ）－２　原子炉隔離時冷却系等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等

ハ）－３　原子炉水位を制御する手順等

①－２　原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

①－３　重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水できる手順等

申請者は、第４５条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

②－１　現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系を起動・運転継続するための設備及び手順等

（※[64]）申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。
・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能

（※[65]）「十分な期間」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のことをいう。

②－２　計測設備により監視及び制御するための手順等

a.　原子炉水位を監視又は推定するための手順等（※[66]）

b.　原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況を確認するための手順等

c.　原子炉水位の制御のための手順等

②－３　原子炉隔離時冷却系を起動及び運転継続するための可搬型代替直流電源設備、代替交流電源設備等の設備及び手順等（※[67]）

②－４　原子炉圧力容器へほう酸水を注入するための設備及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[68]）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、中央制御室からの起動による原子炉圧力容器への注水のための高圧代替注水系等の設備及び手順等を整備する方針としている。

（３）規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第４５条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第４５条等に適合するものと判断した。

また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第４５条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第４５条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

（※[66]）監視又は推定するための手順等については、「Ⅳ－４．１５　計装設備及びその手順等」において整理

（※[67]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

（※[68]）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

a.　原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、原子炉隔離時冷却系ポンプ（現場手動操作）及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプ（現場手動操作）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

c.　原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況並びに原子炉水位の監視及び制御。そのために、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉圧力計（SA）、高圧代替注水系ポンプ出口流量計及び復水貯蔵タンク水位計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）及び原子炉圧力計を重大事故等対処設備として位置付ける。

d.　原子炉隔離時冷却系を復旧するための設備及び手順等。そのために、可搬型代替直流電源設備、ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

e.　ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入。そのために、ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.及びb.の対策が第４５条等要求事項ロ）に、c.の対策が同ハ）に、d.の対策が同①－２に、e.の対策が①－３に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、設計基準事故対処設備に対して弁の駆動方法について多様性を有する設計とする。

b.　高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とするとしている。また、炉心の著しい損傷を防止するために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場での手動操作を可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して、弁の駆動方法について多様性を有する設計とすること、b)高圧代替注水系ポンプは、タービン駆動であり、電動機駆動である設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系ポンプに対して、ポンプの駆動方法について多様性を有していること、c)高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備からの給電並びに現場での手動操作を可能とすることにより、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、弁の駆動方法について多様性を有していること、d)高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていること、想定している重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、現場での RCIC 蒸気供給ライン分離弁の手動閉操作、HPAC 注入弁及び HPAC タービン止め弁の手動開操作等を計 3 名により、35 分以内に実施する。

b.　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合であって、高圧代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原

子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する。この手順では、現場でのRCIC 蒸気供給ライン分離弁及び RCIC タービン止め弁の手動開操作、HPAC 蒸気供給ライン分離弁の手動閉操作等を計 5 名により、110 分以内に実施する。

c. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入系ポンプ起動、運転状況の確認等を 1 名により、15 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を設定して明確化していること、b)人力による原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧代替注水系ポンプの起動等について、弁の手動操作、ポンプの流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.及び b.の対策が第４５条等要求事項ロ）に、①c.の対策が同ハ）に、①d.の対策が同①－２に、①e.の対策が同①－３に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第４５条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第３７条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備と

して新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

②　重大事故等対処設備の設計方針

①に掲げる重大事故等対処設備については、（１）①b.と同じであるため、重大事故等対処設備の設計方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室での RCIC 蒸気供給ライン分離弁の閉操作、HPAC 注入弁及び HPAC タービン止め弁の開操作等を１名により、15 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の判断基準が明確であること、b)原子炉圧力容器への注水の手順等について、高圧代替注水系ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、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、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、その機能を構成するサポート系の機能を回復するため、重大事故等の進展を抑制するため並びに監視及び制御を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順として、代替電源設備からの給電による原子炉隔離時冷却系の復旧に関する手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理するとしている。

（２）重大事故等の進展を抑制するための設備及び手順等

申請者は、重大事故等の進展を抑制するための設備（表Ⅳ－４．２－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を 1 名により、20 分以内に実施する。

② 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、純水補給水系を水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、ほう酸水注入系ポンプ起動、系統の構成等を計 3 名により、35 分以内に実施する。

（３）監視及び制御を行うための設備及び手順等

申請者は、監視及び制御を行うための設備を用いた主な手順等として、原子炉水位（狭帯域）、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器に関する手順等については、「Ⅳ－４．１５　計装設備及びその手順等」において整理するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．２－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
制御棒駆動水圧系	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、重大事故等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、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
ほう酸水注入系（原子炉へ注水する場合）	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、純水補給水系において、重大事故等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、水源を純水補給水系に切り替えることができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。

Ⅳ－４．３　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準１．３関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準１．３項（以下「第４６条等」という。）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（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第４６条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する減圧機能（※[69]）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウン

（※[69]）申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における設計基準事故対処設備が有する減圧機能について、以下のとおりとしている。
・逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能

ダリを減圧するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第４６条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）原子炉の水位が低下した状態であって、低圧注水系が利用可能な状態である場合に、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックの追加

ロ）可搬型重大事故防止設備

ロ）－１　常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手動設備又は可搬型代替直流電源設備及び手順等

ロ）－２　減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベ及び手順等

ハ）常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう代替電源による復旧手順等が整備されていること。

ニ）インターフェイスシステム LOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離するための手順等。隔離できない場合に原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手順等

また、上記ロ）－１及びロ）－２については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ホ）減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

申請者は、第４６条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

①　逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるための代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）等の設備

②　常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）、125V 直流電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用可搬型

蓄電池等の設備及び手順等（※[70]）

③　逃がし安全弁（自動減圧機能）作動窒素ガス喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための高圧窒素ガスボンベ等の設備及び手順等

④　常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池)、ガスタービン発電機等の設備及び手順等（※[70]）

⑤　インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための HPCS 注入隔離弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等

⑥　上記②及び③の設備については、減圧用の弁の作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。

⑦　炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[71]）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

①　逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるための代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）等の設備

②　常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）等の設備及び手順等

③　常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等

④　インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための HPCS 注入隔離弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離

（※[70]）代替電源（主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び 125V 直流電源切替盤を除く。）に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

（※[71]）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA)」、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」をいう。

ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等

⑤　炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等

（３）規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、第４６条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第４６条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第４６条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第４６条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を用いて逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　可搬型重大事故防止設備等を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）、125V 直流電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び高圧窒素ガスボンベを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大

事故等対処設備として位置付ける。

c. 代替電源による復旧。そのために、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）及びガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

d. インターフェイスシステム LOCA 発生時における漏えい箇所の隔離。そのために、HPCS 注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。漏えい箇所の隔離ができない場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

e. 原子炉格納容器高圧時に逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に動作させるための背圧対策。そのために、代替高圧窒素ガス供給系として高圧窒素ガスボンベを重大事故等対処設備として新たに整備する。

f. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.の対策が第４６条等要求事項イ）に、b.の対策が同ロ）に、c.の対策が同ハ）に、d.の対策が同ニ）に、e.の対策が同ホ）に対応するものであることを確認した。f.の対策が第４６条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備に対して可能な限り多様性を備えた設計とする。なお、本論理回路は、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（※[72]）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

b. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である高圧窒素ガスボンベ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、必要な容量を確保した設

（※[72]）ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による自動減圧の阻止に係る手順等については、「Ⅳ－４．１　緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第４４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１関係）」において整理

計とする。

c. 高圧窒素ガスボンベ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動方法について、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散が図られた設計とする。

d. HPCS 注入隔離弁は、漏えい箇所を隔離できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、内圧が上昇した場合に自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とするとともに、自動減圧系の制御盤とは別の制御盤に収納することにより位置的分散を図る設計とすること、b)逃がし安全弁（自動減圧機能）は、電磁弁の電源を 125V 直流電源切替盤を用いて可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池から給電すること、駆動用窒素を高圧窒素ガスボンベから供給すること、これらにより、弁の駆動方法について、常設直流電源系統及びアキュムレータを用いた弁操作に対して多様性を有していること、c)高圧窒素ガスボンベは、原子炉建屋付属棟内に分散して保管し、原子炉格納容器内の逃がし安全弁のアキュムレータと位置的分散を図ること、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、制御建屋内の異なる区画に保管し、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 125V 代替蓄電池と位置的分散を図ること、d)逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である高圧窒素ガスボンベ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故に対処するために必要な容量を確保するとともに、予備を確保することにより必要な容量以上を確保していること、e)HPCS 注入隔離弁は、インターフェイスシステム LOCA 発生時に現場で弁を操作することにより、原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とすること、原子炉建屋ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とすること、f)逃がし安全弁（自動減圧機能）は、駆動用の高圧窒素ガスボンベから供給される駆動用窒素の設定圧力について、想定される原子炉格納容器内の圧力に対し十分な余裕を考慮して設定が可能とすることにより確実に操作できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①に掲げる重大事故等対処設備について、第４６条等要求事項ホ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁（自動減圧機能）を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

（ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用できない場合

（イ）急速減圧の場合であって、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち１系統以上の起動（※[73]）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合

（ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系１系統（※[74]）以上が使用可能である場合、又は、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の 20%上の位置）に到達した場合（※[75]）

この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。

b.　常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合であって、以下（ア）及び（イ）の両方が成立した場合には、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代

（※[73]）「低圧注水系又は低圧代替注水系のうち１系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水給水系のうち１系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水系のうち１系統以上起動することをいう。（以降、本節において同じ）

（※[74]）「低圧注水系１系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）又はろ過水系のいずれか１系統をいう。（以降、本節において同じ。）

（※[75]）当該条件により、「手動による原子炉減圧」の手順に着手することで、原子炉格納容器破損防止対策のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策を行う。

替充電器及び125V代替蓄電池）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。

（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合

ⅰ）炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合

ⅱ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系統以上が使用可能である場合、又は原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の20%上の位置）に到達した場合

（イ）逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動に必要な直流電源が可搬型代替直流電源設備より給電可能な場合

この手順では、125V直流電源切替盤の操作、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計3名により、30分以内に実施する。

c. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できず、かつ、可搬型代替直流電源設備が使用できない場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。

（ア）炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合

（イ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系統以上が使用可能である場合、又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の20%上の位置）に到達した場合

この手順では、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計3名により、45分以内に実施する。

d. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報が発生した場合には、高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替えの手順に着手する。この手順では、高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替操作等を1名により、5分以内に実施する。

e. 高圧窒素ガス供給系（常用）及び高圧窒素ガス供給系（非常用）の

喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合には、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計3名により、25分以内に実施する。

f. 炉心損傷を判断した場合には、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計3名により、25分以内に実施する。

g. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧を行い、原子炉建屋原子炉棟内への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後、現場で隔離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧等を以下のとおり実施する。

（ア）中央制御室からの隔離操作を行う場合、計3名により、20分以内

（イ）遠隔操作による隔離ができない場合であって、現場での隔離操作を行う場合、計5名により、300分以内

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を設定して明確化していること、b)高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復の手順等について、系統の構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替操作、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放操作、インターフェイスシステム LOCA の発生時の漏えい箇所の隔離等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確

認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第４６条等要求事項イ）に、①b.の対策が同ロ）に、①c.の対策が同ハ）に、①d.の対策が同ニ）に、①e.の対策が同ホ）に対応するものであること、①f.の対策が第４６条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第４６条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、有効性評価（第３７条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、可搬型代替直流電源設備を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、ガスタービン発電機を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい箇所の隔離及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧並びに高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を必要な対策としている。これらの対策は、（１）①a.、b.、c.、d.及び f.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、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、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復する

ための自主対策設備並びにインターフェイスシステム LOCA が発生した場合に対応するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（表Ⅳ－４．３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービンバイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合

② 急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、主復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合

この手順では、タービンバイパス弁の手動開操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。

（２）サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

常設直流電源喪失により、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による逃がし安全弁の復旧の手順に着手する。この手順では、125V 代替充電器用電源車接続設備による 125V 代替充電器への給電操作等を計 6 名により、140 分以内に実施する。

（３）インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備及び手順等

申請者は、インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備（表Ⅳ－４．３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの隔離操作を実施できない場合であって、主復水器が使用可能な場

合には、逃がし安全弁に加えてタービンバイパス弁を用いた減圧の手順に着手する。その後、現場で隔離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁による急速減圧等を以下のとおり実施する。

① 中央制御室からの隔離操作の場合、計3名により、20分以内

② 遠隔操作による隔離ができず、現場で隔離操作を行う場合、計5名により、300分以内

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．３－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
タービンバイパス弁及びタービン制御系	炉心損傷前及びインターフェイスシステムLOCA発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、主復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
125V 代替充電器用電源車接続設備	給電開始までに時間を要するものの、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保する手段となり得る。

４．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）逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した（※[76]）。また、合わせて、逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続的に取り組むとの方針を示した。

これに対して、規制委員会は、逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組の具体的な内容について説明を求めた。

申請者は、逃がし安全弁の補助作動装置（逃がし安全弁用電磁弁）について、

（※[76]）逃がし安全弁の開保持機能の維持については、「Ⅳ－１．２．２．２ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において整理

駆動用の高圧窒素ガスを供給する際の流路のバウンダリのシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良エチレンプロピレンゴム材に変更する方針であること、変更後の高温蒸気環境下におけるシール性能を蒸気暴露試験により確認していることを示した。

さらに、申請者は、逃がし安全弁本体のシリンダ部について、ピストンの動作に影響のないシール部のＯリングを改良エチレンプロピレンゴム材に変更するとともに、全開状態を保持した場合の駆動用の窒素ガスの漏えいを防止するため、従来材を使用するシール部に追加して、新たに改良エチレンプロピレンゴム材を用いたシール部（バックシートＯリング）を設置するとの改良を行う方針としていること、改良シリンダについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験を実施しており、動作に影響がないこと等を確認していることを示した。なお、シリンダ部の改良については、耐環境性の設計目標として原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に耐えることを目指す設計とするとともに、今後信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定としている。

これにより、規制委員会は、申請者が逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続して取り組んでいることを確認した。

Ⅳ－４．４　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第４７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．４関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第４７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．４項（以下「第４７条等」という。）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(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第４７条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能（※[77]）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第４７条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）可搬型重大事故防止設備。その運搬、接続及び操作に関する手順等

ロ）炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合には、これに対応するための常設重大事故防止設備

ハ）設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

また、上記イ）及びロ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ）重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

申請者は、第４７条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 可搬型重大事故防止設備として低圧代替注水系（可搬型）を用いた原子炉圧力容器への注水（以下「Ⅳ－４　重大事故等対処設備及び手順等」において、常設重大事故防止設備として低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉圧力容器への注水と合わせて、「低圧代替注水」という。）のための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

② 低圧代替注水系（常設）を用いた低圧代替注水のための復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ等の設備及び手順等

③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のためのガスタービン発電機等の設備及び手順等（※[78]）

④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

（※[77]）申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態における設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

・残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における冷却機能

また、申請者は、原子炉停止中において、発電用原子炉を長期的に冷却するために設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能について、以下のとおりとしている。

・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内の崩壊熱除去機能

（※[78]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

⑤　炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[79]）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

①　低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水のための設備及び手順等

②　全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のための設備及び手順等

③　代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

（３）規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第４７条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第４７条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第４７条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第４７条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

（※[79]）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」、格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

a.　可搬型重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b.　炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、直流駆動低圧注水系ポンプ、ガスタービン発電機及び常設代替直流電源設備（250V 蓄電池）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

c.　全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた炉心注水。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。

d.　炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び代替循環冷却ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.の対策が第４７条等要求事項イ）に、b.の対策が同ロ）に、c.の対策が同ハ）に対応するものであることを確認した。また、d.の対策が第４７条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、低圧代替注水のために必要な流量を確保する設計とする。

b.　復水移送ポンプ及び直流駆動低圧注水系ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計

とする。また、低圧代替注水のために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、ディーゼル駆動であり、淡水（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有していること、さらに、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすること、b)復水移送ポンプは、空冷式のガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵タンクを水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して、多様性を有していること、さらに、復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプとは原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすること、c)直流駆動低圧注水系ポンプは、常設代替直流電源設備（250V 蓄電池）からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵タンクを水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して、多様性を有していること、さらに、直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置することにより、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、第４７条等要求事項ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の手順に着手する（※[80]）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計 13 名により、385 分以内に実施する。

b.　復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

c.　復水給水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、直流駆動低圧注水系ポンプの起動等を計 3 名により、35 分以内に実施する。

d.　全交流動力電源喪失時、ガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を以下のとおり実施する。

（ア）原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を行う場合、1 名により、30 分以内

（イ）原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行う場合、1 名により、15 分以内

（※[80]）低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、代替循環冷却系（自主対策設備）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水ポンプ（自主対策設備）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。

e.　全交流動力電源喪失時、ガスタービン発電機による非常用高圧母線2C系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系（低圧注水モード）の電源が復旧できず、低圧炉心スプレイ系ポンプの電源が復旧された場合には、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧炉心スプレイ系ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。

f.　原子炉圧力容器が破損したと判断（※81）した場合には、代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。

g.　原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系が使用できない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。

h.　原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計12名により、385分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)フロントライン系故障時の優先順位をb.、c.、a.の順に、サポート系故障時の手順はd.、e.の順に、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の優先順位をf.、g.、h.の順に、設定して明確化していること、b)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等による原子炉注水等の手順等について、送水ホース等の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関す

（※81）原子炉格納容器下部温度の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。（以降、本節において同じ。）

る共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第４７条等要求事項イ）に、①b.の対策が同ロ）に、①c.の対策が同ハ）に対応するものであること、①d.の対策が第４７条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第４７条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第３７条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために、低圧代替注水系（可搬型）、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心注水並びに残留熱除去系ポンプ電源復旧による炉心注水又は原子炉除熱並びに代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却を必要な対策としている。これらの対策は（１）①a.、b.、c.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、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、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．４－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 復水給水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、代替循環冷却系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

② 復水給水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、ろ過水ポンプによる原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

③ 原子炉停止中においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉の除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備が使用可能な場合には、原子炉冷却材浄化系により原子炉を除熱する手順に着手する。この手順では、系統の構成、原子炉冷却材浄化系ポンプの起動等を 1 名により、35 分以内に実施する。

（２）原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷及び溶融の発生により、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却するための設備（表Ⅳ－４．４－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合には、残留熱除去系ヘッドスプレイ配管を使用したろ過水ポンプによる原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．４－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由

代替循環冷却ポンプ	重大事故等対処設備に要求される原子炉を冷却するための復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
原子炉冷却材浄化系ポンプ、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器等	原子炉停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず、また、重大事故等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、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の通水が可能であれば、原子炉を除熱する手段となり得る。
残留熱除去系ヘッドスプレイ配管	残留熱除去系注入配管からの注水と同等の流量は確保できないものの、残留熱除去系注入配管からの注水ができない場合において、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。

Ⅳ－４．５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第４８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．５関係）

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第４８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．５項（以下「第４８条等」という。）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(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第４８条等は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（※[82]）が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第４８条等における「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ）取水機能の喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失することを想定した上で、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設備及び手順等

ロ）残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮し、炉心の著しい損傷等を防止するための設備及び手順等

また、上記イ）及びロ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ）上記ロ）の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

ニ）格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、後述する第５０条等要求事項ハ）に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

申請者は、第４８条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉補機冷却（※[83]）（以下、Ⅳ－４において「原子炉補機代替冷却」という。）を実施するための設備及び手順等

② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び手順等

（※[82]）申請者は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は以下のとおりとしている。

・炉心の熱を残留熱除去系から原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を介して最終ヒートシンクへ輸送する機能

（※[83]）熱交換器ユニットの淡水側を原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[84]）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 原子炉補機代替冷却を実施するための熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び手順等

② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び手順等

（３）規制委員会は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、第４８条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第４８条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第４８条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は第４８条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉補機代替冷却。そのために、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

（※[84]）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

規制委員会は、a.の対策が第４８条等要求事項イ）及び同ハ）に、b.の対策が同ロ)、同ハ）及び同ニ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、以下のとおりとしている。

a.　熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

b.　熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、必要な容量を確保した設計とする。

c.　原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

d.　原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の隔離弁は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉補機代替冷却に用いる熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）をディーゼル駆動とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプに対して電源の多様性を有していること、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備である原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと離れた屋外に保管及び設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、b)熱交換器ユニットは２台確保し、さらに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして１台を確保することで、必要な容量を確保した設計とすること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は２台１セットを２セット確保し、さらに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして１台を確保することで、必要な容量を確保した設計とすること、c)原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、代替電源からの給電とし、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して電源の多様性を有していること、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の設計基準事故対処設備である残留熱除去系と離れた位置に設置することにより独

立性を有し、位置的分散が図られていること、d)原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作設備又は操作ハンドルを設け手動操作を可能とすることにより、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①に掲げる重大事故等対処設備について、第４８条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障等により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能が喪失した場合には、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計 9 名により、系統の構成等を 20 分以内、補機冷却水供給開始を 540 分以内に実施する。

b.　炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等による最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.384MPa[gage]）以下に維持できない場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を中央制御室から操作可能な場合、1 名により、20 分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、計 3 名により、170 分以内に実施する。

c.　炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等による最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.384MPa[gage]）以下に維持できない場合であって、原子炉格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を中央制御室から操作可能な場合、1 名により、25 分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、計 3 名により、175 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、c)必要な通信連絡設備を確保していること、d)現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、e)炉心損傷前の原子炉格納容器ベントの開始圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力（0.427MPa[gage]）としていること、f)残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が１系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合には、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止する（※[85]）ことを基本とし、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し適切に対応することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上より、規制委員会は、①の対策が第４８条等要求事項イ）及び同ロ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が第４８条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第４８条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第３７条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉補機代替冷却、並びに原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を必要な対策としている。これらの対策は、（１）①a.及びb.と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

（※[85]）なお、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能がさらに１系統回復するなど、より安定的な状態になった場合にFCVS ベントライン隔離弁を全閉にするとしている。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、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、サポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を代替するための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）（表Ⅳ－４．５－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。ここで、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉補機代替冷却の場合は重大事故等対処設備として使用するが、原子炉補機冷却水系に直接海水を注水する場合は自主対策設備として使用する。

① 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの故障等により原子炉補機代替冷却ができない場合には、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉補機冷却水系への海水注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の移動等を計 9 名により、575 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．５－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
大容量送水ポンプ（タイプⅠ）（原子炉補機冷却水系に直接海水を注水する場合）	原子炉補機冷却水系の淡水側に直接海水を注水するため、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるものの、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モー

	ド）と合わせて使用することで、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段となり得る。

Ⅳ－４．６　原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第４９条及び重大事故等防止技術的能力基準１．６関係）

本節では、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第４９条及び重大事故等防止技術的能力基準１．６項（以下「第４９条等」という。）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(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第４９条等は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能（※[86]）が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第４９条等における「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ）設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等

ロ）炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器

（※[86]）申請者は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は以下のとおりとしている。
・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の冷却機能

内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等

また、上記イ）及びロ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ）格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

なお、上記イ）の炉心損傷防止目的の設備とロ）の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

申請者は、第４９条等の要求事項に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）（※[87]）を用いた格納容器スプレイ（※[88]）を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等

② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）（※[87]）を用いた格納容器スプレイ（※[88]）を実施するための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設備及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[89]）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器代替スプレイを実施するための設備及び手順等

② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を用いた格納容器除熱を実施するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等（※[90]）

（※[87]）原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、第４９条等の要求事項における「格納容器スプレイ代替注水設備」に該当する。

（※[88]）以下、Ⅳ－４において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器スプレイを「格納容器代替スプレイ」という。

（※[89]）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

（※[90]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

③　全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（サプレッションプール水冷却モード）を用いたサプレッションプール水除熱を実施するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等（※90）

（３）規制委員会は、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第４９条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第４９条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第４９条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第４９条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器代替スプレイ。そのために、可搬型代替交流電源設備（電源車）及びガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a.及びb.の対策が第４９条等要求事項イ）及びロ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

b.　復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できる設計とする。

c.　復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、b)復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた格納容器代替スプレイを行うことにより原子炉格納容器内の放射性物質の濃度を低下できること、c)復水移送ポンプは、電源を空冷式のガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備（電源車）とし、水源を復水貯蔵タンクとすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有していること、さらに、復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプとは異なる区画に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、d)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、ディーゼル駆動であり、淡水（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））又は海水を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有していること、また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、第４９条等要求事項ハ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準（※91）に到達した場合には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

b.　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができない場合には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する（※92）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計13名により、385分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイについて、系統の構成、ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

（※91）以下のいずれかの条件に該当（以降、本節において同じ）
(1)炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）
①圧力に係る条件
a. ドライウェル圧力が13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が－3,660mm以下を経験した場合
b. 圧力抑制室圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合
②温度に係る条件
a. ドライウェル温度が171℃以上の場合
b. 圧力抑制室空気温度が104℃以上の場合（サプレッションチェンバ内へのスプレイ）
③水位に係る条件
a. 圧力抑制室水位が通常水位＋1.8mに到達した場合
(2)炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）
①圧力に係る条件
a. ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合
②温度に係る条件
a. ドライウェル温度が190℃以上の場合
b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合

（※92）原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合に実施する。判断基準に到達した場合の格納容器代替スプレイに使用する手段は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、ろ過水ポンプ（自主対策設備）の順で選択する。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.及びb.の対策が第４９条等要求事項イ）、ロ）及びハ）に対応するものであること、①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第４９条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、有効性評価（第３７条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ並びに全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサプレッションプール水除熱を必要な対策としている。このうち、格納容器代替スプレイの対策は（１）①と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサプレッションプール水除熱については、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いたサプレッションプール水除熱。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（サプレッションプール水冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理している。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、ガスタービン発電機により非常用高圧母線2C系又は2D系への給電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態に復旧された場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準（※[93]）に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。

b.　炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、ガスタービン発電機により非常用高圧母線2C系又は2D系への給電が完了し、残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合には、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）によるサプレッションプール水除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

（※[93]）以下のいずれかの条件に該当
(1)炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）
①圧力に係る条件
a. ドライウェル圧力が13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が－3,660㎜以下を経験した場合
b. 圧力抑制室圧力が13.7kPa[gage]以上の場合（サプレッションチェンバ内へのスプレイ）
c. 圧力抑制室圧力が0.098MPa[gage]以上で24時間継続した場合
d. 圧力抑制室圧力が0.245MPa[gage]以上の場合
②温度に係る条件
a. ドライウェル温度が171℃以上の場合
b. 圧力抑制室空気温度が規定値以上の場合（サプレッションチェンバ内へのスプレイ）
③水位に係る条件
a. 圧力抑制室水位が通常水位＋1.8m以上の場合
(2)炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）
①圧力に係る条件
a. ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力が0.245MPa[gage]以上の場合

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において原子炉格納容器内の冷却等のため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、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、フロントライン系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．６－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達し、ガスタービン発電機等により必要な電源が確保された場合には、ろ過水ポンプによる格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を１名により、20分以内に実施する。

② 残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備又はガスタービン発電機により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が復旧可能である場合には、ドライウェル冷

却系による原子炉格納容器内の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ドライウェル冷却系下部送風機の起動等を１名により、65 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．６－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、ろ過水系が健全であれば、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。
ドライウェル冷却系	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいものの、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却系下部送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱するための手段となり得る。また、ドライウェル冷却系下部送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウェル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和する手段となり得る。

Ⅳ－４．７　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第５０条及び重大事故等防止技術的能力基準１．７関係）

本節では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５０条及び重大事故等防止技術的能力基準１．７項（以下「第５０条等」という。）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（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５０条第１項及び重大事故等防止技術的能力基準１．７項（以下「第５０条第１項等」という。）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第５０条第２項及び重大事故等防止技術的能力基準１．７項（以下「第５０条第２項等」という。）は、発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、第５０条第１項等の設備及び手順等に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第５０条第３項では、第５０条第２項の設備は、共通要因によって第５０条第１項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切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。

上記の第５０条第１項における「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、第５０条第２項における「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

第５０条第１項等における「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ）格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニット及びそれら設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

第５０条第２項等における「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

ロ）格納容器圧力逃がし装置及びその設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

ハ）上記ロ）の格納容器圧力逃がし装置は、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこと。

ハ）－１　排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

ハ）－２　可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

ハ）－３　配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。

ハ）－４　使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備及び手順等を整備すること。

ハ）－５　隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

ハ）－６　炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

ハ）－７　隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。

ハ）－８　ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。

ハ）－９　長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。

ハ）－１０　使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

また、上記イ）及びロ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ）多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ること。

ホ）格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

申請者は、第５０条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を

整備する方針としている。

① 代替循環冷却ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器によるサプレッションプール水の冷却並びに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ（以下Ⅳ－４において「代替循環冷却」という。）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等

② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[94]）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等

② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等

（３）規制委員会は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第５０条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５０条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第５０条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第５０条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのため

（※[94]）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

に、代替循環冷却ポンプ、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッションチェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。

b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a.の対策が第５０条等要求事項イ）に、b.の対策が同ロ）に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

②－１）代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保した設計とする。また、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。

②－２）原子炉格納容器フィルタベント系

a. 原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための容量を確保した設計とする。

b. 原子炉格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

c. 原子炉格納容器フィルタベント系は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

d. 原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設計とする。

e. 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、作業員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備によって人力で容易に操作可能な設計とする。

f. フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力

と比較して十分に低い圧力で破裂し排気の妨げとならない設計とする。

g. 原子炉格納容器フィルタベント系は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

h. 原子炉格納容器フィルタベント系使用時に高線量となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するための遮蔽壁等の放射線防護を考慮した設計とする。

i. 原子炉格納容器フィルタベント系は、代替循環冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、多様性及び可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、①に掲げる重大事故等対処設備について以下のことを確認した。

a)代替循環冷却系は、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、また、代替循環冷却系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすること。

b)原子炉格納容器フィルタベント系は、粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機よう素に対して99.8%以上、有機よう素に対して98%以上の除去効率を有すること、また、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な減圧能力を有すること。

c)原子炉格納容器フィルタベント系は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのバイパスラインを設置することで可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能なこと。

d)原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないこと。

e) 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすること、また、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後においても原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に窒素を供給する設計とすること。

f)原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋付属棟内から人力操作が可能であること、遠隔手

動弁操作設備の操作場所には、必要に応じて遮蔽材を設置すること。

g)フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約 100kPa[gage]にて破裂し排気の妨げとならないこと。

h)原子炉格納容器フィルタベント系は、サプレッションチェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気を可能とし、サプレッションチェンバ側からの排気では水面からの高さを確保すること、また、ドライウェル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けないこと。

i)原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽壁を設置すること。

j)原子炉格納容器フィルタベント系は、代替循環冷却系に対して原理の異なる冷却及び減圧手段を用いることにより多様性を有する設計とすること。

k)原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉建屋原子炉棟内に設置すること、代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置すること、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管すること並びに原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は流路を分離することにより可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られていること。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①b.に掲げる重大事故等対処設備について、第５０条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

③－１）代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順

a.　炉心損傷を判断（※[95]）し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol%（ドライ条件）以下の場合（※[96]）には、代替循環冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、30 分以内に実施する。なお、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が使用できない場合には、代替循環冷却の手順に着手する前に、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計 9 名により、系統の構成、熱交換器ユニットの移動等を 535 分以内に実施する。

③－２）原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順

a.　炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が 0.640MPa[gage]に到達（※[97]）した場合、又は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が 2.0vol%に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する（※[98]）。この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器ベントのための系統の構成等を 1 名により、15 分以内、出口隔離弁の開操作を 1 名により、5 分以内に実施する。中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、格納容器ベントのための系統の構成等を計 3 名により、75 分以内、遠隔手動弁操作設備による出口隔離弁の開操作を計 3 名により、115 分以内に実施する。

b.　残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損を防止するための手順に着手する。この手順では、可搬型窒素ガス供給装置の配備及びホース接続、系統の構成、装置の起動等を計 8 名により、315 分以内に実施する。

（※[95]）格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。以下同じ。

（※[96]）ただし、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3%（ドライ条件）を超えている場合において、酸素濃度が 1.5vol%（ウェット条件）未満の場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイを実施することで、ドライウェル側とサプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。

（※[97]）この場合、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却の実施と同時に、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

（※[98]）ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に優先して実施するとしていること、b)系統の構成、隔離弁の手動開操作等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、サプレッションプール水位が通常運転水位＋約 2m に到達した場合又は原子炉建屋地上３階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が 2.3vol%に到達した場合には格納容器ベントを実施することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、上記 a)の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第５０条等要求事項ホ）を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上より、規制委員会は、①の対策が第５０条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ）及び同ホ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第５０条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第３７条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、代替循環冷却及び格納容器ベントを必要な対策としている。これらの対策は、（１）①a.及び①b.と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が有効性評価（第３７条）において原子炉格納容器の過圧破損を防止するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための原子炉格納容器 pH 調整系（表Ⅳ－４．７－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 炉心損傷を判断した場合には、原子炉格納容器 pH 調整系による原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手する。この手順では、系統の構成、薬液注入等の操作を 1 名により、20 分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合においても、pH 制御したサプレッションプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。

規制委員会は、原子炉格納容器 pH 調整系等の効果は確認していないものの、申請者の計画が、重大事故が発生した場合には、他の設備に悪影響を与えることなく実施される方針であることを確認した。また、申請者の自主的な対応を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．７－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ等	サプレッションチェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッションチェンバの気相部へ放出されるという知見がある。重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られるものの、原子炉格納容器外へのよう素放出量をさらに低減する手段となり得る。

４．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）原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置の並列設置

申請者は、原子炉格納容器フィルタベント系について、フィルタ装置３台を並列に設置する系統構成とし、この場合においても原子炉格納容器フィルタベント系の性能に影響はないとしていた。

これに対し、規制委員会は、その根拠について、各フィルタ装置へ流入する排気流量に差が生じた場合の性能への影響も含め、整理して提示するよう求めた。

申請者は、原子炉格納容器フィルタベント系の性能への影響を網羅的に抽出した上で、フィルタ装置１台当たりに流入する排気流量比の差を一定以内とする配管ルートとすることなど設計上の考慮事項を示した。

これにより、規制委員会は、フィルタ装置３台を並列に設置する系統構成でも、原子炉格納容器フィルタベント系の性能への影響はないことを確認した。

Ⅳ－４．８　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第５１条及び重大事故等防止技術的能力基準１．８関係）

本節では、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５１条及び重大事故等防止技術的能力基準１．８項（以下「第５１条等」という。）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（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５１条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第５１条等における「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要

な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水設備及び手順等

ロ）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等

また、上記イ）の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ）可搬型の原子炉格納容器下部注水設備を用いる場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ）原子炉格納容器下部注水設備は多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）。

ホ）交流又は直流電源が必要な場合は、代替電源からの給電を可能とすること。

申請者は、第５１条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等

② 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等

③ 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

④ 原子炉圧力容器への注水を実施するための高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[99]）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、以下を整備する方針としている。

（※[99]）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

① 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等

② 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等

③ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

④ 原子炉圧力容器への注水を実施するための復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等

（３）規制委員会は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等（※[100]）が、第５１条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５１条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第５１条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第５１条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

b. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水。そのために、代替循

（※[100]）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を含む。

環冷却ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

c. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

d. 原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.、b.及び c.の対策が第５１条等要求事項イ)、d.の対策が同ロ）に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a. 復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。さらに、復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプによる原子炉格納容器下部への注水は、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に必要な水量を蓄水できるとともに、溶融炉心が落下した後に溶融炉心を冠水できる設計とする。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉格納容器下部への注水は、溶融炉心が落下した後に溶融炉心を冠水できる設計とする。

b. 高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)復水移送ポンプは、電源を非常用ディーゼル発電機又は空冷式のガスタービン発電機若しくは可搬型代替交流電源設備（電源車）とし、水源を復水貯蔵タンクとすること、代

替循環冷却ポンプは、電源を非常用ディーゼル発電機又は空冷式のガスタービン発電機とし、水源をサプレッションチェンバとすること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、ディーゼル駆動であり、水源を淡水（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海水とすることにより、互いに多様性を有していること、b)さらに、復水移送ポンプは原子炉建屋原子炉棟内に設置すること、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置すること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は原子炉建屋から離れた屋外に保管することにより、互いに独立性を有し、位置的分散が図られていること、c)復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備から給電が可能であること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）はディーゼル駆動であり、電源を必要としないこと、d）原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部へ接続された配管により直接注水すること又はドライウェル内にスプレイした水が原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに、溶融炉心を冷却するために必要な水量としてドライウェル水位0.02m（原子炉格納容器下部水位3.67m）を蓄水できるとともに、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、崩壊熱相当以上の注水を行うことにより溶融炉心を冠水できる設計とすること、e)高圧代替注水系ポンプは、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプに対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とすること、また、全交流動力電源が喪失した場合でも常設代替直流電源により給電が可能な設計とすること、復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①に掲げる重大事故等対処設備について、第５１条等要求事項ハ)、ニ）及びホ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

③－１）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（初期水張り）

a. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

c. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

d. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

③－２）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（落下後の崩壊熱相当以上の注水）

a. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、5 分以内に実施する。

b. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格

納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

c. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※[101]）。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

d. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※[101]）。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

e. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※[101]）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、計12名により、385分以内に実施する。

f. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※[101]）。この手順では、大

（※[101]）原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水は、ドライウェル水位を0.02m（原子炉格納容器下部水位3.67m）から0.23m（原子炉格納容器下部水位3.88m）の範囲に維持する。

容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、計 12 名により、385 分以内に実施する。

③－３）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

a. 炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、高圧代替注水系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

b. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

c. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

d. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計 12 名により、385 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための手順として初期水張りについて③－１）a.、b.、c.、d.の順に、また、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水について③－２）a.、b.、c.、d.、e.、f.の順にそれぞれ設定して明確化していること、b)原子炉格納容器下部への注水、原子炉圧力容器への注水等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関す

る共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記③－１）及び③－２）の手順等が第５１条等要求事項イ)、③－３）の手順等が同ロ）に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.及びc.の対策が第５１条等要求事項イ）に、①d.の対策が同ロ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ハ)、同ニ）及び同ホ）に適合する措置を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第５１条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第３７条）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水系（常設）(復水移送ポンプ)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設)、代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水並びに溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための低圧代替注水系（常設）(復水移送ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を必要な対策としている。これらの対策は、（１）①a.、b.、c.及びd.と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、全交流動力電源喪失を想定することにより、自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、全交流動力電源が喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備（表Ⅳ－４．８－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（初期水張り）

a. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（ペデスタル注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ろ過水ポンプ（ペデスタル注水配管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及びろ過水ポンプ（ペデスタル注水配管使用）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ろ過水ポンプ（スプレイ管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

② 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（落下後の崩壊熱相当以上の注水）

a. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下した後の溶融炉心の冷却を行うため、ろ過水ポ

ンプ（スプレイ管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※[101]）。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

b. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及びろ過水ポンプ（スプレイ管使用）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（ペデスタル注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下した後の溶融炉心の冷却を行うため、ろ過水ポンプ（ペデスタル注水配管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※[101]）。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

（２）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための設備及び手順等

申請者は、全交流動力電源が喪失した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表Ⅳ－４．８－２参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 炉心損傷を判断した場合であって、代替電源設備により、制御棒駆動水圧系による注水に必要な電源が確保された場合には、制御棒駆動水圧系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、制御棒駆動水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

② 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水ができない場合において、系統構成が可能な場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、直流駆動低圧注水系ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

③ 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプによる注水

に必要な電源が確保された場合には、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を１名により、20 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．８－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由
（落下溶融炉心の冷却）

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段となり得る。

表Ⅳ－４．８－２　申請者が自主対策設備に位置付けた理由
（溶融炉心の落下の遅延又は防止）

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
制御棒駆動水ポンプ等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、原子炉圧力容器内を冷却するためには十分な容量は有していないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。
直流駆動低圧注水系ポンプ等	全交流動力電源喪失の場合には、系統構成のために現場での操作が必要であるものの、系統構成が可能な場合には、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。
ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。

Ⅳ－４．９　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第５２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．９関係）

本節では、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．９項（以下「第５２条等」という。）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（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５２条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５２条等における「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）原子炉格納容器内を不活性化する設備及び手順等

ロ）水素を原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止する設備、放射性物質を低減する設備並びに水素及び放射性物質濃度を測定する設備及びそれらの手順等

ハ）炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる水素濃度監視設備及び手順等

また、上記イ)、ロ）及びハ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ）交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

ホ）水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

申請者は、第５２条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等

② 原子炉格納容器内から水素及び酸素を排出するための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等

③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための格納容器内水素濃度計（D/W)、格納容器内水素濃度計（S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計、格納容器内雰囲気酸素濃度計及び手順等（※[102]）

（※[102]）原子炉補機冷却機能が喪失した場合にサンプルガスの海水冷却に用いる大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」において整理

④　上記設備のためのガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等（※[103]）

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[104]）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

①　原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等

②　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等

③　上記設備のための代替電源設備及び手順等

（３）規制委員会は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第５２条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５２条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第５２条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第５２条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための設備を整備するとしている。

a.　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。そのために、可搬型窒素ガス供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉格納容器内は、原子炉の通常運転中においては原子炉格納容器調気系（※[105]）により不活性化した状態が維持されている。

（※[103]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

（※[104]）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」についての有効性評価をいう。

（※[105]）申請者は、通常運転中に原子炉格納容器内の不活性化に用いる設備を原子炉格納容器調気系と称している。原子炉起動時に原子炉格納容器調気系を用いて原子炉格納容器内を窒素ガスにより置換し、原子炉運転中においては原子炉格納容器内を不活性化した状態を維持するとしている。

b.　原子炉格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出。なお、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、フィルタ装置により放射性物質を低減すること並びに排出経路にフィルタ装置出口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタを設置することを含む。そのために、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置、フィルタ装置出口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。

c.　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器内水素濃度計（D/W）、格納容器内水素濃度計（S/C）及び格納容器内雰囲気水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内雰囲気酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.の対策が第５２条等要求事項イ）に、b.の対策が同ロ）に、c.の対策が同ハ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内を不活性化するために必要な容量を有する設計とする。

b.　原子炉格納容器フィルタベント系は、排出経路での水素爆発を防止できる設計とする。また、原子炉格納容器内から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減できる設計とする。さらに、排出経路の水素濃度の監視及び放射性物質濃度の推定ができる設計とする。

c.　格納容器内水素濃度計（D/W）、格納容器内水素濃度計（S/C）、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定ができる計測範囲とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

d.　原子炉格納容器フィルタベント系、格納容器内水素濃度計（D/W）、格納容器内水素濃度計（S/C）、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃域とならないよう抑制できる設計とすること、b)原子炉格納容器フィルタベント系は、あらかじめ配管内を窒素で置換しておくことで、使用時に排出経路内の水素濃度及び酸素濃度が可燃域とならないようにすること、フィルタ装置により原子炉格納容器から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減すること、排出経路の配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置することにより放射線量率を測定し放射性物質濃度を推定すること、排出経路にフィルタ装置出口水素濃度計を設置することにより水素濃度を監視すること、c)格納容器内水素濃度計（D/W)、格納容器内水素濃度計（S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、計測誤差を考慮した上で、適切な計測範囲を確保していること（※[106])、他の設備と電気的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさないこと、d)格納容器内水素濃度計（D/W）及び格納容器内水素濃度計（S/C）は代替電源設備である125V代替蓄電池等からの給電に対応した設計とすること、e)原子炉格納容器フィルタベント系、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は代替電源設備であるガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①に掲げる重大事故等対処設備について、第５２条等要求事項ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）に到達した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉

（※[106]）格納容器内水素濃度計（D/W)、格納容器内水素濃度計（S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計について、申請者は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視すること、可燃限界濃度を監視することを目的としている。具体的な計測範囲は次のとおりであり、適切な計測範囲を確保していることを確認した。
格納容器内水素濃度計（D/W）：0～100vol%
格納容器内水素濃度計（S/C）：0～100vol%
格納容器内雰囲気水素濃度計：0～30vol%及び0～100vol%
格納容器内雰囲気酸素濃度計：0～30vol%

格納容器内の不活性化の手順に着手する。この手順では、可搬型窒素ガス供給装置の配備、ホース接続、系統の構成、装置の起動等を計 8 名により、315 分以内に実施する。なお、原子炉格納容器調気系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施する。

b. 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）かつ 1.5vol%（ウェット条件）に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を 1 名により、20 分以内に実施する。

c. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計（D/W）及び格納容器内水素濃度計（S/C）による原子炉格納容器内の水素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視を 1 名で実施する。

d. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認及び原子炉補機代替冷却水系による冷却機能を確保した後に手順に着手する。この手順では、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順等を明確化していること、b)必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e）弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、f）原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前に実施することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、上記a.、b.、c.及びd.の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第５２条等要求事項ホ）を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が、第５２条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ）及び同ホ）に対応するものであること、また、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第５２条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第３７条）において、評価項目（f）「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」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の不活性化、水素濃度及び酸素濃度の監視、及びそれらの設備の代替給電としている。これらの対策は（１）①a.及びc.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、原子炉格納容器内の水素濃度制御及び低減のための自主対策設備及び手順等を整備するとした。

（１）原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系（表Ⅳ－４．９－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手する。こ

の手順では、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を1名により、20分以内に実施する（※[107]）。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．９－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
可燃性ガス濃度制御系	炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下での水素の処理に期待できず、また、原子炉格納容器内の圧力に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。

Ⅳ－４．１０　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０関係）

本節では、水素爆発による原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０項（以下「第５３条等」という。）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。
・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５３条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５３条等における「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ）水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）。その設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等

（※[107]）可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は、180分以内としている。

ロ）想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備

また、上記イ）及びロ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ）交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第５３条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、PAR 動作監視装置及び手順等

② 水素濃度を測定し監視するための原子炉建屋内水素濃度計及び手順等

③ 上記設備のための 125V 代替蓄電池等の代替電源設備及び手順等(※[108])

（２）規制委員会は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第５３条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５３条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第５３条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第５３条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 原子炉建屋内の水素濃度上昇の抑制。そのために、PAR（電源を必要としない。）及び PAR 動作監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

（※[108]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４ 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

b.　原子炉建屋内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建屋内水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a.の対策が第５３条等要求事項イ）に、b.の対策が同ロ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　PAR 及び PAR 動作監視装置は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

b.　PAR は、適切な位置に配置され、水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。

c.　原子炉建屋内水素濃度計は、適切な位置に配置され、原子炉建屋内の水素濃度の測定ができる計測範囲を有する設計とする。

d.　PAR 動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)PAR は、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、PAR 動作監視装置は水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とすること、b)PAR は、水素の効率的な除去を考慮して原子炉建屋燃料取替床内に分散させた配置とすること、PAR の台数の設定に当たっては、水素発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム―水反応により全て反応したときに発生する量（約 990 kg）、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値（10%/日）とし、ガス状よう素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（19 個）とすること、c）原子炉建屋内水素濃度計は、原子炉建屋原子炉棟内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0～10vol%を計測範囲としていることにより適切な計測範囲を確保していること、d)PAR 動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度計は代替電源設備である 125V 代替蓄電池等からの給電が可能であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①に掲げる重大事故等対処設備について、第５３条等要求事項ハ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　PAR は、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員による準備や起動操作は不要である。炉心損傷を判断した場合には、PAR 動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視等を１名で実施する。なお、非常用ガス処理系が運転している際に、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合には、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する（※[109]）。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

よって、規制委員会は、①の対策が第５３条等要求事項イ)、同ロ）及び同ハ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第５３条等に適合するものと判断した。

３．自主的対策における設備及び手順等

（※[109]）非常用ガス処理系に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１６　原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等」において整理

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、原子炉格納容器外への水素の漏えい抑制及び原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）原子炉格納容器外への水素の漏えい抑制のための設備及び手順等

申請者は、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を防止することにより水素の漏えいを抑制するための原子炉格納容器頂部注水系（常設）及び原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（表Ⅳ－４．１０－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、燃料プール補給水ポンプの起動等を１名により、15 分以内に実施する。

② 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配備、ホースの接続等を計 10 名により、380 分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合、注水によりドライウェル主フランジ締付ボルトが冷却されたときに発生する応力が降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはないことなどから他の設備に与える悪影響がないとしている。

（２）原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための設備及び手順等

申請者は、原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための原子炉建屋ベント設備（表Ⅳ－４．１０－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建屋ベント設備による水素排出の手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ベント設備の開放等を計３名により、60 分以内に実施す

る。なお、上記の原子炉建屋ベント設備を開放する場合には、放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する（※[110]）。

以上により、規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。なお、規制委員会は、原子炉格納容器頂部注水系（常設）又は原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水については、他の対策との優先度を考慮しつつ早期に手順着手することが望ましいと考える。

表Ⅳ－４．１０－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉格納容器頂部注水系（常設）及び原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）	原子炉格納容器からの水素の漏えいを防止する効果に不確かさがあるものの、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋原子炉棟内への水素の漏えいを抑制するための手段となり得る。
原子炉建屋ベント設備	放射性物質の低減機能がないものの、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が PAR で処理しきれない場合は、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止するための手段となり得る。

Ⅳ－４．１１　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１関係）

本節では、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項（以下「第５４条等」という。）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（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

なお、本節において、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。

（※[110]）放水砲に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１２　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

１．審査の概要

（１）第５４条第１項及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失（以下「想定事故１」という。）し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因（以下「想定事故２」という。）により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第５４条第２項及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５４条等における「想定事故１」又は「想定事故２」に対する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ等）及び手順等

ロ）使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等

大量の水の漏えいその他の要因による水位の異常な低下に対する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ハ）可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン、ポンプ等）及び手順等

ニ）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備及び手順等

さらに、使用済燃料プールの監視のための以下の設備及び手順等を整備するとしている。

ホ）使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を計測するための設備及び手順等

ヘ）使用済燃料プールの状態をカメラにより監視するための設備及び手順等

また、上記イ)、ハ）及びホ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ト）上記イ）の代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持できるものであること。

チ）上記ハ）のスプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

リ）上記ホ）の計測設備は、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

ヌ）上記ホ）の計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第５４条等の要求事項を満たすため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 使用済燃料プールへの代替注水のための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

② 使用済燃料プールからの除熱のための設備及び手順等

③ 使用済燃料プールへのスプレイのための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

④ 原子炉建屋への放水のための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等の設備及び手順等（※[111]）

⑤ 状態監視（使用済燃料プールの温度、水位等の計測）のための設備及び手順等

⑥ 状態監視設備に給電するためのガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等（※[112]）

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）において、「想定事故１」及び「想定事故２」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 使用済燃料プールへの代替注水を行うための設備及び手順等

② 使用済燃料プールを監視するための設備及び手順等

③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

（※[111]）原子炉建屋への放水に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１２　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

（※[112]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

また、使用済燃料プールで発生した熱を燃料プール冷却浄化系から原子炉補機代替冷却水系を介して最終ヒートシンクへ輸送するため、以下の設備及び手順等を整備するとしている。

④　使用済燃料プールからの除熱のための設備及び手順等

（３）規制委員会は、使用済燃料プールの冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第５４条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５４条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第５４条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第５４条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　使用済燃料プールへの代替注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、燃料プール代替注水系（常設配管）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。

b.　燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱。そのために、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

c.　使用済燃料プールへのスプレイ及び原子炉建屋への放水砲等による放水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、スプレイノズル、燃料プールスプレイ系（常設配管）、ホース、ホース延長回収車、注水用ヘッダ、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。

d.　使用済燃料プールの状態監視。そのために、使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）

及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記a.の対策が第５４条等要求事項イ）に、b.の対策が同ロ）に、c.の対策が同ハ）及び同ニ）に、d.の対策が同ホ）及び同ヘ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準対象施設の注水設備に対して多様性を有し、また、位置的分散が図られる設計とする。

b.　大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及びスプレイノズルによる代替注水及びスプレイは、使用済燃料プールの水位が低下した場合でも放射線量が高くなるおそれの少ない屋外で操作可能な設計とする。

c.　使用済燃料プールへの代替注水設備及び状態監視設備は他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

d.　代替注水設備は、使用済燃料プールの冷却設備又は注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる設計とする。

e.　スプレイ設備は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料プールへの注水を実施しても水位の低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和できる設計とする。

f.　状態監視設備は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

g.　状態監視設備は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

h.　熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、使用済燃料プールを除熱できる容量を確保した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、ディーゼル駆動であり、淡水（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対して多様性を有していること、また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設

置する残留熱除去系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、b)燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（常設配管）及びスプレイノズルを使用した代替注水及びスプレイは、使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも使用済燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建屋の外での操作が可能な設計とすること、c)ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は他の設備に悪影響を及ぼさないよう通常運転時には系統から分離された設計とすること、d)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）が使用済燃料プールの水位を維持するために必要な容量を有すること、e)燃料損傷を緩和するため、スプレイ設備は使用済燃料プール全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、f)使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設計とすること、g)状態監視設備は代替電源設備であるガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすること、h)熱交換器ユニットは、使用済燃料プールを冷却するために必要な除熱能力を有すること、i)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、使用済燃料プールの冷却を行うために必要な量の水を熱交換器ユニットへ給水できるものであること、j)熱交換器ユニットは、3台（1台1セットを2セット及び予備1台）、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、5台（2台1セットを2セット及び予備1台）を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①に掲げる重大事故等対処設備について、第５４条等要求事項ト)、同チ)、同リ）及び同ヌ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

③－１）使用済燃料プールへの注水の手順

a.　燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プー

ルへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

b.　a.の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プール代替注水系（常設配管）が使用できない場合には、原子炉建屋大物搬出入口を経由し、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

c.　b.の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建屋大物搬出入口を経由できない場合には、原子炉建屋扉を経由し、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

③－２）使用済燃料プールへのスプレイの手順

a.　使用済燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端＋6m を下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配備及びホース接続、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

b.　a.の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールスプレイ系（常設配管）が使用できない場合には、原子炉建屋大物搬出入口を経由し、燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

c.　b.の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建屋大物搬出入口を経由できない場合には、原子炉建屋扉を経由し、燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

③－３）使用済燃料プールの監視

重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認する。

③－４）燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱

a. 全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により使用済燃料プールからの除熱機能が失われた後、常設代替電源設備等からの給電が完了している場合であって、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水が確保されている場合には、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱の手順に着手する。この手順では、燃料プール冷却浄化系ポンプの起動等を１名により、20 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順等を明確化していること、b)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等による代替注水及びスプレイの手順等について、接続作業、ポンプの起動等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配置、ホースの接続等、冷却水の供給作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、d)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、e)移動経路を確保していること、f)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、g)必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が、第５４条等要求事項イ）、同ロ）、同ハ）、同ニ）、同ホ）、同ヘ）、同ト）、同チ）、同リ）及び同ヌ）に対応するものであること、また、第４３条等に従っ

て適切に整備される方針であることから、第５４条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第３７条）において、使用済燃料プールへの注水、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱、使用済燃料プールの監視、及びそれらの設備への代替給電を必要な対策としている。これらの対策は（１）①a.、b.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、使用済燃料プールの冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、使用済燃料プールへの代替注水、スプレイ及び漏えい緩和のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料プールへの代替注水のための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、ろ過水タンクが使用できる場合には、ろ過水ポンプ等による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプ等の起動、使用済燃料プールへの注水を計3名により、45分以内に実施する。

（２）使用済燃料プールへのスプレイのための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料プールへのスプレイのための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は使用済燃料貯蔵ラック上端＋6m を下回る水位低下を確認した場合であって、火災が発生していない場合には、化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールスプレイ系（常設配管）を用いた使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。水源としてろ過水タンクを使用する。この手順では、ホースの敷設、化学消防自動車及び大型化学高所放水車の起動、使用済燃料プールへのスプレイを計 7 名により、125 分以内に実施する。

（３）使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

① 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は使用済燃料貯蔵ラック上端＋6m を下回る水位低下を確認した場合には、使用済燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和に着手する。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計 3 名により、180 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１１－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用済燃料プールへの注水の代替手段となり得る。
化学消防自動車、大型化学高所放水車及びろ過水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用済燃料プールへのスプレイの代替手段となり得る。
ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ	使用済燃料プールに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。

Ⅳ－４．１２　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第５５条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１２関係）

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５５条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１２項（以下「第５５条等」という。）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。
・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５５条等は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等の整備を要求している。

第５５条等における「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）原子炉建屋に放水できる設備及び手順等

ロ）海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備及び手順等

また、上記イ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ）放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。

ニ）放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ホ）放水設備は、複数の原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

申請者は、第５５条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等の設備及び手順等

② 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するためのシルトフェンス及び手順等

③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、泡消火薬剤混合装置等の設備及び手順等

（２）規制委員会は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第５５条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５５条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第５５条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第５５条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲及び泡消火薬剤混合装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b.　原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、シルトフェンスを重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第５５条等要求事項イ）に、上記 b. の対策が同ロ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、海を水源とし、車両により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できるとともに、原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とする。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、2 台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計 3 台）、放水砲は、1 台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計 2 台）を保管する。なお、

本申請が複数の原子炉施設の同時使用を想定するものでないため、第５５条等要求事項ホ）は、適用しない。

b.　大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲及び泡消火薬剤混合装置は、海を水源とし、車両により運搬、移動でき、航空機燃料火災に対応するため、泡消火薬剤と混合しながら複数の方向から原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とする。泡消火薬剤混合装置は、1 台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計 2 台）を保管する。

c.　海洋への放射性物質の拡散を抑制するシルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、南側排水路排水枡、タービン補機放水ピット、北側排水路排水枡及び取水口の設置場所に各 2 組（バックアップを含めて、各 3 組）とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉建屋の屋上まで放水できること、車両により運搬、移動できるため、原子炉建屋に対して、複数の方向から放水できること、b)航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡消火薬剤混合装置等により泡消火薬剤を混合し、放水砲等による泡消火ができる仕様であること、c)放水砲等による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、発電所から海洋への流出箇所の南側排水路排水枡、タービン補機放水ピット、北側排水路排水枡及び取水口にシルトフェンスを設置することにより放射性物質の拡散の抑制を図る方針であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、①a.に掲げる重大事故等対処設備について、第５５条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合には、

原子炉建屋への放水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計 6 名により、395 分以内に実施する。手順に着手したときの状況が継続している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋ベント設備を開放する場合、燃料プールにスプレイができない場合、又はモニタリングポストの指示値が一桁上昇した場合には、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を起動し放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計 6 名により、10 分以内に実施する。

b. 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、シルトフェンスを用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、南側排水路排水桝及びタービン補機放水ピットへの 1 重目の設置を計 10 名により、75 分以内に実施し、南側排水路排水桝及びタービン補機放水ピットへの 2 重目のシルトフェンス設置並びに北側排水路排水枡及び取水口へのシルトフェンスの設置を計 10 名により、190 分以内に実施する。

c. 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から、泡消火薬剤混合装置及び放水砲までホースを敷設後、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び泡消火薬剤混合装置を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計 6 名により、205 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等により、原子炉建屋又は原子炉建屋周辺へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉建屋等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡手段を確保していること、e)大容量送水ポンプ（タイプⅡ）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関す

る共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第５５条等要求事項イ）に、①b.の対策が同ロ）にそれぞれ対応するものであること、①a.に掲げる重大事故等対処設備が同ハ）及び同ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第５５条等に適合するものと判断した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための自主対策設備及び手順等、航空機衝突による航空機燃料火災時に泡消火を実施するための自主対策設備及び手順等、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等

申請者は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備（表Ⅳ－４．１２－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、放射性物質吸着材を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、南側排水路集水桝及び北側排水路集水枡への吸着材の設置の作業を計 4 名により、190 分以内に実施する。

（２）航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等

申請者は、泡消火を実施することによって初期対応における延焼を防止するための設備（表Ⅳ－４．１２－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び泡原液搬送車並びに大型化学高所放水車及び泡原液備蓄車による泡消火の手順に着手する。この手順では、水源として耐震性防火水槽、防火水槽、ろ過水タンク又は屋外消火栓を使用し、ホースを敷設後、化学消防自動車、大型化学高所放水車

等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、化学消防自動車を使用する場合、計6名により、40分以内に実施し、大型化学高所放水車を使用する場合、計6名により、120分以内に実施する。

（３）原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等

申請者は、原子炉建屋へ放水する場合には、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備（表Ⅳ－４．１２－１参照）を必要に応じて用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１２－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
放射性物質吸着材	吸着材を設置するために時間を要するものの、放射性物質の吸着効果が期待でき、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための手段となり得る。
化学消防自動車、泡原液搬送車、大型化学高所放水車及び泡原液備蓄車	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、早期に消火活動を開始できるため、航空機燃料飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大を防止するための手段となり得る。
ガンマカメラ及びサーモカメラ	大気への放射性物質の放出を直接抑制する手段ではないものの、原子炉建屋へ放水する際に、放射性物質及び熱を検出するための手段となり得る。

Ⅳ－４．１３　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備及び手順等（第５６条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１３関係）

本節では、重大事故等の収束に必要となる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５６条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１３項（以下「第５６条等」という。）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（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５６条等は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

具体的には、第５６条等における「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる水の供給設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる設備及び手順等

ロ）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。

ハ）海を水源として利用できること。

また、上記イ）、ロ）及びハ）については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ）各水源からの移送ルートが確保されていること。

ホ）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ヘ）水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。

申請者は、第５６条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心注水するための代替水源（復水貯蔵タンク）の確保と水を供給するための設備及び手順等

② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源（サプレッションチェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等

③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））の確保と水を供給するための設備及び手順等

④ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源として海水を供給するための設備及び手順等

⑤ 淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）から復水貯蔵タンクへ水を

補給するための設備及び手順等

⑥　復水貯蔵タンクへ海水を補給するための設備及び手順等

⑦　淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）へ海水を補給するための設備及び手順等

⑧　サプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替のための設備及び手順等

⑨　淡水から海水への水源切替のための設備及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

①　原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心注水するための代替水源（復水貯蔵タンク）の確保と水を供給するための設備及び手順等

②　原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源（サプレッションチェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等

③　原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））の確保と水を供給するための設備及び手順等

④　淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）から復水貯蔵タンクへ水を補給するための設備及び手順等

（３）規制委員会は、重大事故等の収束に必要となる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、第５６条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５６条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、第５６条等と同じく適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順

（１）第５６条等の規制要求に対する設備及び手順

①　対策と設備

申請者は、第５６条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備等を整備するとしている。

a.　原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧代替注水系による炉心注水。そのために、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心注水。そのために、サプレッションチェンバ及び残留熱除去系を重大事故等対処設備として位置付ける。

c.　原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）からの注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。

d.　原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための海水の注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。

e.　復水貯蔵タンクへの淡水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。

f.　復水貯蔵タンクへの海水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。

g.　淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）への海水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、ホース及びホース延長回収車を重大事故等対処設備として新たに整備する。

h.　サプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替。そのために、サプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

i.　淡水から海水への水源切替。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を新たに重大事故等対処設備として整備する。

規制委員会は、上記a.、b.、c.、d.、e.、f.及びg.の対策が第５６条等要求事項イ）に、c.の対策が同ロ）に、d.、f.及びg.の対策が同ハ）に、a.、b.、c.、d.、e.、f.及びg.の対策が同ニ）に、c.、d.、e.、f.及びg.

の対策が同ホ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　高圧代替注水系に使用する復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、原子炉建屋原子炉棟内に設置するサプレッションチェンバと位置的分散を図る設計とする。

b.　原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための残留熱除去系（低圧注水モード）は、重大事故の収束に必要な容量に対して十分な容量を有する設計とする。

c.　淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）又は海を水源として原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水するために使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管し、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

d.　復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）への淡水又は海水の補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図る設計とする。また、復水貯蔵タンクの代替水源として、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を複数の淡水源として確保する設計とする。

e.　淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海を水源として使用済燃料プールへの注水を行うために使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管し、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、原子炉建屋原子炉棟内に設置するサプレッションチェンバと位置的分散を図ること、b)残留熱除去系ポンプの容量は、重大事故の収束に必要な容量に対して十分な容量を有すること、c)淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海を水源とした注水を行うための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は屋外に保管することとし、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できること、d)復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）への淡水又は海水補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、屋外の異なる位置に分散

して保管することで位置的分散を図るとともに、設計基準事故対処設備の水源枯渇に対する代替淡水源として、複数の淡水源が確保できること、e) 淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海を水源として注水を行うために使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は屋外に保管され、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　重大事故等の発生時において、復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心注水ができず、かつ、原子炉水位低（レベル 3）以上を維持できない場合の復水貯蔵タンクを水源とした炉心注水の手順の整備については「Ⅳ－４．２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。

b.　重大事故等の発生時において、全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備から非常用高圧母線 2C 系又は 2D 系への受電の完了後、残留熱除去系ポンプが使用可能な状況に復旧された場合のサプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプ電源復旧後の原子炉圧力容器への注水の手順の整備については「Ⅳ－４．４　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。

c.　重大事故等の発生時において、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした注水ができない場合には、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計 9 名により、380 分以内に実施する。

d.　重大事故等の発生時において、淡水の注水ができない場合には、海を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計 9 名により、380 分以内に実施する。

e.　重大事故等の発生時において、復水貯蔵タンクへの補給が必要な場合には、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）から復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計10名により、380分以内に実施する。

f.　重大事故等の発生時において、淡水貯水槽(No.1)、淡水貯水槽(No.2)及び淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給ができない場合には、海水を復水貯蔵タンクに補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計10名により、380分以内に実施する。

g.　重大事故等の発生時において、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）が枯渇するおそれがある場合には、海水を淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽（No.2）に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の起動等を計9名により、295分以内に実施する。

h.　重大事故等の発生時において、サプレッションプール水温度が80℃に到達した場合のサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替の手順の整備については、「Ⅳ－４．２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。

i.　重大事故等の発生時において、淡水を水源とした送水又は補給ができない場合には、水源を淡水から海水へ切り替える手順に着手する。復水貯蔵タンクへの補給を淡水から海水に切り替える手順は、f.の手順と同様である。

規制委員会は、申請者の計画において、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバが水源として使用できない場合、代替水源である淡水貯水槽（No.1)、淡水貯水槽（No.2）及び海水の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡手段を確保していること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備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①i.に掲げる対策について、第５６条等要求事項ヘ）に適合する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a.、b.、c.、d.、e.、f.及びg.に掲げる対策が第５６条等要求事項イ）に、①c.に掲げる対策が同ロ）に、①d.、f.及びg.に掲げる対策が同ハ）に、①a.、b.、c.、d.、e.、f.及びg.に掲げる対策が同ニ）に、①c.、d.、e.、f.及びg.に掲げる対策が同ホ）に、①h.及びi.に掲げる対策が同ヘ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第５６条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第３７条）において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び使用済燃料プールの冷却をするために、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とする原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源とする注水、復水貯蔵タンク又は淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）への補給に必要な対策とそのための重大事故等対処設備及び手順等を整備するとしている。これらの対策は、（１）①a.、b.、c.及びe.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、重大事故等の収束に必要となる水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）淡水タンク（純水タンク等）から原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水する設備及び手順等

申請者は、淡水タンクを水源とした注水のための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 重大事故等の発生時に、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源とした注水ができない場合には、淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計9名により、380分以内に実施する。

（２）復水貯蔵タンクへ補給する設備及び手順等

申請者は、復水貯蔵タンクから炉心等へ注水する場合において、復水貯蔵タンクへの補給のための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 重大事故等の発生時に、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合には、淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計10名により、380分以内に実施する。

② 重大事故等の発生時に、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合であって、淡水タンク及び海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給ができない場合で、火災が発生していない場合には、耐震性防火水槽を水源とした化学消防自動車による復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、化学消防自動車の起動等を計6名により、65分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１３－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
淡水タンク（純水タンク、ろ過水タンク及び原水タンク）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。また、補給に必要な水量は確保できない場合はあるものの、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）から復水貯蔵タ

	ンクへの補給ができない場合には、復水貯蔵タンクへの淡水を補給するための代替手段としての設備となり得る。
化学消防自動車及び耐震性防火水槽	補給に必要な水量が確保できない場合はあるが、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合で、重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していない場合には、耐震性防火水槽の水を復水貯蔵タンクへ補給する手段として有効である。

Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等（第５７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１４関係）

本節では、電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５７条第１項及び重大事故等防止技術的能力基準１．１４項（以下「第５７条等」という。）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（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、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重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５７条等は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するため、必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第５７条等における「必要な電力を確保するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）及び手順等

ロ）常設代替電源設備として交流電源設備及び手順等

ハ）上記イ）及びロ）の代替電源設備は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とすること。

ニ）所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の給電が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の給電を行うことが可能であること。

ホ）24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の給電を行うことが可能である可搬型直流電源設備

ヘ）所内直流電源設備から給電されている 24 時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できる手順等

ト）複数号機が設置されている発電所では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめ手動で接続可能なケーブル等を敷設しておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意する手順等

チ）所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC)、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

申請者は、第５７条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機により給電を実施するための設備及び手順等

② 号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため適用されない。

③ 可搬型代替交流電源設備として電源車により給電を実施するための設備及び手順等

④ 所内常設蓄電式直流電源設備として 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B により給電するための設備及び手順等

⑤ 常設代替直流電源設備として 125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池により給電するための設備及び手順等

⑥ 可搬型代替直流電源設備として 125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器、250V 充電器及び電源車により給電するための設備及び手順等

⑦ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① ガスタービン発電機を代替交流電源として給電を実施するための設備及び手順等

② 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を代替直流電源として給電を実施するための設備及び手順等

（３）規制委員会は、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等が、第５７条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５７条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第５７条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第５７条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、電源車、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。

c. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B を重大事故等対処設備として新たに整備する。

d. 常設代替直流電源設備からの給電。そのために、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備する。

e.　可搬型代替直流電源設備からの給電。そのために、電源車、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器を重大事故等対処設備として新たに整備する。

f.　代替所内電気設備による給電。そのために、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a.の対策が第５７条等要求事項ロ)、b.及び e.の対策が同イ)、c.及び d.の対策が同ニ)、f.の対策が同チ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　緊急用高圧母線に接続されたガスタービン発電機及び電源車は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。以下本節において同じ。）に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

b.　125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。

c.　電源車、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、蓄電池及び充電器に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、電源車は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。

d.　ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系は、設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、これらは、設置場所で操作可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)ガスタービン発電機、電源車、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G

系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系は設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ること、b)電源車は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり給電が可能な設計とすること、c)125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B は、1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切り離して計 24 時間の給電が可能な設計とすること、125V 代替蓄電池は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切り離して計 24 時間の給電が可能な設計とすること、250V 蓄電池は、1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わずに 24 時間の給電が可能な設計とすること、d)所内電気設備は、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有する設計であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①に掲げる重大事故等対処設備について、第５７条等要求事項ハ)、同ニ)、同ホ）及び同チ）に適合する設計方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、ガスタービン発電機を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、起動状態確認、給電の確認等を計 2 名により、15 分以内に実施する。

b.　外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、電源車を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、電

源車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計 7 名により、125 分以内に実施する。

c. 全交流動力電源が喪失し、125V 充電器 2A 及び 125V 充電器 2B の交流入力電源が喪失した場合には、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を 125V 直流主母線 2A 電圧、125V 直流主母線 2B 電圧、125V 直流主母線 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線 2B-1 電圧で確認する。また、250V 充電器の交流入力電源が喪失した場合には、250V 蓄電池を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を 250V 直流主母線電圧で確認する。その後、中央制御室における 1 時間以内の不要な負荷の切離しを 1 名により、5 分以内に実施する。

d. 全交流動力電源が喪失し、1 時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B の不要な負荷の切離しの手順に着手する。この手順では、中央制御室における 1 時間以内の不要な負荷の切離しを 1 名により、5 分以内に実施する。また、現場における 8 時間以内の不要な負荷の切離しを計 2 名により、60 分以内に実施する。

e. 全交流動力電源が喪失し、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合には、125V 代替蓄電池を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、125V 代替蓄電池の給電切替操作を計 3 名により、50 分以内に実施する。また、現場における 8 時間以内の不要な負荷の切離しを計 2 名により、15 分以内に実施する。

f. 全交流動力電源が喪失し、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合には、電源車を用いた可搬型代替直流電源設備による給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計 6 名により、130 分以内に実施する。

g. 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、ガスタービン発電機を用いた緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を 1 名により、15 分以内に実施する。

h. 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、電源車を用いた緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構

成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 6 名により、130 分以内に実施する。

i. 各機器の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、電源車、ガスタービン発電機等への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリの準備、ホースの敷設、給油等を計 2 名により、電源車等への燃料補給を 175 分以内に実施し、ガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給を 185 分以内に実施する（※[113]）。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順として a.、b. の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として c.、d.、e.、f. の順に設定して明確化していること、b)代替電源からの給電、燃料補給の手順等について、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記 b. 及び e. の手順等が第５７条等要求事項へ）に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第５７条等要求事項イ）、同ロ）、同ニ）及び同チ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ハ）、同ニ）、同ホ）及び同チ）に適合する設計方針であること、③b. 及び f. の手順等が第５７条等要求事項へ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第５７条等に適合するものと判断した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第３７条）において、必要な電力を確保するために、ガスタービン発電機を常設代替交流電源設備とした給電並びに 125V 蓄電池 2A、

（※[113]）軽油タンクからタンクローリへの燃料補給を 135 分以内に実施し、タンクローリから電源車等への燃料補給を 40 分以内に実施する。また、軽油タンクからタンクローリへの燃料補給を 135 分以内に実施し、タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給を 50 分以内に実施する。

125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を代替直流電源とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、（１）①a.、c.、d.及び e.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、電源の確保に関して必要となる重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第４３条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、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、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）電源の確保に関する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、電源の確保に関する機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．１４－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 全交流動力電源喪失後、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合であって、可搬型代替直流電源設備である電源車による給電ができない場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による 125V 代替充電器への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計 6 名により、140 分以内に実施する。

② 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 3 名により、30 分以内に実施する。

③ 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 8 名により、225 分以内に実施する。

④　非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 2 名により、35 分以内に実施する。

⑤　非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 7 名により、225 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１４－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
125V 代替充電器用電源車接続設備	給電開始までに時間を要するものの、可搬型代替直流電源設備である電源車の代替手段となり得る。
号炉間電力融通設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。

Ⅳ－４．１５　計装設備及びその手順等（第５８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１５関係）

本節では、計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第５８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１５項（以下「第５８条等」という。）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。
・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるかを確認した。

１．審査の概要

（１）第５８条等は、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第５８条等における「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順等

イ）－１　原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位の推定

イ）－２　原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量の推定

イ）－３　推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定める。

ロ）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータを計測、監視又は記録する設備及び手順等

ハ）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視する手順等（テスター又は換算表等）

また、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。（最高計測可能温度等）

申請者は、第５８条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

①　パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等

②　計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等

③　重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等

④　パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等

⑤　設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。（最高計測可能温度等）

（２）規制委員会は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等が、第５８条等に基づく要求事項に対応し、適切に整備される方針であることから、第５８条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第５８条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第５８条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（※[114]）（表Ⅳ－４．１５－１参照）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b.　計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電及び可搬型計測器による計測。そのために、可搬型計測器並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備（※[115]）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

c.　重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）として SPDS 表示装置、データ収集装置及び SPDS 伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

（※[114]）申請者は、基準で要求される重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを「重要監視パラメータ」と定義し、当該パラメータを計測する機器を「重要計器」と定義している。また、重要監視パラメータを推定するための代替パラメータを「重要代替監視パラメータ」と定義している。

（※[115]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理

d.　重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、発電用原子炉施設の状態を把握するための当該パラメータの他チャンネル（※[116]）による計測及び代替パラメータの計測による当該パラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネルの重要計器（以下「重要計器（他チャンネル）」（※[117]）という。）及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.の対策が第５８条等要求事項イ）及び同ロ）に、b.の対策が同ハ）に、c.の対策が同ロ）に対応するものであること、d.の対策が第５８条等要求事項のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであることを確認した。

表Ⅳ－４．１５－１　申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

重要監視パラメータ	重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）（※[118]）	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合（※[119]）
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（0～500℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・原子炉圧力（SA）（0～11MPa）（※[120]）	損傷炉心の冷却失敗の判断値（300℃）を監視可能
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力（SA）（0～11MPa）	弾性圧力検出器（※[121]）	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力（0～10MPa） ・原子炉圧力容器温度(0～500℃)（※[120]）	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa）の1.2倍（10.34MPa）を監視可能
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）（－3,800～1,500mm（※[122]）） 原子炉水位（燃料域）（－3,800～1,300mm（※[127]））	差圧式水位検出器（※[123]）	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位（SA広帯域）（－3,800～1,500mm	重大事故等時において、原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）にて、原子炉水位制御範囲から有効燃料棒底部まで監視可能

（※[116]）チャンネルとは、多重化された片系統の計器をいう。
（※[117]）申請者は、「当該パラメータの他チャンネルの「重要計器」」と記載しているが、本節では分かりやすく「重要計器（他チャンネル）」と記載
（※[118]）複数ある重要代替計器の代表を記載
（※[119]）計測範囲を超えない場合は、その理由を記載
（※[120]）原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定し、原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定
（※[121]）隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（凝縮槽からの水頭圧を含む。）と大気圧の差を計測
（※[122]）基準点（0mm）はドライヤスカート底部付近（原子炉圧力容器零レベルより1,313cm）
（※[123]）隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（凝縮槽からの水頭圧を含む。）と原子炉圧力容器下部の差圧を計測
（※[127]）基準点（0mm）は有効燃料棒頂部付近（原子炉圧力容器零レベルより900cm）

			(※122)) (※124) ・原子炉水位（SA 燃料域）（－ 3,800 ～ 1,300mm (※127)) (※124) ・高圧代替注水系ポンプ出口流量(0～120m³/h)(※125) ・原子炉圧力（SA）（0～11MPa）及び圧力抑制室圧力（0～1MPa[abs]）(※126)	
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 （0～1,500m³/h）	差圧式流量検出器 (※128)	・復水貯蔵タンク水位(0～3,200m³) (※129)	重大事故等時の高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（1,050m³/h）を監視可能
	高圧代替注水系ポンプ出口流量 （0～120m³/h）	差圧式流量検出器 (※128)	・復水貯蔵タンク水位(0～3,200m³) (※129)	重大事故等時の高圧代替注水系ポンプの最大注水量（90.8m³/h）を監視可能
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 （0～150m³/h）	差圧式流量検出器 (※128)	・復水貯蔵タンク水位(0～3,200m³) (※129)	重大事故等時の原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（90.8m³/h）を監視可能
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 （0～1,500m³/h）	差圧式流量検出器 (※128)	・圧力抑制室水位（0～5m）(※130)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（1,050m³/h）を監視可能
	代替循環冷却ポンプ出口流量 （0～200m³/h）	差圧式流量検出器 (※128)	・圧力抑制室水位（0～5m）(※130)	重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量（150m³/h）を監視可能
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） （0～220m³/h）	差圧式流量検出器 (※128)	・復水貯蔵タンク水位(0～3,200m³) (※129)	重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた低圧代替注水系（残留熱除去系 A 系ライン）における最大注水量（199m³/h）を監視可能
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量） （0～220m³/h）	差圧式流量検出器 (※128)	・復水貯蔵タンク水位(0～3,200m³) (※129)	重大事故等時の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた低圧代替注水系（残留熱除去系 B 系ライン）における最大注水量（199m³/h）を監視可能

(※124) 原子炉水位（SA 広帯域）は他の広帯域の原子炉水位と、また、原子炉水位（SA 燃料域）は他の燃料域の原子炉水位と同じ基準面器で計測器が異なる。
(※125) 原子炉圧力容器への注水量、崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定
(※126) LOCA の発生がなく、水位が主蒸気配管より上になるまで注水した場合には、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から炉心の冠水を推定
(※128) 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測
(※129) 復水貯蔵タンク水位の変化量及び注水時間から注水量を推定
(※130) 圧力抑制室水位の変化量及び注水時間から注水量を推定

	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量（0～100m³/h）	差圧式流量検出器（※128）	・復水貯蔵タンク水位（0～3,200m³）（※129）	重大事故等時の直流駆動低圧注水系ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量（80m³/h）を監視可能
	残留熱除去系ポンプ出口流量（0～1,500m³/h）	差圧式流量検出器（※128）	・圧力抑制室水位（0～5m）（※130）	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量（1,136m³/h）を監視可能
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）（0～220m³/h）	差圧式流量検出器（※128）	・復水貯蔵タンク水位（0～3,200m³）（※129）	重大事故等時の復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（残留熱除去系A系ライン）における最大注水量（88m³/h）を監視可能
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）（0～220m³/h）	差圧式流量検出器（※128）	・復水貯蔵タンク水位（0～3,200m³）（※129）	重大事故等時の復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（残留熱除去系B系ライン）における最大注水量（88m³/h）を監視可能
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（0～100m³/h）	差圧式流量検出器（※128）	・原子炉格納容器下部水位（0.5m、1.0m、1.5m、2.0m、2.5m、2.8m）及びドライウェル水位（0.02m、0.23m、0.34m）（※131）	重大事故等時の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量（88m³/h）を監視可能
	代替循環冷却ポンプ出口流量（0～200m³/h）	差圧式流量検出器（※128）	・原子炉格納容器下部水位（0.5m、1.0m、1.5m、2.0m、2.5m、2.8m）及びドライウェル水位（0.02m、0.23m、0.34m）（※131）	重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量（150m³/h）を監視可能
	原子炉格納容器下部注水流量（0～110m³/h）	差圧式流量検出器（※128）	・復水貯蔵タンク水位（0～3,200m³）（※129）	重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量（80m³/h）を監視可能
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（0～300℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ドライウェル圧力（0～1MPa[abs]）（※132）	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。 さらに可搬型計測器にて350℃まで計測可能
	圧力抑制室内空気温度（0～300℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・サプレッションプール水温度（0～200℃）（※133）	

（※131）原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の変化量と注水時間から注水量を推定
（※132）原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定
（※133）空気温度と水温が平衡状態と仮定し、空気温度又は水温を推定

	サプレッションプール水温度 （0～200℃）	測温抵抗体	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・圧力抑制室内空気温度（0～300℃）（※133）	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力（0.854MPa）におけるサプレッションプール水の飽和温度（約178℃）を監視可能
	原子炉格納容器下部温度 （0～700℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 （0～1MPa[abs]）	弾性圧力検出器（※134）	・圧力抑制室圧力（0～1MPa[abs]）（※135） ・ドライウェル温度（0～300℃）（※132）	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力（0.854MPa）をドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力にて監視可能
	圧力抑制室圧力 （0～1MPa[abs]）	弾性圧力検出器（※134）	・ドライウェル圧力（0～1MPa[abs]）（※135） ・圧力抑制室内空気温度（0～300℃）（※132）	
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 （0～5m）（※136）	差圧式水位検出器（※137）	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替循環冷却ポンプ出口流量（0～200m³/h）（※138）	重大事故等時において、外部水源注水量限界（通常運転水位＋約2m（※136））の範囲を監視可能
	原子炉格納容器下部水位 （0.5m、1.0m、1.5m、2.0m、2.5m、2.8m）	電極式水位検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流量（0～110m³/h）（※138）	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水による圧力容器ペデスタル部の蓄水状況を監視可能
	ドライウェル水位 （0.02m、0.23m、0.34m）	電極式水位検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流量（0～110m³/h）（※138）	重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に必要な水深（0.23m）を監視可能
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 （0～30vol%／0～100vol%）	熱伝導率式水素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内水素濃度（D/W）（0～100vol%）及び格納容器内水素濃度（S/C）（0～100vol%）（※139）	重大事故等時において、炉心の著しい損傷時に変動する可能性のある範囲（0～100vol%）を監視可能
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 （0～30vol%）	熱磁気風式酸素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度の変動範囲（0～4.3vol%）を監視可能

（※134）隔液ダイアフラムにかかるドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力の絶対圧力を計測
（※135）圧力抑制室圧力はドライウェル圧力－0.0125MPa からドライウェル圧力＋0.0069MPa の範囲で推移
（※136）基準点（0m）は通常運転水位（O.P.－3,850mm）
（※137）隔液ダイアフラムにかかる圧力抑制室圧力（凝縮槽からの水頭圧を含む。）と圧力抑制室下部の差圧を計測
（※138）流量と注入時間から水位を推定
（※139）格納容器内水素濃度（D/W）及び格納容器内水素濃度（S/C）は、水素吸蔵材料式水素検出器を用いて計測

原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W） （10^{-2}～10^{5}Sv/h）	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷の判断値（停止直後で約10Sv/h）を監視可能
		格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C） （10^{-2}～10^{5}Sv/h）	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	
未臨界の維持又は監視	中性子束	起動領域モニタ （10^{-1}～10^{6}cps（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）、0～40%又は0～125%（$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$））	核分裂電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・平均出力領域モニタ（0～125%（1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$））（※140）	設計基準事故（制御棒落下）初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様
		平均出力領域モニタ （0～125%（1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$））	核分裂電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・起動領域モニタ（10^{-1}～10^{6}cps（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）、0～40%又は0～125%（$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$））（※141）	
最終ヒートシンクの確保（代替循環冷却系）	代替循環冷却系系統水の温度	サプレッションプール水温度 （0～200℃）	測温抵抗体	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・圧力抑制室内空気温度（0～300℃）（※133）	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力（0.854MPa）におけるサプレッションプール水の飽和温度（約178℃）を監視可能
		残留熱除去系熱交換器入口温度 （0～300℃）	熱電対	・サプレッションプール水温度（0～200℃）	重大事故等時において、代替循環冷却系系統水の最高使用温度（186℃）を監視可能
	代替循環冷却系の系統流量	代替循環冷却ポンプ出口流量 （0～200m^3/h）	差圧式流量検出器（※128）	（低圧代替注水時） ・圧力抑制室水位（0～5m）（※130）	重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量（150m^3/h）を監視可能
				（原子炉格納容器スプレイ時） ・原子炉格納容器下部水位（0.5m、1.0m、1.5m、2.0m、2.5m、2.8m）及びドライウェル水位（0.02m、0.23m、0.34m）（※131）	重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量（150m^3/h）を監視可能
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置スクラビ	フィルタ装置水位（広帯域） （0～3,650mm）	差圧式水位検出器（※142）	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時のフィルタ装置機能維持のための水位を監視可能

（※140）原子炉起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能
（※141）起動領域モニタが測定できる領域を超えた場合には平均出力領域モニタによって監視可能
（※142）隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置内の圧力（気相部）とフィルタ装置下部の差圧を計測

（原子炉格納容器フィルタベント系）	ング水の水位				
	格納容器圧力逃がし装置の圧力	フィルタ装置入口圧力（広帯域） （－0.1～1MPa）	弾性圧力検出器 （※143）	・ドライウェル圧力（0～1MPa[abs]）又は圧力抑制室圧力（0～1MPa[abs]）（※144）	重大事故等時の原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の最高使用圧力（0.854MPa）を監視可能
		フィルタ装置出口圧力（広帯域） （－0.1～1MPa）	弾性圧力検出器 （※143）		
	フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置水温度 （0～200℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度（200℃）を監視可能
	格納容器圧力逃がし装置出口の放射線量率	フィルタ装置出口放射線モニタ （10^{-2}～10^{5}mSv/h）	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時のフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 1.9×10^{3}mSv/h（※145））を監視可能
	格納容器圧力逃がし装置出口の水素濃度	フィルタ装置出口水素濃度 （0～30vol%／0～100vol%）	熱伝導式水素検出器	・格納容器内水素濃度（D/W）（0～100vol%）又は格納容器内水素濃度（S/C）（0～100vol%）（※146）	原子炉格納容器ベント後の原子炉格納容器フィルタベント系の配管内の水素燃焼の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能
最終ヒートシンクの確保（耐圧強化ベント系）	耐圧強化ベント系の放射線量率	耐圧強化ベント系放射線モニタ （10^{-2}～10^{5}mSv/h）	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の耐圧強化ベント系の排気ラインの最大線量当量率（約 2.0×10^{-2}mSv/h（※147））を監視可能
最終ヒートシンクの	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度 （0～300℃）	熱電対	・原子炉圧力容器温度（0～500℃）（※148）	重大事故等時の残留熱除去系系統水の最高使用温度（186℃）を監視可能

（※143）隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力を計測
（※144）傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
（※145）原子炉停止後に炉心損傷し、原子炉格納容器ベント開始を原子炉停止後1時間と想定した線量率
（※146）フィルタ装置出口水素濃度は、原子炉格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とほぼ同じ濃度となる。
（※147）炉心損傷前にベントすることを想定した保守的な線量率（炉心損傷の判断値（停止直後で約10Sv/h）を包絡）
（※148）原子炉圧力容器温度と残留熱除去系熱交換器入口温度の関係（実績値）を基に推定

確保（残留熱除去系）	系統水の温度	残留熱除去系熱交換器出口温度 （0～300℃）	熱電対	・残留熱除去系熱交換器入口温度（0～300℃）（※149）	重大事故等時の残留熱除去系系統水の最高使用温度（186℃）を監視可能
	残留熱除去系系統水の流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 （0～1,500m³/h）	差圧式流量検出器（※128）	・残留熱除去系ポンプ出口圧力（0～4MPa）	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量（1,136m³/h）を監視可能
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の水位及び圧力	原子炉水位（広帯域） （－3,800～1,500mm（※122））	差圧式水位検出器（※123）	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位（SA広帯域）（－3,800～1,500mm（※122））（※124）、原子炉水位（SA燃料域）（－3,800～1,300mm（※127））（※124）	重大事故等時において、原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）にて、原子炉水位制御範囲から燃料有効長底部まで監視可能
		原子炉水位（燃料域） （－3,800～1,300mm（※127））			
		原子炉圧力（SA） （0～11MPa）	弾性圧力検出器（※121）	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力（0～10MPa） ・原子炉圧力容器温度（0～500℃）（※120）	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa）の1.2倍（10.34MPa）を監視可能
	ドライウェルの温度及び圧力	ドライウェル温度 （0～300℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ドライウェル圧力（0～1MPa[abs]）（※132）	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。さらに可搬型計測器にて350℃まで計測可能
		ドライウェル圧力 （0～1MPa[abs]）	弾性圧力検出器（※134）	・圧力抑制室圧力（0～1MPa[abs]）（※135） ・ドライウェル温度（0～300℃）（※132）	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力（0.854MPa）をドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力にて監視可能
	原子炉格納容器外の系統圧力	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 （0～12MPa）	弾性圧力検出器（※150）	・原子炉圧力（SA）（0～11MPa）（※151）	重大事故等時の高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力（10.8MPa）を監視可能
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 （0～5MPa）	弾性圧力検出器（※150）	・原子炉圧力（SA）（0～11MPa）（※151）	重大事故等時の低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力（4.41MPa）を監視可能
		残留熱除去系ポンプ出口圧力 （0～4MPa）	弾性圧力検出器（※150）	・原子炉圧力（SA）（0～11MPa）（※151）	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最高使用圧力（3.73MPa）を監視可能

（※149）熱交換器ユニットの熱交換量（設計値）を用いて水温を推定
（※150）隔液ダイアフラムにかかる出口圧力を計測
（※151）定期試験時に漏えいがあった場合に推定

水源の確保	水源の水位	復水貯蔵タンク水位 （0～3,200m^3）	差圧式水位検出器 （※[152]）	・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）（0～220m^3/h）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）（0～220m^3/h）（※[138]） ・原子炉格納容器下部注水流量（0～110m^3/h）（※[138]）	復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル（0～3,173m^3）を監視可能
		圧力抑制室水位 （0～5m）（※[136]）	差圧式水位検出器 （※[137]）	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替循環冷却ポンプ出口流量（0～200m^3/h）又は残留熱除去系ポンプ出口流量（0～1,500m^3/h）（※[138]）	圧力抑制室水位の変動範囲（0.05～2.27m）を監視可能
原子炉建屋内の水素濃度		原子炉建屋内水素濃度 （0～10vol%）	触媒式水素検出器 気体熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（0～500℃）（※[153]）	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの水位及び温度	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） （－4,300～7,300mm、0～120℃）	ガイドパルス式水位検出器 （※[154]） 測温抵抗体	・使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）（0～7,010mm、0～150℃） ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）（高線量 10^1～10^8mSv/h、低線量 10^{-2}～10^5mSv/h）（※[155]）	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。 重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能
	使用済燃料プールの放射線量率	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量） （高線量 10^1～10^8mSv/h、低線量 10^{-2}～10^5mSv/h）	電離箱	・使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）（－4,300 ～ 7,300mm 、 0 ～ 120℃）（※[155]）	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（5.4×10^{-2}～10^7mSv/h）にわたり監視可能

（※[152]）隔液ダイアフラムにかかるタンクの水頭圧と大気圧の差を計測
（※[153]）静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定
（※[154]）パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測
（※[155]）遮蔽計算により算出した水位と線量率の関係により推定

	使用済燃料プールの状態	使用済燃料プール監視カメラ	可視光カメラ	・使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）（－4,300 ～ 7,300㎜ 、 0 ～ 120℃） ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）（高線量 10^{1}～10^{8}mSv/h、低線量 10^{-2}～10^{5}mSv/h）	－

・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。

・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a. 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を明確にする。

b. 設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。

c. 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータを計測又は監視及び記録する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていること、b)重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、重要代替計器又は可搬型計測器により発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していること、c)安全パラメータ表示システム（SPDS）等により重大事故等への対応に必要となるパラメータが一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①に掲げる重大事故等対処設備について、第５８条等要求事項ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する。

b.　重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。

c.　重大事故等時に、監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1 測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計 2 名により、55 分以内に実施する。

d.　重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるパラメータの記録の手順に着手する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)推定する手順の優先順位を a.、b.の順に設定して明確化していること、b)パラメータの推定に当たり、複数の代替パラメータの中から計測される値の確からしさを考慮し、使用する代替パラメータの優先順位を定めて有効な情報を把握するとしていること、c)可搬型計測器によるパラメータの監視手順については、計測範囲、測定場所を明確にするとともに換算表等を定め必要な教育を行うこととしていること、d)安全パラメータ表示システム（SPDS）等により重大事故等への対応に必要となるパラメータが記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存すること、e)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、f)必要な通信連絡設備を確保していること、g)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関す

る共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上により、規制委員会は、①a.の対策が第５８条等要求事項イ）及び同ロ）に、①b.の対策が同ハ）に、①c.の対策が同ロ）に対応するものであること、①d.の対策が第５８条等要求事項のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ニ）に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備する方針であることから、第５８条等に適合するものと判断した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、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、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、重要計器（他チャンネル）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．１５－２参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネルの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル）」という。）、重要代替監視パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。

（２）サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．１５－２参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 直流電源喪失により、温度、圧力、水位及び注水量等のパラメータが監視できない場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による電源機能回復に着手する。この手順では、125V 代替充電器用電源車接続設備による 125V 代替充電器への給電操作を計 6 名により、140 分以内に実施する。

② 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 2 名により、35 分以内に実施する。

③ 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 7 名により、225 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１５－２　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
主要パラメータの常用計器（他チャンネル）及び常用代替計器	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がない計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。例）ドライウェル圧力（0～600kPa[abs]）は、主要パラメータのドライウェル圧力の常用代替計器であり、原子炉格納容器内の圧力を計測可能である。
125V 代替充電器用電源車接続設備	給電開始までに時間を要するものの、給電可能であれば重大事故等の対処に必要となるパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。
号炉間電力融通設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、給電可能であれば重大事故等の対処に必要となるパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。

Ⅳ－４．１６　原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第２６条、第５９条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１６関係）

本節では、原子炉制御室について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第２６条第１項第２号に基づき追加要求となった、原子炉制御室に発電用原子炉施設外の状況を把握できる設備を有するか。

重大事故等対処施設としては、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるための申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

・第５９条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１６項（以下「第５９条等」という。）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。
・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第２６条第１項第２号は、発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有することを要求している。また、第２６条の設置許可基準規則解釈第２項は、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

（２）第５９条等は、発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備及び手順等を要求している。第５９条等における「運転員がとどまるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性については次の要件を満たすものであること。

イ）－１　第３７条において想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に

成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。

イ）－２　運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。

イ）－３　交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。

イ）－４　判断基準は、運転員等の被ばくによる実効線量が７日間で100mSvを超えないこと。

イ）－５　原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置すること。

イ）－６　原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。

ロ）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

ハ）原子炉制御室用の空調、照明等に用いる電源として、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等

申請者は、第５９条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

①　中央制御室及び中央制御室待避所の遮蔽、中央制御室送風機等による室内の適切な空調のための設備及び手順等

②　非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等

③　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部を閉止するための設備及び手順等

④　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確認するための設備及び手順等

⑤　運転員等の全面マスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばくによる実効線量が７日間で100mSvを超えないための体制の整備

⑥　チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持込みを防止するための設備及び手順等

⑦　ガスタービン発電機からの給電により、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、非常用ガス処理系排風機及び可搬型照明（SA）を維持するための設備及び手順等（※[156]）

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、運転員等が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第５９条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５９条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第２６条としての要求

申請者は、第２６条の規定に適合するため、同条第１項第２号の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

①　原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とする。

②　公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、監視カメラ、気象観測設備等を設置することにより、原子炉制御室から原子炉施設外の状況を昼夜にわたり把握すること及び電話、FAX 等を設置することにより、地震、津波、竜巻情報等を把握することができる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。

（２）第５９条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

（※[156]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

申請者は、第５９条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）等により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、中央制御室遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室排風機等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等の全面マスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で運転員等の被ばくによる実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないようにする。

b. 非常用ガス処理系により、重大事故時に二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減。そのために、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付ける。

c. 原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部を担う原子炉建屋ブローアウトパネル開放時の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止。そのために、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確認。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。

e. 可搬型照明（SA）により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型照明（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

f. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持込みを防止する。

規制委員会は、上記 a.、b. 及び c. の対策が第５９条等要求事項イ）に、上記 f. の対応が同ロ）に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a. 中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は 2 系統を有する。また、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）

は中央制御室待避所内に運転員がとどまることができるよう十分な供給量を確保する。

b. 非常用ガス処理系は、原子炉格納容器から二次格納施設内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減できる換気率を確保できる設計とする。

c. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、現場において人力により操作できる設計とする。

d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、必要な数（バックアップを含む。）を確保するとともに、それらの保管場所を分散する。

e. 可搬型照明（SA）は、非常用照明に対して電源の多様性を備え、必要な数（バックアップを含む。）を確保するとともに、それらの保管場所を分散する。

f. 中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、非常用ガス処理系排風機及び可搬型照明（SA）は、ガスタービン発電機から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽による遮蔽、外気を遮断し中央制御室送風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置及び中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）による適切な空調により居住性を確保できること、また、運転員の被ばくによる実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないように、全面マスク等の着用、運転員等の交代を考慮、非常用ガス処理系の運転、原子炉建屋ブローアウトパネル開放時の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止により運転員の被ばく低減を図るとともに、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は人力操作が可能な設計とすること、b)酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、外気の遮断以降、室内の濃度の確認ができること、c)可搬型照明（SA）は、非常用照明に対して電源の多様性を有していること、d)中央制御室の代替電源設備は、ガスタービン発電機とし、外部電源及び非常用ディーゼル発電機に対して多様性、独立性を有していること及び異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認した。

なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動

力電源喪失」を想定し、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で約51mSvと評価されていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計と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①a.に掲げる対策が第５９条等要求事項イ）－４に、①b.の対策が同イ）－５に、①c.の対策が同イ）－６に適合する設計方針であることを確認した。

なお、申請者は、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量の評価に当たって、原子炉施設の安全解析に用いる気象条件として、これまでの1991年11月から1992年10月までの気象資料に代えて、2012年1月から2012年12月までの１年間にわたり敷地において観測された気象資料を使用するとしている。このため、規制委員会は、気象資料の代表性について審査を行った。

規制委員会は、気象資料の代表性について、申請者が被ばく評価ガイドを踏まえ、「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）に基づいて検討を行っており、本申請による気象資料（2012年1月から2012年12月までの気象資料）が長期間の気象状態を適切に代表していることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。

a.　中央制御室換気空調系は、原子炉建屋原子炉棟排気放射能高、燃料取替エリア放射能高のいずれかによる隔離信号により、自動的に事故時運転モードとなるため、事故時運転モード状態を確認するための手順に着手する。この手順では、事故時運転モードの状態確認を１名により、5分以内に実施する。

b.　全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調系の事故時運転モードが停止した場合には、常設代替交流電源設備による中央制御室換気空調系の起動手順に着手する。この手順では、ガスタービン発電機からの受電後、中央制御室換気空調系の再起動操作等を１名により、15分以内に実施する。

c.　炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる必要がある場合には、中央制御室待避所を加圧する手順に着手する。この手順では、中央制御室待避所加圧設備の高圧空気

ボンベユニット接続端止め弁の開操作等を計 2 名により、15 分以内に実施する。また、原子炉格納容器フィルタベント系を中央制御室で操作する約 20 分前には、中央制御室待避所の加圧のため、加圧空気供給ライン流量調整弁前弁、後弁の開操作等を 1 名により、10 分以内に実施する。

d. 原子炉水位低（L-3)、ドライウェル圧力高、原子炉建屋原子炉棟排気放射能高、燃料取替エリア放射能高及び原子炉建屋原子炉棟換気空調系全停のいずれかの信号が発生した場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の起動等を 1 名により、5 分以内に実施する。また、非常用ガス処理系の起動時に原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態を確認し、開放状態になっている場合には、中央制御室からの操作により閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を 1 名により、5 分以内に実施する。

e. 全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備からの受電により非常用ガス処理系が自動起動しない場合には、非常用ガス処理系を手動により起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の手動による起動等を 1 名により、5 分以内に実施する。

f. 交流動力電源が確保されている場合であって、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合には、中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を 1 名により、5 分以内に実施する。

g. 全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合であって、炉心が健全であることを確認した場合には、人力による原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する。この手順では、人力による原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を使用した開口部の閉止操作を計 2 名により、200 分以内に実施する。

h. 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する手順に着手する。この手順では、現場作業を行う運転員が全面マスクを着用する。なお、重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないよう、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。

i.　中央制御室換気空調系設備が事故時運転モードとなった場合には、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を１名により、実施する。運転員が中央制御室待避所へ待避した場合には、中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を１名により、実施する。

j.　中央制御室の照明が使用できない場合には、可搬型照明（SA）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型照明（SA）等の設置・点灯操作を１名により、10 分以内に実施する。

k.　炉心損傷を判断し、原子炉格納容器第二隔離弁（FCVS ベントライン隔離弁）の開操作が完了した場合には、中央制御室待避所に可搬型照明（SA）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型照明（SA）の設置を１名により、5 分以内に実施する。

l.　原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第１０条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアの設置を計２名により、90 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順等を明確化していること、b)中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室及び中央制御室待避所の適切な空調を行うための手順等を整備し、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を実施するとしていること、c)運転員等の被ばくによる実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないための手順等を整備するとしていること、d)可搬型照明（SA）の確保のための手順等を整備するとしていること、e)中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備していることを確認した。

以上の確認などから、申請者が、①a.、b.、c.、d.、e.及び f.に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.及び c.の対策が第５９条等要求事項イ）に、①f.の対策が同ロ）に対応するものであること、①a.の対策が同イ）－４に、①b.の対策が同イ）－５に、①c.の対策が同イ）－６に適合する設計方針である

こと、①a.、b.、c.、d.、e.及びf.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第５９条等に適合するものと判断した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）原子炉制御室の居住性を確保するための設備及び手順等

申請者は、中央制御室内の照明確保のための設備（表Ⅳ―４．１６－１参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、非常用照明を使用するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ―４．１６－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
非常用照明	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、中央制御室の照明の代替設備となり得る。

Ⅳ－４．１７　監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第３１条、第６０条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１７関係）

本節では、監視測定設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第３１条の設置許可基準規則解釈第５項に基づき追加要求となった事項として、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、ま

た、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第６０条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１７項（以下「第６０条等」という。）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。
・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第３１条の設置許可基準規則解釈第５項は、モニタリングポストについて、非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

（２）第６０条等は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備及び手順等の整備を要求している。第６０条等における「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設備及び手順等
ロ）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備の配備
ハ）重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設備及び手順等
ニ）代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備及び手順等
ホ）敷地外でのモニタリングについて、他の機関との適切な連携体制を構築する手順等

へ）事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段の検討

申請者は、第６０条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① モニタリングポストが機能喪失した場合に、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等

② 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータをいう。）による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等

③ 発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型放射線計測装置等により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等

④ 気象観測設備が機能喪失した場合に、代替気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等

⑤ 代替交流電源設備である常設代替交流電源設備からの給電により、モニタリングポストでの放射線量の監視及び測定を継続するための設備及び手順等（※[157]）

⑥ 敷地外でのモニタリングについて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制の構築のための手順等

⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、第６０条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第６０条等に適合するものと判断した。

（※[157]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第３１条としての要求

申請者は、第３１条の規定に適合するため、第３１条の設置許可基準規則解釈第５項の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

① モニタリングポストは、非常用交流電源設備に接続するとともに、モニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電力の供給を可能とする設計とする。

② 中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者による監視測定設備の設計において、モニタリングポストは、非常用交流電源設備に接続するとともに、電源切替時の停電時に専用の無停電電源装置からの電力の供給により、電源復旧までの期間を担保することができる方針としていること、また、これらの伝送系は有線及び無線によって多様性を有するものとする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しているものと判断した。

（２）第６０条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第６０条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. モニタリングポストが機能喪失した場合には、可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、放射性よう素測定装置の代替としてγ線サーベイメータ、放

射性ダスト測定装置の代替としてβ線サーベイメータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

c. 重大事故等が発生した場合、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ、α線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測装置及び小型船舶を重大事故対処設備として新たに整備する。

d. 気象観測設備が機能喪失した場合、代替気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、代替気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

e. 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。

f. 重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。

規制委員会は、a.、b.及びc.の対策が第６０条等要求事項イ）及び同ロ）に、d.の対策が同ハ）に、e.の対策が同ホ）に、f.の対応が同へ）に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a. 可搬型モニタリングポストは、モニタリングポストに対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。

b. 可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータ）は、放射能観測車搭載機器に対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。

c. 可搬型放射線計測装置（α線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）は、必要な台数を確保する。

d. 代替気象観測設備については、気象観測設備に対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、代替測定に必要な台数を確保する。

e.　小型船舶は、周辺海域での放射線量等の測定に必要な台数を確保する。

f.　モニタリングポストは、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測装置は、モニタリングポスト及び放射能観測車搭載機器の機能喪失に対して、放射性物質の濃度及び放射線量の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、モニタリングポスト及び放射能観測車搭載機器に対して、異なる場所でかつ耐震性を有する建屋内に保管することで位置的分散を図ること、b)可搬型放射線計測装置（電離箱サーベイメータ及びα線サーベイメータ）は、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、c)代替気象観測設備は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、気象観測設備に対して、屋外の異なる場所に保管することで位置的分散を図ること、d)小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できるとともに、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、e)モニタリングポストは、代替電源設備である常設代替交流電源設備からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.からd.に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリングポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリングポストを6台配置する場合には、運搬・設置等を計4名により、270 分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

b.　重大事故等が発生した後、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラ等が測定機能を喪失したと判断した場合には、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順に着手する。この手順では、車両等による移動、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり100分以内に実施する。

c.　重大事故等が発生した後、スタック放射線モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり100分以内に実施する。

d.　重大事故等が発生した後、放射性廃棄物放出水モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり70分以内に実施する。

e.　重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又はスタック放射線モニタの指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり70分以内に実施する。

f.　重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又はスタック放射線モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計3名により、90分以内に実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計3名により、1箇所当たり110分以内に実施する。

g.　原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第１０条特定事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリングポストを2台配置する場合には、運搬、設置等を計2名により、90分以内に実施する。また、測定データは、緊急時対策所

に自動伝送され、記録される。また、緊急時対策所の加圧判断のために可搬型モニタリングポスト 1 台の設置を計 2 名により、40 分以内に実施する。

h. 緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び降水量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、代替気象観測設備による風向、風速その他の気象観測条件の代替測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置等を計 2 名により、210 分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

i. 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。

j. 事故後の周辺汚染により測定ができなくなるおそれがあると判断した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手する。なお、モニタリングポストについては、検出器保護カバーの交換、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等、可搬型モニタリングポストについては、養生シートの交換、除草、周辺の土壌撤去等及び可搬型放射線計測装置については、遮蔽材による包囲、バックグラウンドレベルの低い場所への移動等により、バックグラウンド低減対策を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順等を明確化していること、b)発電用原子炉施設から放出される放射線量の測定について、可搬型モニタリングポストの運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、c)空気中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定について、可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、d)海上での放射性物質の濃度及び放射線量の測定について、小型船舶の準備、可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、e)風向、風速その他の気象条件の測定について、代替気象観測設備の運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、f)敷地外でのモニタリングについて国及び地方公共団体との連携体制を構築する手順等を整備していること、g)周辺汚染により測定ができなくなることを避けるためのバックグラウンド低減対策の手順等を整備していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関す

る共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.、c.の対策が第６０条等要求事項イ）及びロ）に、①d.の対策が同ハ）に、①e.の対策が同ホ）に、①f.の対策が同へ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第６０条等に基づく要求事項に適合するものと判断した。

３．自主的対応における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、放射線量等を監視測定するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）放射線量等の測定のための自主的な対策としての設備及び手順等

申請者は、放射線量等の測定を行うための設備（表Ⅳ－４．１７－１参照）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

① モニタリングポストは、その機能が健全であれば継続して使用する。

② 放射能観測車搭載機器は、それらの機能が健全であれば継続して使用する。

③ Ge 半導体式試料放射能測定装置、可搬型 Ge 半導体式放射能測定装置及びガスフロー測定装置は、その機能が健全であれば継続して使用する。

④ 気象観測設備は、その機能が健全であれば継続して使用する。

（２）放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、モニタリングポストへの常用電源の供給が途絶えた場合の給電のための設備（表Ⅳ－４．１７－１参照）を用いた主な設備及び手順等の方針を以下のとおりとしている。

① モニタリングポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認する。

② 常設代替交流電源設備からモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から常設代替交流電源設備に切り替える。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１７－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
モニタリングポスト	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
放射能観測車搭載機器	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
Ge 半導体式試料放射能測定装置、可搬型 Ge 半導体式試料放射能測定装置及びガスフロー測定装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
気象観測設備	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
モニタリングポスト専用の無停電電源装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。

Ⅳ－４．１８　緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第３４条、第６１条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１８関係）

本節では、緊急時対策所について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

・設計基準対象施設としては、第３４条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計であるか。

・重大事故等対処施設としては、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第６１条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１８項（以下「第６１条等」という。）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。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であ

るか。

１．審査の概要

（１）第３４条は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設置することを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に緊急時対策所を整備する方針であることを確認した。

（２）第６１条等は、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、①必要な指示を行う対策要員がとどまることができる適切な措置を講じること、②必要な指示ができるよう、必要な情報を把握できる設備を設けること、③内外の必要のある場所と発電所との通信連絡を行うために必要な設備を設けること、④必要な数の対策要員を収容できること及びこれらの手順等を整備することを要求している。第６１条等における緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。

ロ）緊急時対策所と原子炉制御室は想定される事象に対して共通要因により同時に機能喪失しないこと。

ハ）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。

ニ）緊急時対策所の居住性が確保され、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。

ホ）緊急時対策所の居住性については、第６１条等に定める要件（※[158]）に適合するものとすること。

ヘ）対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。

(※[158])
・想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
・プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
・交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
・判断基準は、対策要員の被ばくによる実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

ト）資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
チ）少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。
リ）緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

また、「重大事故等に対処するために必要な数の対策要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の対策要員を含むものとする。

申請者は、第６１条等の要求事項に対応するため、以下の措置を行うための設備及び手順等を整備する方針としている。

① 緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。
② 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。
③ 代替電源設備（ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用））からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多様性を確保する（※[159]）。
④ 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置）、緊急時対策所加圧設備（緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）及び差圧計）等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等
⑤ 緊急時対策所の居住性については、第６１条等に定める要件に適合するものとする。
⑥ 重大事故等対策要員等の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等
⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等
⑧ 少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等
⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等

（※[159]）代替電源（電源車（緊急時対策所用）を除く。）に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４ 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

⑩　重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等

⑪　重大事故等に対処するために必要な数の重大事故等対策要員等を収容するための設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第６１条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第６１条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第３４条としての要求

申請者は、第３４条の追加要求規定に適合するため、以下の設備を整備する方針としている。

原子炉施設に異常が発生した場合に、本発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。

規制委員会は、申請者による緊急時対策所の設計において、原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、原子炉制御室以外の場所に設置する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。

（２）第６１条等の規制要求に対する設備及び手順等

①　対策と設備

申請者は、第６１条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　代替電源からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、ガ

スタービン発電機接続盤、軽油タンク、タンクローリ、緊急用高圧母線 2F 系、電源車（緊急時対策所用）、緊急時対策所軽油タンク及び緊急時対策所用高圧母線 J 系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置）、緊急時対策所加圧設備（緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）及び差圧計）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。

c. 重大事故等に対処するために必要な数の重大事故等対策要員等の収容。そのために、緊急時対策所に重大事故等対策要員等の装備（線量計、マスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに 1 週間活動するための飲料水、食料等及びチェンジングエリア用資機材等を新たに整備する。

d. 緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を構成する SPDS 表示装置、データ収集装置及び SPDS 伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

e. 緊急時対策所と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、緊急時対策所に衛星電話設備、無線連絡設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第６１条等要求事項ハ）に、b. の対策が同ニ）に、上記 c. の対策が同ヘ）、同ト）、同チ）及び同リ）に対応するものであることを確認した。

また、a. 及び b. の対策が第６１条等のうち①重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策要員等がとどまるための対策、c. の対策が第６１条等のうち④重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策要員等を収容するための対策、d. の対策が第６１条等のうち②重大事故等に対処するために必要な情報を把握するための対策、e. の対策が第６１条等のうち③発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けることの対策に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し機能を喪失しない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。

b.　緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。

c.　緊急時対策所の電源設備は、ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用）により多様性を確保する。

d.　緊急時対策所は、居住性を確保し、重大事故等対策要員等がとどまることができるように、適切な遮蔽及び換気ができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、b)緊急時対策所は、制御建屋にある中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで位置的分散を図ること、c)緊急時対策所の電源設備は、緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものとして、ガスタービン発電機を 2 台設置すること及び電源車（緊急時対策所用）については、1 台保管することにより多様性を確保すること、d)緊急時対策所は、緊急時対策所にとどまる重大事故等対策要員の被ばくの実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないように、建屋と一体となった緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備の設置及び気密性を確保する設計とすることを確認した。

なお、重大事故等対策要員等の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件として考慮しない評価を行い、7 日間で約 0.7mSv であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及び e.に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及び e.に掲げる重大事故等対処設備について、第６１条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ）及び同ホ）に適合する設計方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。緊急時対策所は、重大事故が発生するおそれがある場合等、発電所対策本部を設置する準備として、立ち上げる。

③－１　代替電源設備からの給電の手順

a.　緊急時対策所を立ち上げる場合であって、外部電源及び非常用電源設備による給電ができない場合には、電源車（緊急時対策所用）からの給電の手順に着手する。この手順では、電源車の準備及び起動操作を重大事故等対応要員3名により、30分以内に実施する。

③－２　居住性を確保するための手順等

a.　緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所換気空調系を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所換気空調系の起動操作等を重大事故等対策要員1名により、5分以内に実施する。

b.　炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）による緊急時対策所等内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、起動操作等を重大事故等対策要員1名により、3分以内に実施する。

c.　周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリングポスト等により確認された場合には、緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）を停止する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所換気空調系の操作等を重大事故等対策要員1名により、5分以内に実施する。

d.　プルーム通過中に緊急時対策所にとどまる重大事故等対策要員等は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等 54 名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために要員36名のうち2号炉運転員7名を除いた29名の合計83名と想定している。

③－３　必要な数の要員の収容に係る手順等

a.　原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第１０条特定事象が発生し、格納容器内雰囲気放射線モニタ等により炉心損傷を判断した場合には、チェンジングエリアの運用を開始する手順に着手する。この手順は、床、壁等の養生、各資機材の設置等を重大事故等対策要員2名により、緊急時対策所では20分以内に実施する。

b.　緊急時対策所には、重大事故等に対処する重大事故等対策要員等を最大200名収容する。このため、重大事故等対策要員等の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なし

に１週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持及び管理する。

③－４　重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関わる手順等

a.　安全パラメータ表示システム（SPDS）は、緊急時対策所立ち上げ時に重大事故等対策要員１名により操作する。

b.　重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、常に最新となるよう維持及び管理する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順等を明確化していること、b)緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備等の操作手順等を整備するとしていること、c)電源車（緊急時対策所用）から、緊急時対策所への給電についての操作手順等を整備するとしていること、d)緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設置等の手順等を定めるとしていること、e)重大事故等対策要員等が７日間外部からの支援がなくても緊急時対策所の機能を維持できる資機材を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.、c.、d.及びe.の対策が第６１条等要求事項ハ)、同ニ)、同ヘ）から同リ）及び情報把握、通信連絡、収容数に関する要求に対応するものであること、①a.、b.、c.、d.及びe.に従って整備する重大事故等対処設備が同イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ）及び同ホ）に適合する設計方針であること、①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第６１条等に適合するものと判断した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、発電所内外との通信連絡を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

（１）発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表Ⅳ－４．１８－１参照）を用いた主な手順等として、以下のとおりとしている。

① 設備が健全である場合、移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）を使用するとしており、その手順は、「Ⅳ－４．１９ 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等」において記載のとおりとしている。

（２）予備電源車（自主対策設備）から給電するための設備及び手順等

申請者は、緊急時対策所へ給電するための予備電源車（自主対策設備）（表Ⅳ－４．１８－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

緊急時対策所を立ち上げる場合であって、外部電源、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び電源車（緊急時対策所用）による給電ができない場合には、予備電源車（自主対策設備）からの給電の手順に着手する。この手順では、電源車の準備及び起動操作を重大事故等対応要員 3 名により、125 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１８－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。
予備電源車（自主対策設備）	給電開始までに時間を要するものの、電源を確保する手段となり得る。

４．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）緊急時対策所の構造

申請者は、当初、3 号炉原子炉建屋内に緊急時対策所を設置し、将来は、設置予定の免震重要棟内に移設する計画としていた。

その後、申請者からは、当初申請の後、「震源を特定せず策定する地震動」（Ss-N1）、プレート間地震（Ss-F1、F2）、海洋プレート内地震（Ss-D3、Ss-F3）の追加及びプレート地震（Ss-D1）、海洋プレート地震（Ss-D2）の見直しを踏まえ検討を重ねたところ、免震重要棟で計画していた一般の免震装置をそのまま採用することは困難であり、免震重要棟を設置するためには、新たな仕様の免震装置の設計や性能の実証が必要であり、現段階では免震装置の設計の成立の見通しを得ることができなくなったとして、免震重要棟の設置に替えて実績のある耐震構造の緊急時対策建屋を建設し、同棟内に緊急時対策所を設置する計画に変更したいとの説明があった。

規制委員会は、耐震構造の建物に設置する緊急時対策所が、免震重要棟に設置するものと同等以上の性能を有することを示すことを求めた。

これに対し申請者は、耐震構造であっても、免震構造と同様に基準地震動による地震力に対して建屋を弾性範囲内に収めることにより、建屋の構造体全体の信頼性を確保すること、地震時の居住性については、免震構造と耐震構造の事務建屋における 2011 年東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ、耐震構造を採用する場合の設計上の配慮を加えることにより改善を図るとの方針を示した。

以上により、規制委員会は、緊急時対策所を免震重要棟内ではなく耐震構造の緊急時対策建屋内に設置するとの申請者の方針が第６１条等に適合する設計方針であることを確認した。

Ⅳ－４．１９　通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第３５条、第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９関係）

本節では、通信連絡設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第３５条第１項及び同条第２項に基づき追加要求となった事項として、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設けること、また、発電所外の必

要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設けることを確認した。

重大事故等対処施設としては、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９項（以下「第６２条等」という。）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。
・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第３５条第１項は、設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすることを追加要求している。また、同条第２項は、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを追加要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

（２）第６２条等は、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第６２条等における「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ）代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの受電が可能な通信連絡設備及び手順等
ロ）計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等

申請者は、第６２条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 発電用原子炉施設の内外の必要な場所と通信連絡を行うとともに、通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための衛星電話

設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備、緊急時対策所用代替交流電源設備等の設備及び手順等（※[160]）

② 計測等を行った特に重要なパラメータを本発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線連絡設備等の設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第６２条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第６２条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

２．規制要求に対する設備及び手順等

（１）第３５条としての要求

申請者は、第３５条第１項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備するとしている。

① 本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。

② 緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

③ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

また、申請者は、第３５条第２項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備するとしている。

① 本発電所外の本店（宮城）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信連絡設備を設置する設計とする。

（※[160]）代替電源に関する設備（緊急時対策所用代替交流電源設備を除く。）及び手順等については、「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。緊急時対策所用代替交流電源設備については、「Ⅳ－４．１８　緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等」において整理。

② 緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備（※[161]）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（※[162]）を設置する設計とする。
③ 通信連絡設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。
④ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

規制委員会は、申請者による設計が、以下の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。
① 設計基準事故が発生した場合において、本発電所内の人に必要な指示ができるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設けること。
② 本発電所外の必要な場所と通信連絡するため、通信設備及びデータ伝送設備が常時使用できるよう、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性を有する専用通信回線を設けること。
③ これら通信連絡設備等は非常用所内電源又は無停電電源に接続すること。

（２）第６２条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第６２条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡及び代替電源設備からの受電。そのため、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用代替交流電源設備及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

（※[161]）データ伝送設備とは、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち、SPDS 伝送装置を示す。
（※[162]）統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX から構成される。

規制委員会は、a.の対策が第６２条等要求事項イ）に、b.の対策が同ロ）に対応するものであることを確認した。

②　重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、代替電源設備から給電され、電源の多様性を有する設計とする。

b.　衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、通信方式の多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム(SPDS)は、緊急時対策所代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備等から給電され、これらの電源は、水冷であるディーゼル発電機に対し空冷式であること等から、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していること、b)通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）を設けることにより、有線系回線、無線系回線及び衛星系回線による通信方式の多様性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③　手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

③－１　計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有

a.　発電所内

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡には携行型通話装置を、現場（屋外）と緊急時対策所との間の連絡には無線連絡設備を、

中央制御室と緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する。

これらのうち携行型通話装置に関する手順は、使用する端末の通話装置用ケーブルの接続、連絡等を実施する。

b. 発電所外

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により、緊急時対策所と本店（宮城）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順等を明確化していること、b)衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等は、緊急時対策所用代替交流電源設備等に接続された所内の電源系統から給電できる手順等を整備していること、c)炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等は、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等により発電所内外で共有される手順等を整備していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準１．０項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第６２条等要求事項イ）に、①b.の対策が同ロ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第４３条等に従って適切に整備される方針であることから、第６２条等に適合するものと判断した。

３．自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、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、発電所内外の通信連絡を行うための自主対策設備、手順等を整備するとしている。

（１）発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表Ⅳ－４．１９－１参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１９－１　申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、通信連絡設備の代替手段となり得る。

Ⅴ　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への対応（重大事故等防止技術的能力基準２．１関係）

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、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等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。

加えて、重大事故等防止技術的能力基準は、大規模損壊に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるか審査した。

重大事故等防止技術的能力基準２．１項は、大規模損壊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、以下の項目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を要求している。

一　大規模な火災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　原子炉格納容器の破損の影響を緩和するための対策に関すること。
四　使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体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。
五　放射性物質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審査を行った。
１．手順書の整備
２．体制の整備
３．設備及び資機材の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準２．１項及び同項の解釈を踏まえて必要な検討を加えた上で策定されており、大規模損壊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ことから、重大事故等防止技術的能力基準２．１項に適合しているものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

１．手順書の整備

申請者は、大規模損壊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、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電用原子炉施設の安全性に与える影響、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広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンス（Ⅳ－１．１　事故の想定参照）などを考慮する。

（２）大規模損壊によって発電用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、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心と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　発電用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 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を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。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 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、発電用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及び制御機能の喪失並びに緊急時対策所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可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。

b. 中央制御室又は緊急時対策所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可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。

④ 重大事故等防止技術的能力基準２．１項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故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 重大事故等防止技術的能力基準の「１．重大事故等対策における要求事項」における１．２項から１．１４項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラント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追加して整備する。

規制委員会は、申請者の手順書の整備の計画が大規模損壊の発生により重大事故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、大規模損壊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から、適切なものと判断した。

２．体制の整備

申請者は、大規模損壊発生時の体制について、以下のとおりとしている。

（１）教育及び訓練

大規模損壊への対応のための重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊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、大規模損壊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原子力防災管理者及びその代行者への個別の教育及び訓練を実施する。

さらに、運転員及び重大事故等対策要員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、期待する運転員及び重大事故等対策要員以外の運転員及び重大事故等対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

（２）体制の整備

① 大規模損壊時の体制については、通常の原子力防災組織を基本としつつ、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、大規模損壊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）においても本発電所構内に運転員 15 名、初期消火要員（消防車隊）6 名、その他の重大事故等対策要員 23 名計 44 名を常時確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても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）における重大事故等対策要員、１、３号炉運転員及び初期消火要員（消防車隊）は、地震、津波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、津波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. 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電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. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの参集に時間を要する場合も想定し、本発電所構内の運転員、重大事故等対策要員及び初期消火要員（消防車隊）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、最低限必要な運転員、重大事故等対策要員、１、３号炉運転員、初期消火要員（消防車隊）はそれぞれ中央制御室待避所及び緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の重大事故等対策要員は、本発電所構外へ一時避難し、その後、本発電所へ再参集する。

② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び重大事故等対策要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室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スペースも状況に応じて活用する。

③ 大規模損壊発生時における本発電所外部からの支援体制として、本店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、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカによる技術的支援を受けられる体制を構築する。

規制委員会は、申請者の体制の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等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、大規模損壊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から、適切なものと判断した。

３．設備及び資機材の整備

申請者は、大規模損壊発生時に必要な設備及び資機材の整備について、以下のとおりとしている。

（１）大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、以下の事項を考慮して整備する。

① 共通要因による同等の機能を有する設備の損傷の防止

可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。

② 共通要因による複数の可搬型設備の損傷の防止

同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、同一機能を有する複数の可搬型重大事故等対処設備の間で十分な離隔距離を確保し、複数箇所に分散して配置する。

（２）大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、以下のとおり配備する。また、大規模損

壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上離隔をとった場所に配備する。

① 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等を配備する。

② 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。

③ 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、本発電所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。

規制委員会は、申請者の設備及び資機材の整備の計画が、共通要因により同時に機能喪失しないよう十分な配慮を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた設備及び資機材の整備を行う方針としていることから、適切なものと判断した。

Ⅵ　審査結果

東北電力株式会社が提出した「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2 号発電用原子炉施設の変更）」（平成 25 年 12 月 27 日申請、令和元年 9 月 19 日、令和元年 11 月 6 日、令和元年 11 月 19 日及び令和 2 年 2 月 7 日補正）を審査した結果、当該申請は、原子炉等規制法第４３条の３の６第１項第２号（技術的能力に係る部分に限る。）、第３号及び第４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
安全重要度分類	発電用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
安全評価指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
溢水ガイド	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
解釈別記１	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別記１
解釈別記２	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別記２
解釈別記３	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別記３
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
格納容器破損モード	格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの
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
火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド
機器条件	重大事故等対処設備の機器条件
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
規制委員会	原子力規制委員会
原子炉水位高（レベル 8） 原子炉水位低（レベル 3） 原子炉水位低（レベル 2） 原子炉水位低（レベル 1）	これらの燃料有効長頂部からの高さは以下のとおり 原子炉水位高（レベル 8）：＋560cm 原子炉水位低（レベル 3）：＋444cm 原子炉水位低（レベル 2）：＋316cm 原子炉水位低（レベル 1）：＋47cm
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
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
事故条件	評価上想定する事故の条件
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
重大事故等防止技術的能	実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事

力基準	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
重要事故シーケンス	各事故シーケンスグループにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
申請者	東北電力株式会社
設置許可基準規則	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
設置許可基準規則解釈	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
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
操作条件	重大事故等対処設備の操作条件
大規模損壊	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊
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
津波ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
停止中評価ガイド	実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
評価事故シーケンス	各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
保安規定	女川原子力発電所原子炉施設保安規定
本申請	女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（平成25年12月27日申請、令和元年9月19日、令和元年11月6日、令和元年11月19日及び令和2年2月7日補正）
本発電所	女川原子力発電所
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
ATWS	スクラム失敗を伴う過渡事象（Anticipated Transient Without Scramの略。）。運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された（必要とされた）にもかかわらず、原子炉安全保護系（あるいは停止系）の故障等により原子炉が緊急停止しない事象

ABWR	改良型沸騰水型原子炉
ARI	代替制御棒挿入回路
BWR	沸騰水型原子炉
CRD	制御棒駆動機構
DCH	格納容器雰囲気直接加熱
DG	ディーゼル発電機
ECCS	非常用炉心冷却系
ERSS	緊急時対策支援システム
FCI	溶融燃料－冷却材相互作用
HPCS	高圧炉心スプレイ系
LOCA	原子炉冷却材喪失事故
MCCI	溶融炉心・コンクリート相互作用
NUPEC	財団法人原子力発電技術機構
PAR	静的触媒式水素再結合装置
PCT	燃料被覆管最高温度
PDS	プラント損傷状態
PRA	確率論的リスク評価
PWR	加圧水型原子炉
RCIC	原子炉隔離時冷却系
RHR	残留熱除去系
SFP 評価ガイド	実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
SGTS	非常用ガス処理系
SLCS	ほう酸水注入設備
SPDS	安全パラメータ表示システム
SRV	逃がし安全弁
O.P.	女川原子力発電所工事用基準面