乙第73号証

別紙３

（修正案）

関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号及び４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）

平成２７年２月１２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 5

Ⅲ　設計基準対象施設 11
Ⅲ－１　地震による損傷の防止（第４条関係） 11
Ⅲ－１．１　基準地震動 11
Ⅲ－１．２　周辺斜面の安定性 21
Ⅲ－１．３　耐震設計方針 21
Ⅲ－２　設計基準対象施設の地盤（第３条関係） 30
Ⅲ－３　津波による損傷の防止（第５条関係） 33
Ⅲ－３．１　基準津波 34
Ⅲ－３．２　耐津波設計方針 39
Ⅲ－４　外部からの衝撃による損傷の防止（第６条関係） 57
Ⅲ－４．１　外部事象の抽出 57
Ⅲ－４．２　外部事象に対する設計方針 59
Ⅲ－４．２．１　竜巻に対する設計方針 59
Ⅲ－４．２．２　火山の影響に対する設計方針 65
Ⅲ－４．２．３　外部火災に対する設計方針 72
Ⅲ－４．２．４　その他自然現象に対する設計方針 79
Ⅲ－４．２．５　その他人為事象に対する設計方針 81
Ⅲ－４．３　自然現象の組合せ 82
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 83
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） 84
Ⅲ－６　火災による損傷の防止（第８条関係） 84
Ⅲ－７　溢水による損傷の防止等（第９条関係） 96
Ⅲ－８　誤操作の防止（第１０条関係） 106
Ⅲ－９　安全避難通路等（第１１条関係） 106
Ⅲ－１０　安全施設（第１２条関係） 107
Ⅲ－１１　全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係） 110
Ⅲ－１２　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係） 111
Ⅲ－１３　原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係） 113

Ⅲ－１４　安全保護回路（第２４条関係）..... 114
Ⅲ－１５　保安電源設備（第３３条関係）..... 114

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..... 119
Ⅳ－１　重大事故等の拡大の防止等（第３７条関係）..... 121
Ⅳ－１．１　事故の想定..... 122
Ⅳ－１．２　有効性評価の結果..... 134
Ⅳ－１．２．１　炉心損傷防止対策..... 134
Ⅳ－１．２．１．１　２次冷却系からの除熱機能喪失..... 134
Ⅳ－１．２．１．２　全交流動力電源喪失..... 140
Ⅳ－１．２．１．３　原子炉補機冷却機能喪失..... 148
Ⅳ－１．２．１．４　原子炉格納容器の除熱機能喪失..... 150
Ⅳ－１．２．１．５　原子炉停止機能喪失..... 155
Ⅳ－１．２．１．６　ECCS 注水機能喪失..... 162
Ⅳ－１．２．１．７　ECCS 再循環機能喪失..... 166
Ⅳ－１．２．１．８　格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）..... 172
Ⅳ－１．２．２　格納容器破損防止対策..... 178
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）..... 180
Ⅳ－１．２．２．２　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）..... 187
Ⅳ－１．２．２．３　高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱..... 194
Ⅳ－１．２．２．４　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用..... 199
Ⅳ－１．２．２．５　水素燃焼..... 203
Ⅳ－１．２．２．６　溶融炉心・コンクリート相互作用..... 210
Ⅳ－１．２．３　使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策..... 215
Ⅳ－１．２．３．１　想定事故１..... 215
Ⅳ－１．２．３．２　想定事故２..... 219
Ⅳ－１．２．４　運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策..... 222
Ⅳ－１．２．４．１　崩壊熱除去機能喪失..... 223
Ⅳ－１．２．４．２　全交流動力電源喪失..... 228
Ⅳ－１．２．４．３　原子炉冷却材の流出..... 234
Ⅳ－１．２．４．４　反応度の誤投入..... 239
Ⅳ－１．２．５　有効性評価に用いた解析コード..... 243
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）..... 260
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） 267
Ⅳ－３．１　重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係） 268
Ⅳ－３．２　地震による損傷の防止（第３９条関係） 271
Ⅳ－３．３　津波による損傷の防止（第４０条関係） 274
Ⅳ－３．４　火災による損傷の防止（第４１条関係） 275
Ⅳ－３．５　重大事故等対処設備（第４３条関係） 275
Ⅳ－４　重大事故等対処設備及び手順等 280
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） 280
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） 286
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） 293
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） 303
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） 314
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） 321
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） 329
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） 336
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） 345
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） 351
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） 356
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） 365
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） 371

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） 379
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） 387
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） 396
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） 402
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） 411
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） 419
Ⅳ－５　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） 424

Ⅴ　審査結果 430

略語等 431

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項に基づいて、関西電力株式会社（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「高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)」(平成25年7月8日申請、平成26年10月31日、12月1日及び平成27年1月28日補正)（以下「本申請」という。）の内容が、

（１）原子炉等規制法第４３条の３の８第２項で準用する第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、技術的能力に係るもの、

（２）同条同項第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。）、及び、

（３）同条同項第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。）

に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

なお、原子炉等規制法第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。）及び第２号の規定のうち経理的基礎に係るものに関する審査結果は、別途取りまとめる。

２．判断基準及び審査方針

本審査では、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、技術的能力に係るものに関する審査においては、原子力事業者の技術的能力に関する審査指針(平成16年5月27日原子力安全委員会決定。以下「技術的能力指針」という。)

（２）同条同項第３号の規定に関する審査においては、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）同条同項第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 6 月 28 日規制委員会規則第 5 号。以下「設置許可基準規則」という。）及び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。）

同条同項第４号の規定に関する審査においては、設置許可基準規則解釈において規定される、実用発電用原子炉及びその附属施設の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。）に適合しているかどうかについても確認した。

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）。以下「内部火災ガイド」という。）

（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、本審査は、1 号炉及び 2 号炉の原子炉圧力容器には燃料を装荷しない前提としている。

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　審査結果」には、規制委員会としての結論を示した。

なお、同一施設であって、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もののうち、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。

また、3号炉と4号炉の審査内容が共通する場合には、号炉ごとではなく、まとめて記載した。

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、文章の要約や言い換え等を行っている。

本審査書で用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

Ⅱ　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、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。

このうち、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。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Ⅳ－５で記載する。

規制委員会は、申請者の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かんがみ、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．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、高浜発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）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、原子力事業本部の各担当部門及び土木建築室（以下「原子力関連部門」という。）並びに本発電所の担当課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課において実施する。

（3）運転及び保守の業務は、本発電所の担当課において実施する。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防災組織及び原子力防災組織により、運転及び保守の業務を実施する。なお、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、本店の原子力発電安全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、本発電所の原子力発電安全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原子力関連部門及び本発電所の担当課並びに原子力発電安全委員会及び原子力発電安全運営委員会については、本店と本発電所の役割分担を明確化するとしており、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、防災組織及び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）原子力関連部門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の対応に必要な大型重機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、原子力関連部門及び本発電所における、技術者数の推移、採用実績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、及び、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４基、美浜発電所３基及び大飯発電所４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 43 年にわたる運転及び保守の経験を有する。

（２）また、アクシデントマネジメント対策である代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水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空冷式非常用発電装置、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」に基づいて品質マニュアル

を定める。

② 本店各部門及び本発電所並びに監査部門である本店の経営監査室においては、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事業本部長の下、本店各室長、各部門統括及び発電所長は、同方針に基づき各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経営監査室長は、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品質保証会議において審議し、一方、本発電所において実施する活動は原子力発電安全委員会において審議し、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の長が確認する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守の業務における品質保証活動については、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、申請者の品質保証活動体制の構築については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、現場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、能力開発センター及び原子力運転サポートセンターに加え、株式会社原子力発電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、教育訓練基準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．原子炉主任技術者等の選任・配置

技術的能力指針は、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）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）原子炉主任技術者は、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、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本店の保安に関する管理職を配置する。

（３）原子炉主任技術者の代行者は、原子炉主任技術者の要件を有する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当直課長の職位として配置する。

規制委員会は、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、当直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、耐震重要度に応じて算定した地震力に十分に耐えることができる設計とすることを、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　周辺斜面の安定性

Ⅲ－１．３　耐震設計方針

１．耐震重要度分類の方針

２．弾性設計用地震動の設定方針

３．地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

４．荷重の組合せと許容限界の設定方針

５．波及的影響に係る設計方針

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

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、各種の不確かさを考慮して、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ことを要求している。

申請者は、本発電所敷地周辺の地質・地質構造に関する評価について、以下のとおりとしている。

① 本発電所敷地内で実施したＰＳ検層結果及び試掘坑内弾性波試験結果より、敷地地盤のＳ波速度は約 2.2km/s である。また、敷地内で実施した単点微動観測結果によりＳ波速度 2.2km/s 層の上面深度は敷地全体にわたって著しい高低差がないことを確認した。以上のことから、原子炉建屋設置位置付近の標高（以下「E.L.」という。）＋2m の位置に解放基盤表面を設定した。

規制委員会は、申請者が設定している解放基盤表面は、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。

（２）敷地地盤の地下構造の評価

解釈別記２は、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を要求している。

申請者は、敷地地盤の地下構造の評価について、敷地及び敷地周辺における地質調査等に基づき以下のとおりとしている。

① 地質調査の結果、敷地近傍は主として舞鶴帯に属し、南東方に超丹波帯が分布する。地盤は舞鶴帯を基盤岩とし、白亜紀の音海流紋岩、新第三紀中新世の内浦層群、青葉山安山岩類及び大山安山岩が不整合で覆う。このほか、小規模な安山岩岩脈や内浦層群に貫入する小岩体の石英閃緑岩も認められる。第四紀の地層の分布は狭く、山地の縁辺や海岸付近にのみ見られる。

② 本発電所敷地内で実施した反射法地震探査の結果から、深さ1500m程度までの地下構造に特異な構造が見られないことから、水平成層構造として一次元の速度構造をモデル化した。

③ 一次元の速度構造は、敷地内での微動アレイ観測により得られる短周期側の位相速度と、地震波干渉法により得られる長周期側の位相速度を用いて、ジョイントインバージョン解析により推定した。

④ 本発電所敷地内で実施したＰＳ検層のデータを用いて不均質性の評価を行い、佐藤・山中（2010）による地盤の不均質性と減衰定数の関係を基に、減衰定数を設定した。

⑤ 本発電所の敷地においては、1995年兵庫県南部地震や2000年鳥取県西部地震等、遠方で発生した地震の建屋基礎位置での観測記録はあるものの、地震動評価に有効となる敷地近傍でマグニチュード5程度以上の地震の強震データは得られていない。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が当初、周辺地域で実施した屈折法探査や独立行政法人日本原子力研究開発機構高速増殖原型炉もんじゅにおいて実施されたサイト増幅特性の評価を基に地下構造モデルを設定していたため、本発電所敷地の地下構造を把握するための調査を実施し、その評価を地下構造モデルへ反映させるよう求めた。

これに対して、申請者は、敷地内で実施した微動アレイ観測による位相速度と敷地周辺で実施した地表面地震観測のデータを基に地震波干渉法を用いて評価した位相速度を目的関数として、ジョイントインバージョン解析により一次元の速度構造を推定し地下構造モデルを設定した。

規制委員会は、本発電所敷地及び敷地周辺の地下構造の評価に関して、申請者が行った調査の手法は、地質ガイドを踏まえているとともに、調査結果に基づき地下構造を水平かつ成層と評価し、一次元地下構造モデルを設定しており、当該地下構造モデルは地震波の伝播特性に与える影響を評価するに当たって適切なものであることから、解釈別記２の規定に適合していることを確認した。

２．敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

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、複数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、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求している。

申請者は、調査内容、調査結果及びその評価について、以下のとおりとしている。

① 敷地周辺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、地表地質調査等を実施した。また、海域については、文献調査のほか、海上音波探査及び他機関によって実施された海上音波探査記録の再解析並びに海上ボーリング調査を行い、地質・地質構造の検討を実施した。

② 敷地周辺では、調査結果に基づき、和布－干飯崎沖～甲楽城断層、敦賀断層、大陸棚外縁～Ｂ～野坂断層、三方断層、花折断層、琵琶湖西岸断層系、濃尾地震断層系、上林川断層、有馬－高槻構造線、山田断層、郷村断層、三峠断層、F_{GA}３東部断層、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ断層、熊川断層、ＦＯ－Ｃ断層等を震源として考慮する活断層として抽出し、活断層の位置、形状等を評価した。

③ 敷地近傍及び敷地においては、変動地形学的調査の結果、不明瞭又は小規模な変動地形を含めてＴ１～Ｔ３の３条のリニアメントを抽出した。これらのリニアメントについて調査を実施した結果、震源として考慮する活

断層は認められないと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した震源として考慮する活断層の評価は、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、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮することを要求している。

申請者は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

① 内陸地殻内地震

内陸地殻内地震については、気象庁（1996）における気象庁震度階級関連解説表の記載によると、地震によって建物等に被害が発生するのは震度5弱（1996年以前は震度Ⅴ）程度以上であると考えられることから、過去の地震及び活断層による地震から、敷地に影響を及ぼすものを抽出した。

活断層による地震のうち、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ断層と熊川断層については、約15kmの離隔を有し、両断層間が連続するような地質構造は認められないが、連動を考慮した活断層として扱うこととした。

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、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層による地震及び上林川断層による地震を検討用地震として選定した。

② プレート間地震

プレート間地震については、南海トラフに沿って繰返し発生している地震は敷地から約200km以遠に位置し、敷地への影響は大きくないことから、検討用地震を選定しない。

③ 海洋プレート内地震

沈み込んだフィリピン海プレート内で発生した陸域のやや深い地震や海溝軸付近で発生した地震は、敷地への影響は大きくないことから、検討用地震を選定しない。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が当初、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ断層と熊川断層の同時活動を考慮する必要はないと評価していたため、ＦＯ－Ａ断層と熊川断層との間に断層の有無が不明瞭な区間が相当あり、連動破壊を否定することは難しいことから、検討用地震の選定に際しては、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ断層と熊川断層が連動する場合を考慮することを求めた。

これに対して、申請者は、これらを反映して検討用地震の選定に係る評価を示した。

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は、活断層の性質や地震発生状況を精査し、既往の研究成果等を総合的に検討することにより検討用地震を複数選定するとともに、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、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ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層による地震及び上林川断層による地震について、震源モデル及び震源特性パラメータの設定並びに地震動評価の内容を以下のとおりとしている。

① ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層による地震

a. 基本ケースは、「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（2009）（「レシピ」）」（以下「レシピ」という。）や入倉・三宅（2001）等に基づき、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、本発電所敷地の速度構造や微小地震の発生状況から、断層上端深さを 3km、断層下端深さを 18km と設定した。また、調査結果に基づき、断層長さを 63.4km、傾斜角を 90°、すべり角を 0° とした。アスペリティは敷地近くに配置し、破壊開始点は断層面下端及びアスペリティ下端に複数設定した。

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、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、傾斜角を75°としたケース、すべり角を30°としたケース、破壊伝播速度を引き上げたケース、アスペリティを一塊に配置したケース及びアスペリティを横長の一塊に配置したケースについても設定した。

d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、岩盤における観測記録に基づいて提案された距離減衰式で、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al.(2002)の方法を用いた。地震動評価に当たって使用するマグニチュードは、断層長さから松田（1975）により求めた。なお、内陸地殻内地震の補正係数は、地震動評価上は適用しないものとした。

e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、敷地における適切な地震観測記録がないため、短周期領域は統計的グリーン関数法を、長周期領域は離散化波数法を用いて評価し、それらを組み合わせることにより評価する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 Fujii and Matsu'ura（2000）により3.1MPaとし、アスペリティの面積は Somerville et al.（1999）の知見を参考に断層面積の22%とし、アスペリティの応力降下量は、平均応力降下量及びアスペリティ面積比から設定した。

② 上林川断層による地震

a. 基本ケースは、レシピや入倉・三宅（2001）等に基づき、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、本発電所敷地の速度構造や微小地震の発生状況から、断層上端深さを3km、断層下端深さを18km と設定した。また、調査結果に基づき、断層長さを39.5km、傾斜角を90°、すべり角を180°とした。アスペリティは敷地近くに配置し、破壊開始点は断層面下端及びアスペリティ下端に複数設定した。

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、短周期の地震動レベルを基本ケースの1.5倍としたケース及び破壊伝播速度を引き上げ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、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層による地震と同様、Noda et al.（2002）の方法を用いた。地震動評価に当たって使用するマグニチュードは、断層長さから松田（1975）により求めた。地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用せず、また、震源近傍における破壊伝播効果を考慮した評価を

行った。

e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層による地震と同様の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、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。

規制委員会は、審査の過程において、震源特性パラメータのうち断層上端深さについては、申請者が当初、4kmに設定していたため、速度構造や微小地震の発生状況を考慮して検討するよう求めた。また、破壊伝播速度については、申請者が当初、レシピに示されているGeller（1976）による経験式だけを用いていたため、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層が横ずれ断層であることを考慮し、最新の知見を考慮して検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、本発電所敷地内における微動アレイ観測及び敷地周辺で実施した地表面地震観測で得られた微動データより位相速度を求め、地盤の速度構造を推定し、断層上端深さを3kmに設定した。また、破壊伝播速度については、宮腰他（2003）の知見を踏まえて、標準偏差1σを考慮したものを不確かさケースとして地震動評価を行った。

規制委員会は、申請者が実施した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価については、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」に基づき策定していることから、解釈別記２の規定に適合していることを確認した。

３．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）地震規模がモーメントマグニチュード（以下「Mw」という。）6.5以上の地震については、2008年岩手・宮城内陸地震と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、新第三紀以降の火山岩、堆積岩が厚く堆積し顕著な褶曲・撓曲構造が発達し、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り、震源断層も含め、脊梁山脈を成長させる逆断層が分布する地域である。一方、本発電所敷地周辺は、主として古生代の夜久野オフィオライト、舞鶴層群等を基盤岩としており、堆積層の厚い地域ではなく、また本発電所周辺は火山フロントから外れた地域に位置し、第四紀の火山活動等は知られていなく、さらに、主に横ずれ断層が分布する地域であることから、2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域は、本発電所周辺地域とは地質学的背景が異なるとして、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、震源域近傍と本発電所周辺地域との間に地質学的背景に差はあるものの明瞭には認められないことから、観測記録を収集し、その地震動レベル及び地盤特性を評価し、震源近傍に位置する賀祥ダムの観測記録を、地盤補正を行わずにそのまま震源を特定せず策定する地震動として採用した。

（４）また、Mw6.5 未満の地震については、収集した観測記録を、司・翠川（1999）による距離減衰式及び加藤他（2004）の地震動レベルと対比させ、その結果から敷地に及ぼす影響の大きいものとして、5 地震（2004 年北海道留萌支庁南部地震、2011 年和歌山県北部地震、2011 年茨城県北部地震、2011 年長野県北部地震、2013 年栃木県北部地震）を抽出した。このうち、2004 年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤他（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おり、これに不確かさを考慮した地震動を、震源を特定せず策定する地震動として採用した。

規制委員会は、審査の過程において、震源を特定せず策定する地震動の評価で収集対象となる内陸地殻内の地震の例として地震ガイドに示しているすべての地震について観測記録等を収集し、検討することを求めた。このうち 2000 年鳥取県西部地震については、鳥取県西部地震震源域と本発電所周辺地域との間に地質学的背景に大きな地域差が認められないと指摘した。また、2004 年北海道留萌支庁南部地震については、その地震観測記録について、既往の知見である微動探査等に基づく地盤モデルによるはぎとり解析のみならず、適切な地質調査データに基づく地盤モデルによるはぎとり解析等を求めた。

これに対して、申請者は、2000 年鳥取県西部地震の観測記録を収集し、その地震動レベル及び地盤特性を評価した。また、2004 年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤他（2013）で推定された基盤地震動に不確かさを考慮した地震動を、震源を特定せず策定する地震動として採用した。

規制委員会は、申請者が実施した「震源を特定せず策定する地震動」の評価については、過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を精査し、各種の不確かさ及び敷地の地盤物性を考慮して策定していることから、解釈別記２の規定に適合していることを確認した。

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-1 から Ss-7 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（最大加速度：水平方向 700cm/s^2、鉛直方向 467cm/s^2）

① 基準地震動 Ss-1

応答スペクトルに基づく地震動評価結果を包絡するように設定した地震動

② 基準地震動 Ss-2 から Ss-5

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-1 の応答スペクトルを上回る４ケースの地震動

（２）震源を特定せず策定する地震動（最大加速度：水平方向 620cm/s^2、鉛直方向 485 cm/s^2）

① 基準地震動 Ss-6 及び Ss-7

一部の周期帯で基準地震動 Ss-1 の応答スペクトルを上回る 2000 年鳥取県西部地震における賀祥ダムの観測記録及び 2004 年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動

規制委員会は、申請者が、「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、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を策定していることから、解釈別記２の規定に適合していることを確認した。

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」Ss-1 の年超過確率は短周期側では 10^{-4}～10^{-5}程度、長周期側では 10^{-5}～10^{-6}程度、「震源を特定せず策定する地震動」Ss-6 及び Ss-7 の年超過確率は 10^{-4}～10^{-6}程度としている。

Ⅲ－１．２　周辺斜面の安定性

解釈別記２は、耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって耐震重要施設に影響を及ぼすことがないようにすることを要求している。

申請者は、耐震重要施設の周辺斜面の評価について、以下のとおりとしている。

１．安定性評価の対象となる斜面は、耐震重要施設と周辺斜面との離隔距離を考慮して、3・4号炉原子炉建屋周辺斜面及び取水路防潮ゲート周辺斜面を選定した。

２．すべり安全率の評価は、地形及び地質・地質構造の観点から、解析対象断面を選定し、基準地震動による地震力を作用させた二次元有限要素法による動的解析により行った。

３．動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。

４．動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、1.2を上回る。

規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させた適切な動的解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認していることから、解釈別記２の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

Ⅲ－１．３　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、耐震重要度分類を設定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、耐震重要度に応じて、重要な安全機能を有する施設（地震に伴って発生するおそれがある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含む。）をＳクラス、これと比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さいものをＢクラス、これら以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設をＣクラスに分類する。

（２）設備の区分

設計基準対象施設について、その施設に要求される安全機能の役割に応じ

て、施設を構成する設備（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検討すべき施設）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検討すべき施設について、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波及的影響を考慮すべき施設に適用する地震動）を設定する。

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の策定について、地震に伴って発生するおそれがある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含む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、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて、弾性設計用地震動を設定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としている。

（１）地震動設定の条件

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

① 基準地震動との応答スペクトルの比率は、安全機能限界と弾性限界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、3号炉及び4号炉の基準地震動S_1の応答スペクトルを概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-1については水平方向 350cm/s^2 及び鉛直方向 233cm/s^2、Sd-2 については水平方向

188cm/s^{2}及び鉛直方向 167cm/s^2、Sd-3 については水平方向 198cm/s^{2}及び鉛直方向157cm/s^2、Sd-4については水平方向128cm/s^{2}及び鉛直方向109 cm/s^2、Sd-5 については水平方向187 cm/s^{2}及び鉛直方向160cm/s^2、Sd-6 については水平方向 266cm/s^{2}及び鉛直方向 243cm/s^{2}並びに Sd-7 については水平方向310cm/s^{2}及び鉛直方向160cm/s^{2}であり、その地震動の年超過確率は10^{-3}～10^{-4}程度となる。

規制委員会は、申請者が、安全機能限界と弾性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概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0.5として弾性設計用地震動を適切に設定する方針としており、この方針が解釈別記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。

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の影響検討に当たって、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、対象建物・構築物の地盤条件を考慮し、必要に応じて二次元有限要素法又は一次元波動理論を用いて設定する。地盤条件の設定については、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

地震応答解析方法について、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、使用する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。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。

規制委員会は、申請者が、施設、地盤等の構造特性、振動等の施設の応答特性、及び施設と地盤との相互作用、地盤の非線形性を適切に考慮し、水平２方向及び鉛直方向を適切に組み合わせたものとして地震応答解析による地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記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、地震層せん断力係数に、施設の重要度分類に応じた係数（Ｓクラスは 3.0、Ｂクラスは 1.5 及びＣクラスは 1.0）を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。

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

② 建物・構築物の保有水平耐力

保有水平耐力について、必要保有水平耐力を上回るものとし、必要保有水平耐力については、地震層せん断力係数に乗じる係数を 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、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、建物・構築物で算定した地震層せん断力係数に施設の耐震クラスに応じた係数を乗じたものを水平震度と見な

し、その水平震度と建物・構築物の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとして算定する。

⑤　水平地震力と鉛直地震力の組合せ

Ｓクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力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の適用については、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、耐震性向上の観点に配慮して算定に用いる係数等の割増しをして求めた水平震度及び鉛直震度より静的地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記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して、構造物全体としての変形能力について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

②　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)、事故時に生じる荷重（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及び運転時に作用する荷重とする。なお、運転時及び事故時の荷重には、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、基準地震動による地震力との組合せにおいては、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有することとする。なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力が漸次増大し、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき定めるものとする。Ｓクラス、Ｂクラス及びＣクラスの建物・構築物について、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいては、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重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能力に十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有するようにする、また、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度とする方針としていることから、これらの方針が解釈別記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、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、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事故時に生じ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、その施設に要求される機

能を保持すること。組合せ荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

② Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は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留まること。

③ 運転時の異常な過渡変化時及び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、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及び運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重とする。

なお、運転時の異常な過渡変化時及び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、基準地震動による地震力との組合せにおいては、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設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、基準地震動

以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいては、応答が全体的におおむね弾性状態に留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、破断延性限界に十分な余裕を有し、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留まるように、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記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）及び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）とし、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及び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、（１）又は（２）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、構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、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ものとする。また、浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。

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もとに確認し、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。なお、水平２方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、

これら地震力により影響を及ぼす可能性のある施設・設備を選定し、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。

（１）波及的影響の評価に係る事象選定について、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、選定された事象による波及的影響を評価して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考慮すべき施設を摘出する方針としていること。

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、敷地及び敷地近傍における変動地形学的調査及び地表地質調査の結果のほか、断層の破砕部性状、運動センス、鉱物脈との接触関係・粘土鉱物分析及び各断層の切り切られ関係に着目した手法による検討結果を以下のとおりとしている。

（1）原子炉設置位置付近には、3、4 号炉試掘坑調査で認められた 4 条の音海流紋岩中の断層（Ｆ－Ａ、Ｆ－Ｂ、Ｆ－Ｃ、Ｆ－Ｄ）がある。各断層の切り切られ関係より、Ｆ－Ａ、Ｆ－Ｂ及びＦ－ＤはＦ－Ｃを越えて延伸しておらず、Ｆ－Ｃの活動時期が最新と考えられる。

（2）原子炉設置位置付近の断層で活動時期が最新と考えられるＦ－Ｃは、音海流紋岩中の流紋岩質凝灰岩中の層理面に調和的な方向の断層である。Ｆ－Ｃの変形組織観察を行った結果では、最新活動部の変形組織は正断層センスを示している。断層の最新面に分布する粘土鉱物について電子顕微鏡観察を行った結果、最新面には高温又は地下深部で晶出した粘土鉱物（イライト）が密集しており、これらの結晶が破砕されていない。

（3）Ｆ－Ａは、変形組織観察を行った結果、最新活動を示す断層面の変形組織は正断層センスを示しており、また、断層最新面上で実施した電子顕微鏡観察の結果、高温又は地下深部で晶出した粘土鉱物（イライト）が密集しており、これらの結晶が破砕されていない。

（4）Ｆ－ＢはＦ－Ａを越えて延伸しておらず、地下深部に延長しない規模の小さい破砕帯と評価した。また、Ｆ－Ｄ延長部は破断面が湾曲して直線状を呈しておらず条線も認められないことから、規模の小さい破砕帯と評価した。

（5）以上のことから、原子炉設置位置付近に認められる 4 条の断層は、将来活動する可能性のある断層等ではないと評価した。

規制委員会は、申請者が行った各種調査の結果、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手法等が適切であり、耐震重要施設設置位置に分布する断層は、将来活動する可能性のある断層等に該当せず、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

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、解析モデルの設定、動的解析等の内容を以下のとおりとしている。

（１）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）耐震重要施設については、３・４号炉原子炉建屋、原子炉補助建屋、放水口側防潮堤、取水路防潮ゲート等を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。

（３）基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、評価の対象となる耐震重要施設の配置、施設周辺の地形、地質を考慮し、３・４号炉原子炉建屋付近の耐震重要施設に対する解析断面として３・４号炉の炉心で直交する３断面を対象に二次元有限要素法により行った。取水路防潮ゲートは「Ⅳ－３．１重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係）」に示す常設重大事故等対処施設の緊急時対策所の評価で代表させる。

（４）動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。

（５）動的解析の結果から得られた原子炉建屋の基礎底面における最大接地圧は、３号炉で 3.4 N/mm^2、４号炉で 4.2 N/mm^2、また原子炉補助建屋の基礎底面における最大接地圧は 4.0N/mm^2 であり、基礎地盤の大部分を占める〔C_H〕級以上の岩盤の極限支持力（20.8N/mm^2 以上）を下回る。

（６）動的解析の結果から得られた３・４号炉原子炉建屋の基礎地盤の最小すべり安全率は、1.5 を上回る。

（７）動的解析の結果から得られた３・４号炉原子炉建屋及び原子炉補助建屋の基礎底面の最大傾斜は、1/2,000 を下回る。

規制委員会は、設計基準対象施設を設置する地盤の評価については、申請者が行った動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、当該施設を十分に支持することができる地盤に設けるとしていることから、解釈別記１の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

３．地盤の変形

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

る。

申請者は、耐震重要施設の支持地盤に係る設計方針、地殻変動による傾斜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（放水口側防潮堤を除く。）は、岩盤に支持されていることから、揺すり込み沈下や液状化による不等沈下の影響を受けるおそれはない。放水口側防潮堤については、周辺地盤の液状化を考慮した設計としており、不等沈下の影響を受けるおそれはない。

（２）耐震重要施設の支持地盤の傾斜は、本発電所敷地内及び敷地近傍に震源として考慮する活断層が分布していないことを確認していることから、敷地において地殻の広域的な変形による著しい地盤の傾斜が生じることはないが、敷地に比較的近く規模が大きいＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層の活動に伴い生じる地盤の傾斜について Okada(1992)の手法により評価した結果、1/2,000 を下回る。

規制委員会は、地盤の変形について、申請者の耐震重要施設の支持地盤の変形に係る設計方針、地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に当該施設を設けるとしていることから、解釈別記１の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

Ⅲ－３　津波による損傷の防止（第５条関係）

第５条は、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及び条件

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ものを複数選定し、不確かさを考慮して適切に策定していることから、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解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。さらに、行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方及び解析条件の相違点に着目した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映することを要求している。

申請者は、地震に伴う津波評価を以下のとおりとしている。

（１）敷地周辺の既往津波及び痕跡高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、1983 年日本海中部地震津波及び 1993 年北海道南西沖地震津波がある。また、若狭湾沿岸の津波堆積物調査の結果、

完新世において本発電所の安全性に影響を与えるような津波の痕跡は認められなかった。

（２）海域活断層による地震に伴う津波については、文献調査及び敷地周辺の地質調査結果を踏まえ、後期更新世以降の活動が否定できない断層について阿部（1989）の簡易予測式により推定津波水位を評価した結果から、検討対象の海域活断層として和布－干飯崎沖～甲楽城断層、大陸棚外縁～Ｂ～野坂断層、三方断層、及びＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層を抽出した。

（３）日本海東縁部の断層による地震に伴う津波については、北海道沖から新潟県沖までの広範囲な海域に、検討対象断層としてMw7.85を考慮した。

（４）海域活断層及び日本海東縁部の各断層について、土木学会（2002）に基づき、広域応力場、断層の位置、傾斜、走向等を不確かさとして考慮するなど概略数値計算モデルを用いたパラメータスタディを実施し、波源モデルの選定を行った。

（５）パラメータスタディの検討結果より、水位変動量の大きい大陸棚外縁～Ｂ～野坂断層、及びＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層を詳細数値計算モデルによる検討対象波源として選定した。

（６）津波に伴う水位変動の評価は、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。

（７）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、対馬海峡から間宮海峡に至る日本海の東西約1,500km、南北約2,000kmを計算領域とし、計算格子間隔は、最大1,350mから最小3.125mまで徐々に細かい格子サイズを設定して、各海水ポンプ室までの水理特性を考慮した。また、数値シミュレーションにあたり、潮位条件に加えて、循環水ポンプ及び海水ポンプの稼動条件、断層活動に伴う地盤変動並びに取水路防潮ゲートの開閉条件を考慮して検討を行うとともに、放水路周辺の防潮堤等について計算モデルに反映した。

（８）行政機関が実施している津波シミュレーションのうち、本発電所へ比較的大きな水位変動を与える可能性のある波源モデルとして、福井県が想定した若狭海丘列付近断層の波源モデル（2012）及び秋田県が想定した日本海東縁部の断層の波源モデル（2012）を用いて津波評価を実施した。

（９）また、若狭海丘列付近断層及びＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層を波源とした津波評価においては、断層が一様にすべるモデルの他に、「日本海における大規模地震に関する調査検討会（2014）」が想定した大すべり域及び背景領域を別々に設定した不均質な波源モデルについても評価を実施した。

(10) 太平洋側に想定されるプレート間地震及び海洋プレート内地震による津波については、本発電所の安全性に影響を与えるような津波の痕跡が認められ

ず、日本海側には影響しないと考えられることから、検討対象波源として選定しなかった。

規制委員会は、審査の過程において、海域活断層による地震に伴う津波の波源としてＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層の３連動を考慮すること、福井県による津波評価の波源である若狭海丘列付近断層を波源として評価すること、日本海東縁部の断層による地震に伴う津波について他の行政機関が想定している断層長さも考慮して評価することを求めた。

これに対して、申請者は、これらを反映して地震に伴う津波の評価を示した。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波の評価については、波源モデルの設定等に必要な調査を実施するとともに、行政機関が行った津波シミュレーションも適切に反映し、不確かさを考慮して海域活断層の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波波源を設定して適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記３の規定に適合していることを確認した。

２．地震以外の要因による津波

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調査の内容を以下のとおりとしている。

（１）文献調査の結果、地震以外を要因とする日本海における津波の記録としては、火山現象に伴う山体崩壊を要因とする 1741 年渡島沖の津波があるものの、その他に海底地すべり、陸上地すべり、火山現象等、地震以外の要因による津波の記録は認められなかった。

（２）海底地すべりについては、徳山他（2001）により示された隠岐トラフ付近に分布する海底地すべり地形群について、文献調査に加え既往の海上音波探査記録の再解析を行い、検討対象の海底地すべりを抽出した。これらについて位置及び向きにより３つのエリアに分け、エリア毎に崩壊部の鉛直断面積が最も大きいものを最大規模の海底地すべりとした。また、海底地すべりによる津波シミュレーションにおいては、初期水位形状の算出に際して、Watts

他（2005）による予測式及び佐竹・加藤（2002）による運動学的地すべりモデルによる予測方法を用いた。

（3）陸上地すべりについては、独立行政法人防災科学技術研究所による地すべり地形分布図データベースを基に、空中写真・航空レーザー測量結果による地形判読及び現地踏査を実施して抽出した地すべり地形に対して、Huber 他（1997）による水位予測式を用いて検討対象の陸上地すべり地形を選定した。また、陸上地すべりによる津波の評価については、詳細な地形判読及び現地踏査の結果に加え、福井県による地すべり調査結果も参考にして、地すべり範囲、崩壊土砂量を想定した。想定した地すべり地形を用いて斜面崩壊シミュレーションを実施し、地すべりが海面に突入する際の挙動を計算するとともに、初期水位形状の算出に際しては、Watts 他（2005）による予測式及び佐竹・加藤（2002）による運動学的モデルによる予測方法を用いた。

（4）海底地すべり及び陸上地すべりによる津波シミュレーションについては、地震に伴う津波評価と同様に、非線形長波理論に基づく平面二次元モデルを用いた。

（5）活火山に関するデータベースや文献の調査、若狭湾沿岸における津波堆積物調査の結果から、火山現象に起因する津波により、本発電所の安全性は影響を受けるおそれはないと評価した。

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するとともに、不確かさを考慮して波源の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波波源を設定して適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記３の規定に適合していることを確認した。

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、個々の津波計算結果を足し合わせて最も厳しい組合せケースを以下のとおり抽出している。

（1）地震に伴う津波及び地震以外の要因による津波の検討結果を踏まえ、地震と海底地すべりの組合せとして「若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり」、地震と陸上地すべりの組合せとして「ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層と陸上地すべり」を選定し、津波発生要因の組合せに関する検討を実施した。

（2）「若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり」について、地震動の継続時間の中で海底地すべりの発生時間の不確かさを考慮するとともに、複数の初期水位の予測方法及び海底地すべりの位置の中から津波水位の変動量が最大となるケースを選定した。

（3）「ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層と陸上地すべり」について、地震動の継続時間の中で陸上地すべりの発生時間の不確かさを考慮するとともに、複数の初期水位の予測方法及び陸上すべりの位置の中で津波水位の変動量が最大となるケースを選定した。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せの評価については、敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえて波源を適切に組合せ、適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記３の規定に適合していることを確認した。

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、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、音海半島から北方に約２kmm離れた海域の水深55m地点で定義した。

（2）「若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり」及び「ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層と陸上地すべり」の組合せについて、地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の両波源を同一モデル上に組み込んで一体計算を実施し、基準津波を策定した結果、「若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり」（基準津波１）については基準津波定義位置で最大水位上昇量は＋1.71m、最大水位下降量は－2.44m、「ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層と陸上地すべり」（基準津波２）については基準津波定義位置で最大水位上昇量は＋0.88m、最大水位下降量は－0.86mである。

（3）基準津波に伴う砂移動の数値計算では、海底土質調査等から砂の粒径、密度等を設定し、藤井他（1998）及び高橋他（1999）の方法を用いて砂の堆積厚を評価し、原子炉補機冷却系の取水に支障が生じないことを確認した。

規制委員会は、申請者が、適切な位置で基準津波の時刻歴波形を策定するとと

もに、基準津波による水位変動に伴う砂移動の評価を適切に行っていることから、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^{-4}～10^{-5} 程度、水位下降側の年超過確率は 10^{-4}～10^{-7} 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）（以下「安全重要度分類指針」という。）に基づく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。クラス３に属する構築物、系統及び機器については、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、申請者が、防護対象とする施設の選定について、設計基準対象施設のうち耐震重要度分類におけるＳクラスの施設を選定すること、重要な安全機能を有する施設に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、以下のとおりとしている。

① 敷地は、音海半島の根元部に位置し、東側を高浜湾に、西側を内浦湾に臨んでいる。

② 敷地は、主に東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）＋3.5m、T.P.＋4.0m、T.P.＋5.5mの高さに分かれている。

③ 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画は、T.P.＋3.5mに位置する。屋外の防護対象とする施設である原子炉補機冷却海水ポンプ（以下「海水ポンプ」という。）及び燃料油貯油そうはT.P.＋3.5mに、復水タンクはT.P.＋15.0mに位置する。

④ 津波監視設備として、海水ポンプ室のT.P.＋4.6mの位置に潮位計、3号炉原子炉格納施設のT.P.＋46.8m及び4号炉原子炉補助建屋のT.P.＋36.2mの位置の両方に監視カメラを設置する。

⑤ T.P.＋3.5mの敷地には、使用済燃料輸送容器保管建屋、協力会社事務所、車庫等がある。

⑥ 港湾施設として、敷地内に物揚岸壁、敷地外には、内浦湾側に音海漁港及び上瀬漁港が、高浜湾側に小黒飯漁港がある。

⑦ 海上設置物として、周辺の漁港に船舶、漁船及び浮き筏が係留され、本発電所取水口にクラゲ防止網を設置している。

⑧ 敷地周辺には、民家や倉庫等がある。

⑨ 海上交通として、本発電所沖合約14kmにフェリー航路がある。

規制委員会は、申請者が、耐津波設計の前提条件として必要な事項として、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、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可能性として考えられる場合は、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、取水路、放水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は、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物（津波防護施設を含む。）の設置状況を考慮してモデル化する。

c. 敷地沿岸域及び海底地形については、海上保安庁等の海底地形図、海上音波探査結果及び取水口付近の深浅測量結果を使用する。

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浸入角度及び速度、並びに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を考慮する。

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. 取水口及び取水路の周辺斜面の安定性並びに放水口及び取水口付近の敷地の沈下について検討し、検討結果に基づき想定した被害状況を解析の初期条件として設定する。

e. 敷地西側に位置する才谷川については、本発電所と標高約 100m の山を隔てた位置にあることから、敷地への遡上波に影響しない。

f. 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。

g. 遡上可能性を検討するに当たって、初期潮位は、塑望平均満潮位とし、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。

規制委員会は、申請者が、遡上解析について、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、地震による影響を適切に考慮した上で実施し、敷地への遡上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計算により、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。入力津波を設計又は評価に用いるに当たっては、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、衝撃力等の数値に対して、保守的な設計又は評価となるような配慮を加えて入力津波高さや速度を設定するとしている。また、取水口及び放水口内外の局所的な海面振動については、津波シミュレーション結果を分析し、取水口及び放水口内外で最高水位や傾向に大きな差異がないことからこれらの近傍で励起しないとしている。

規制委員会は、申請者が、入力津波の設定について、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、港湾内の局所的な海面振動の励起に関する評価を、港湾内外の水位分布の傾向を基に実施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。

（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

敷地周辺の舞鶴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、同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。舞鶴検潮所における至近約 40 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については、地殻変動解析に基づき、基準津波の波源である若狭海丘列付近断層及びＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層による地震の発生に伴い敷地全体が0.30m隆起すると評価して、それを下降側の水位変動に対して考慮する。なお、上昇側の水位変動に対しては隆起しないものとする。

規制委員会は、申請者が、水位変動、地殻変動について、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し保守的な設定をすること、潮汐に加えて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考慮すること、地震によって発生する広域的な地殻変動（隆起）を下降側の水位変動に対して考慮し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について、敷地の特性に応じた方針であること、また、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等、設置するもの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としている。

申請者は、敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等を示した上で、津波防護の基本方針を以下のとおりとしている。

①　設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。以下③において同じ。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地には、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。

②　取水施設、放水施設、地下部等において、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　①及び②の方針のほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護を実施することにより、津波による影響等から隔離可能な設計とする。

④　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を防止できる設計とする。

⑤　津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

規制委員会は、申請者が、津波防護の基本方針について、敷地の特性に応じた方針であること及び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。

（２）敷地への浸水防止（外郭防護１）

①　遡上波の地上部からの到達、流入の防止

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、遡上波の地上部からの到達、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を初期条件として考慮した遡上解析を実施した。その結果、遡上高さは最も高いところでT.P.＋6.5m程度（浸水深3.5m程度）となる。

b.　設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画並びに復水タンクを除く屋外設備（海水ポンプ室及び燃料油貯油そう）は、T.P.＋3.5mの高さの敷地にあり、津波が到達する可能性があることから、津波防護施設として取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉並びに１号及び２号炉放水ピット止水板を設置する。また、海水ポンプ室における床面からの浸水を防ぐため、浸水防止設備として海水ポンプ室浸水防止蓋を設置する。なお、復水タンクはT.P.＋15.0mの高さの敷地にあり、遡上波は地上部から到達、流入しない。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が当初、敷地内に浸水した状態で事故対処等を行う方針としていたため、津波防護施設等により敷地への浸水を防止することを求めた。この指摘を踏まえて申請者は、津波防護施設等の強化により、敷地内に浸水させない対策を示した上で、取水路防潮ゲートの閉止については運転員による現場操作によることを基本とするとの方針を示した。これに対し、規制委員会は、当該ゲートの閉止操作について遠隔によることを基本とすべきと指摘した。この指摘を踏まえ

て申請者は、当該ゲートの動的機器であるゲート落下機構等を重要安全施設として位置付け、遠隔操作を基本とする設計方針を示した。

また、申請者は、基準津波の見直しを踏まえ、放水口側防潮堤のかさ上げ等、浸水防止対策を強化する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、遡上波の地上部からの到達、流入の防止について、基準津波による敷地への浸水を防止する方針とし、基準津波の見直しの結果も踏まえて実施した遡上域を把握するための解析に基づき、遡上波が到達する可能性のある津波防護対象設備の周囲に津波防護施設及び浸水防止設備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

解釈別記３は、取水路、放水路等の経路からの津波の流入の可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通部等）を特定し、それらに対して浸水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

流入の可能性のある取水路、放水路等の経路について、取水路又は放水路につながる海水系、循環水系、それ以外の屋外排水路等それぞれの設置位置における入力津波高さと、それらの開口部等の標高に基づく許容津波高さを比較することにより、その差を裕度として評価し、津波が流入する可能性を検討する。検討に当たっては、高潮による水位変動を考慮する。この結果、津波の流入防止等の方針を検討するために算定した取水路防潮ゲートの入力津波高さ（水位上昇側：T.P.＋6.2m）、放水路奥の入力津波高さ（水位上昇側：T.P.＋6.7m）、海水ポンプ室の入力津波高さ（水位上昇側：T.P.＋2.8m）等に基づき、流入の可能性のある経路として、取水路、放水路及び屋外排水路からの流入経路を特定した。

b. 津波の流入防止対策

特定した流入経路から津波が流入することを防止するため、津波防護施設として取水路上に取水路防潮ゲート、１号及び２号炉放水口側の敷地に放水口側防潮堤及び防潮扉、１号及び２号炉放水路沿いの屋外排水路に屋外排水路逆流防止設備並びに１号及び２号炉放水ピット

に１号及び２号炉放水ピット止水板を設ける。また、海水ポンプ室には、浸水防止設備として海水ポンプ室浸水防止蓋を設ける。

規制委員会は、申請者が、取水路、放水路等の経路から津波の流入する可能性を網羅的に検討して取水路、放水路及び屋外排水路を流入経路として特定した上で、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　漏水対策

解釈別記３は、取水設備及び放水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、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）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

取水設備及び放水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、津波が取水路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、海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定する。

b.　浸水対策

浸水想定範囲への浸水の可能性のある経路として、海水ポンプエリア床面に貫通部が存在するため、これらに海水ポンプ室浸水防止蓋を設置し、このうち逆止弁を設置するものについては、漏水による浸水量を評価する。

規制委員会は、申請者が、漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止について、海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定した上で、同エリアへの浸水経路である床面の貫通部に海水ポンプ室浸水防止蓋を設置することにより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への浸水量評価を実施して、重要な安全機能を有する施設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エリアに津波防護対象設備である海水ポンプを設置しているため、床面の貫通部に海水ポンプ室浸水防止蓋を設置することにより本エリアを防水区画化するとしている。また、逆止弁を設置する海水ポンプ室浸水防止蓋について、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、海水ポンプへの影響がないことを確認するとしている。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設への影響評価について、浸水想定範囲である海水ポンプエリアを防水区画化した上で、区画内への浸水量評価によって海水ポンプへの影響がないことを確認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 排水設備設置の検討

解釈別記３は、浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲である海水ポンプエリアにおける浸水量評価に基づき、長期間の冠水が想定される場合は、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、排水設備設置の検討について、「② 重要な安全機能を有する施設への影響評価」における「浸水想定範囲における浸水量評価」に基づき、長期間の冠水の有無に応じて排水設備を設置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。

（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、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重

点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、重要な安全機能を有する施設を津波による影響等から隔離することを要求している。

申請者は、重要な安全機能を有する施設の隔離について、以下のとおり、浸水防護重点化範囲を設定した上で、浸水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、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、制御建屋、中間建屋、海水ポンプエリア、燃料油貯油そう及び復水タンクを設定する。

② 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

浸水防護重点化範囲へ浸水の可能性のある経路については、地震による溢水の影響も考慮して、タービン建屋から中間建屋及び制御建屋への浸水、さらに、地震時の地下水の流入を以下のとおり検討し、浸水の経路を特定する。特定した経路に対して、水密扉を設置する。

a. 機器及び配管の損傷によるタービン建屋内の津波浸水量、溢水

ア．タービン建屋内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（中間建屋及び制御建屋）への影響を評価する。

イ．地震に起因する循環水管の伸縮継手の全周破損及び耐震性の低い2次系機器の破損を想定し、循環水ポンプ停止までに生ずる溢水量、2 次系設備の保有水による溢水量及び循環水管の損傷箇所からの津波流入量の合計が建屋内に滞留するとして、浸水量を算定する。

ウ．循環水系機器及び配管の損傷による津波浸水量の算定では、入力津波の時刻歴波形に基づき津波の繰り返しの都度、津波が流入し、保守的に一度流入したものは流出しないとする。

エ．地震に起因する地下部外壁の損傷による地下水の流入については、タービン建屋の想定溢水水位と安全側に設定した地下水位を比較して流入量を算定する。

b. 屋外配管やタンク等の損傷による浸水防護重点化範囲の津波浸水量、溢水

ア．循環水ポンプ室の循環水管の損傷箇所を介して、浸水防護重点化範囲に津波が流入することが考えられるため、循環水管から流出した津波が、浸水防護重点化範囲に及ぼす影響を評価する。

イ．循環水ポンプ室の循環水系配管の損傷では、循環水ポンプの運転時はポンプ吐出が支配的であるが、循環水ポンプ室近傍の取水路に流入するため、浸水防護重点化範囲に津波は到達しない。

ウ．循環水ポンプ停止時は、循環水ポンプ室前面の入力津波高さが敷地高さよりも低いため、この経路からの流入はない。

エ．屋外タンク等の損傷による溢水は、別途溢水防護に関する影響評価を実施し、水密扉を設置することにより浸水防護重点化範囲の建屋に浸入しないことを確認している。

c. 地下水の流入

1 日当たりの地下水（湧水）量の実績値に対して湧水サンプポンプの排出量が大きく上回ることと、湧水サンプポンプが耐震性を有することから外部の支援を期待することなく排水可能である。

d. 施設、設備の施工上生じうる隙間部

津波及び溢水による浸水を想定するタービン建屋地下部において、施工上生じうる建屋間の隙間部には、止水処置を行い、浸水防護重点化範囲への浸水を防止する設計とする。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）について、発電所の施設の配置、基準津波の特性に応じた浸水の可能性のある津波の流入や溢水を保守的に評価して、重要な安全機能を有する施設を隔離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）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 海水ポンプの取水性

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保持できる設計であることを要求している。

申請者は、海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。

a. 海水ポンプ位置の評価水位

基準津波による水位低下に伴う海水ポンプ位置での水位を算定するため、取水路の管路形状、材質及び水路表面の状況に応じた摩擦損失を考慮したモデル化を行い、管路の水理解析（以下「管路解析」という。）を実施する。

b. 水位低下に対する耐性の確保

管路解析に基づき、海水ポンプ室前の基準津波による下降側の水位

を、T.P.－2.5mと算定した。この値は、海水ポンプの設計取水可能（最低）水位（T.P.－3.22m）を上回る水位であり、水位低下に対して海水ポンプは機能保持できる。

c. 循環水ポンプの運用

循環水ポンプ室及び海水ポンプ室は水路によって連絡されていることから、水位低下時の海水ポンプの取水量を確保するため、発電所を含む地域において大津波警報が発令された場合に、原則として循環水ポンプを停止（プラントを停止）し、取水路防潮ゲートを閉止する手順等を整備する。

規制委員会は、申請者が、海水ポンプ取水可能水位と、引き波時の下降側の水位を比較し取水性を評価し、水位変動に伴う取水性低下に対して海水ポンプの機能を保持できるよう設計すること、また、大津波警報発令時に循環水系ポンプを停止して、海水ポンプの取水量を確保する運用とすることから、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 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保持確認

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適切に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については、砂の移動及び堆積並びに漂流物に対する通水性を確保すること、混入した浮遊砂に対して機能を保持することを要求している。

申請者は、海水取水トンネル呑み口及び海水ポンプ室の砂の移動及び堆積並びに取水口付近の漂流物の評価について、以下のとおりとしている。

a. 海水取水トンネル呑み口及び海水ポンプ室の砂の移動及び堆積

基準津波に伴う砂の堆積について、砂移動解析の結果、海水取水トンネル呑み口、海水取水トンネル及び海水ポンプ室内並びに海水ポンプ下端の砂の堆積は少ないことから、海水取水トンネル呑み口から海水ポンプ下端までの取水経路は閉塞しない。

b. 混入浮遊砂に対する海水ポンプの機能保持

本発電所で使用している海水ポンプについて、砂が混入しても軸固着しにくい構造とする。具体的には、海水ポンプ取水時に浮遊砂の一部がポンプ軸受に混入したとしても、約4.2mm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0.2mm

で、数mm以上の砂は僅かであり、基準津波での海流速では、数mm以上の砂は浮遊しにくいことを踏まえると、大きな粒径の砂はほとんど混入せず、海水ポンプの取水機能は保持できる。

c. 取水口及び放水口付近の漂流物

基準津波に伴う取水口及び放水口付近の漂流物について、以下のとおり取水性に影響を与える漂流物はないと評価している。

ア．津波シミュレーションの結果を踏まえ、発電所近傍半径5kmの範囲で漂流物となる可能性のある施設、設備等を網羅的に調査して抽出する。

イ．上記について、地震による損傷が漂流物の発生可能性を高めることを考慮（地震で倒壊する可能性のあるものは倒壊するとみなす。）して漂流物を特定する。

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して特定する。

エ．発電所構内で漂流物となる可能性があるものとして、放水口側の協力会社事務所、車庫等を特定し、これらが漂流しても放水口側防潮堤及び防潮扉で防護できるため、取水性への影響はない。また、これらの漂流物の設置位置及び津波の流向を踏まえると、これらが漂流しても取水口へ向かうことはなく、通水機能は損なわれない。

オ．発電所構内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船は、津波警報等発令時は緊急避難するため漂流物とはならない。

カ．発電所構外で漂流物となる可能性のあるものとして発電所近傍で航行不能となった漁船を特定している。この漁船に対し、取水口側は取水路防潮ゲート、放水口側は放水口側防潮堤及び防潮扉により防護することから取水性に影響はない。また、取水路を漂流する可能性がある漂流物により海水取水トンネル呑み口前面が閉塞することを防止するため、鋼製杭を設置する。

規制委員会は、申請者が、設備の構造等を踏まえた基準津波による取水口付近の砂の移動や堆積、取水口及び放水口付近の漂流物の影響も含めて検討を実施することにより、津波の二次的な影響に対して原子炉補機冷却海水系の機能を保持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。

（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繰り返しの襲来を察知し、津波防護施設、浸水防止設備の機能を確実に確保することを示している。

申請者は、津波監視設備として、３号炉原子炉格納施設及び４号炉原子炉補助建屋の壁面にそれぞれ津波監視カメラを、海水ポンプ室に潮位計を設置するとしている。津波監視カメラは暗視機能等を有し、昼夜問わず監視可能な設計とし、潮位計は津波水位約 T.P.－4.0～＋4.0m を測定範囲として上昇側及び下降側の津波高さが計測できる設計とし、いずれも中央制御室から監視可能な設計としている。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確保するために津波監視設備を設置して、敷地への津波の繰り返しの襲来を察知すること、及び当該設備により昼夜問わず原子炉制御室から監視可能としており、これらの方針が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及び条件

津波ガイドでは、「３．津波防護の方針」を具体化するために必要な津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等を対象にして、個別施設、設備の設計方針及び漂流物による波及的影響の防止等に係る検討方針を確認することを示している。

（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、その構造に応じ、波力による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、越流時の耐性にも配慮した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保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（取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉、屋外排水路逆流防止設備並びに１号及び２号炉放水ピット止水板）について、波力による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、越流時の耐性にも配慮した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加えて、荷重の組合せについては、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）と入力津波による荷重の組合せを考慮するとしている。また、許容限界については、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を想定し、当該施設が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）に

対して十分な余裕を有するよう、施設又は設備を構成する材料が弾性域内に収まることとしている。

申請者は、取水路防潮ゲートについて、以下のとおり設計及び運用する方針としている。

① 津波が敷地へ流入することを防止し、防護対象設備が機能喪失することのない設計とするため、取水路防潮ゲートを設置する。

② 取水路防潮ゲートは、防潮壁、ゲート扉体及びゲート落下機構（電源系及び制御系を含む。）等で構成し、津波防護施設かつ重要安全施設（ＭＳ－１）として設計する。動的機器であるゲート落下機構は、多重性又は多様性及び独立性を確保する。ゲート落下機構の電源系は、無停電電源装置を用いることで外部電源喪失時にもゲート扉体を自重で落下させることが可能であり、かつ、単一故障に対して津波防護機能を失わない設計とする。また、共用している取水路に対して取水路防潮ゲートを設置することにより、3 号炉及び 4 号炉のいずれの防護対象設備も機能喪失することがないように設計することから、3 号炉及び 4 号炉の安全性が向上するとしている。

③ 取水路防潮ゲートは、緊急時対策所からの遠隔閉止信号により、ゲート落下機構の機械式又は電磁式クラッチを解放し、ゲート扉体を自重で落下させる設計とする。何らかの外乱により遠隔閉止信号が喪失した場合には、ゲート扉体が落下するフェイル・セーフ設備とする。

④ 取水路防潮ゲートの閉止操作について、循環水ポンプ停止（プラント停止）及び緊急時対策所からの取水路防潮ゲートの操作手順等を整備する。

また、防潮扉については、原則閉運用とし、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の手順等を整備し、的確に実施する方針としている。

なお、屋外排水路逆流防止設備については、漂流物による荷重は考慮しないとしている。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設の設計について、入力津波に対して津波防護機能を十分に保持できるよう設計すること、施設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に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設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。

なお、重要安全施設である取水路防潮ゲートの動的機器であるゲート落下機構は、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

計であることを確認した。また、同条第６項に規定する二以上の発電用原子炉施設との共用についても、３号炉及び４号炉の安全性が向上すると判断した。

（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、浸水想定範囲における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該設備の設置位置における入力津波に対して浸水防止機能が十分に保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（海水ポンプ室浸水防止蓋）について、浸水想定範囲等における浸水時の波圧等に対する耐性を評価し、当該設備の設置位置における入力津波に対して浸水を防止する機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加えて、荷重の組合せ及び許容限界については、漂流物による荷重を考慮していないことを除き、津波防護施設の設計と同様に設定するとしている。

規制委員会は、申請者が、浸水防止設備の設計について、入力津波に対して浸水防止機能を十分に保持できるよう設計すること、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設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。

（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若しくは影響の防止策又は緩和策等を検討した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波監視機能が保持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波監視設備について、海水ポンプ室前面の入力津波高さに対して波力、漂流物の影響を受けない高さに設置し、津波監視機能を十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加え、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、申請者が、津波監視設備の設計について、入力津波及び漂流物に対して津波監視機能を十分に保持できるよう設置高さを設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。

（４）施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項

①　津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項

解釈別記３は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計に当たり、津波による荷重の設定、余震荷重の考慮及び津波の繰り返し作用の考慮について、耐津波設計上の十分な裕度を確保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、浸水防止設備等の設計における検討事項について、以下の方針としている。これに加えて、津波による荷重の設定において、入力津波が有する数値計算に含まれる不確かさ及び各施設、設備等の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する方針としている。

a.　各施設、設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力、波圧、洗掘力、浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定する。

b.　基準津波の波源となった断層の活動に伴う余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて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。余震荷重は、基準津波の最大水位生起の時間帯に発生する余震レベルを検討した上で、弾性設計用地震動の中から設定する。

c.　入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による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、津波防護施設、浸水防止設備等の設計について、津波荷重の設定において不確かさを十分に考慮すること、余震による荷重を安全側に組み合わせることなどにより、耐津波設計上の十分な裕度を確保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　漂流物による波及的影響の検討

解釈別記３は、津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物、設置物等が破損、倒壊及び漂流する可能性がある場合に、これらの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及ぼさないよう、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保持確認」のとおり漂流物の可能性の検討及びその影響評価を実施するとしている。その結果を踏まえ、津波防護施設、浸水防止設備及

び津波監視設備について、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うる構造として設計する方針としている。

取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉並びに1号及び2号炉放水ピット止水板の設計に当たっては、漂流物として衝突する可能性があるもののうち最も重量のある小型漁船（重量 30t）が衝突した場合の荷重を考慮する方針としている。ただし、発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船については、津波警報が発令された場合において、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物を退避させ、緊急離岸する船側と待避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備し的確に実施することにより漂流物としないとしている。また、漂流物による荷重の設定については、津波の流速による衝突荷重の設定における不確実性を考慮し、十分に余裕のある設定とする方針としている。

規制委員会は、申請者が、漂流物による波及的影響について、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、入力津波による漂流物の衝突力に対して十分耐えうる構造として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、発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船については、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。

③　津波影響軽減施設及び設備の扱い

解釈別記３は、津波防護施設及び浸水防止設備の設計に当たって、津波影響軽減施設及び設備の効果を期待する場合は、当該施設及び設備の設置位置における入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計することを要求している。

申請者は、津波の波力を軽減するための取水口カーテンウォールを津波影響軽減施設と位置付けるとした上で、この施設が設置されている位置での入力津波に対して、津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としている。また、入力津波による荷重の設定、余震等の荷重の組合せ及び津波の繰返し作用への考慮について、津波防護施設及び浸水防止設備と同様に耐津波設計上の十分な裕度を確保する方針としている。さらに、基準地震動に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としている。

規制委員会は、申請者が、津波影響軽減施設及び設備の設計について、入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計すること、及び耐津波設計上の十分な裕度を確保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。

Ⅲ－４　外部からの衝撃による損傷の防止（第６条関係）

第６条は、設計上考慮すべき自然現象（組合せも含む。）及び人為事象（故意によるものを除く。以下本節において同じ。）により、安全施設の安全機能が損なわれないような設計と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（地震及び津波を除く。）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・情報を広く収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に加え、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基に、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、高潮、洪水及び地滑りの 12 事象を抽出している。

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

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・情報を広く収集した上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していること、その抽出した自然現象について、関連して発生する可能性がある自然現象も含まれていること、及び設置許可基準規則解釈に具体的に例示した自然現象が全て含まれていることにより、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・情報を広く収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出する必要がある。

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基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、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（航空機落下等）及びダムの崩壊の７事象を抽出している。

規制委員会は、申請者による人為事象の抽出が、人為事象に関する国内外の知見・情報を広く収集した上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出していること、その抽出した人為事象について、設置許可基準規則解釈に具体的に例示した人為事象が全て含まれていることにより、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

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）によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１　外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12 事象）について、自然現象ごと（関連して発生する可能性がある自然現象がある場合はそれも考慮に含める。）に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（12 事象）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、高潮、洪水及び地滑りの 9 事象（以下「その他自然現象」という。）については「Ⅲ－４．２．４　その他自然現象に対する設計方針」において記載している。

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

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7 事象）に対する設計方針について、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（航空機落下等）及びダムの崩壊の 4 事象（以下「その他人為事象」という。）については「Ⅲ－４．２．５　その他人為事象に対する設計方針」において記載している。

Ⅲ－４．２．１　竜巻に対する設計方針

第６条第１項及び第２項は、想定される竜巻が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれない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．竜巻に対する防護に関して、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．設計対象施設の設計方針

５．竜巻随伴事象に対する設計対象施設の設計方針

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

竜巻によって安全施設の安全機能が損なわれないことを確認するための施設を抽出することが必要である。この抽出をするための区分としては、竜巻ガイドにおいて、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竜巻防護施設と、竜巻防護施設に対して影響を及ぼし得る施設の双方（以下この節において「設計対象施設」という。）を示している。

（１）竜巻防護施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護施設として、安全重要度分類指針に基づくクラス１及びクラス２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。また、クラス３に属する構築物、系統及び機器は、竜巻により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安全機能が損なわれないことから抽出しない方針としている。なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、竜巻と津波は発生原因が異なり同時に発生するとは考えられないことから、事象の組合せは考慮せず、竜巻防護施設として抽出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施設を抽出するための方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、それぞれの安全機能を勘案するとしていることを確認した。

（２）竜巻防護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、竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設として、竜巻防護施設を内包する施設に隣接し影響を及ぼし得る施設や、気圧差等によるダクト等の損傷により竜巻防護施設の機能維持に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針としている。

規制委員会は、申請者が、竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。

なお、竜巻防護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。

（１）及び（２）に加え、申請者は、竜巻防護施設を内包する建屋についても設計対象施設として抽出する方針としている。

規制委員会は、申請者が、竜巻によって安全施設の安全機能が損なわれないように設計する上で必要な竜巻防護施設を内包する建屋を抽出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、申請者による設計対象施設を抽出するための方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、安全施設の安全機能に着目した検討が行われていることを確認した。

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、本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。この設定に当たっては、竜巻ガイドにおいて、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（竜巻検討地域）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象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及び局所的な地域性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定している。

規制委員会は、申請者による竜巻検討地域の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、気象条件に関する公開文献等の知見を踏まえて検討していること、単位面積当たりの竜巻発生数が大きくなるように、かつ、藤田スケール（以下「Fスケール」という。）が比較的大きな竜巻が含まれるように、保守的に設定していることを確認した。

（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（VB_1）と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（VB_2）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VB_1の設定に当たっては、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速について、信頼性のあるデータ等が得られないことから、日本国内で過去に発生した最大の竜巻であるFスケール3（風速70～92m/s）の最大値（92m/s）

を選定している。VB_2 の設定に当たっては、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} に相当する最大風速（70m/s）を選定している。その上で、VB_1 と VB_2 を比較し、大きい方の VB_1 を基準竜巻の最大風速と設定している。

規制委員会は、申請者による基準竜巻の最大風速の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、データの信頼性を考慮して、より保守的な値を選択していることを確認した。

（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がなく、基準竜巻の最大風速を設計竜巻の最大風速とするとしている。また、設計竜巻の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会（NRC）の基準類を参考としたモデルを用いるとしている。

規制委員会は、申請者による設計竜巻の最大風速等の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、割増しの要否の検討に当たって、本発電所の地域特性や公開文献等の知見を踏まえて検討し設定していることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計竜巻の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、保守性を持たせるなどの考慮を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、設計竜巻の最大風速にさらに余裕を持たせた竜巻（最大風速 100 m/s）による設計竜巻荷重を設定している。設計竜巻荷重としては、「風圧力による荷重」、「評価対象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を踏まえ、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、衝突時に設計対象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、浮き上がりや横滑りの有無を考慮した上で、固定、固縛、車両の退避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、申請者による設計竜巻荷重の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、衝撃荷重について、飛来物となり得るものを抽出し設計飛来物を選定した上で設定していること、設計飛来物より運動エネルギー又は貫通力が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、設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重（自重、死荷重及び活荷重）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、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として考慮する必要がないとしている。

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、「風圧力による荷重」、「評価対象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。これに加え、「飛来物の衝撃荷重」については、飛来物となり得るものを抽出し設計飛来物を選定した上で設定していること、設計飛来物より運動エネルギー又は貫通力が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。

４．設計対象施設の設計方針

設計対象施設については、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）建屋に内包される竜巻防護施設

竜巻防護施設のうち、建屋に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）は、建屋による防護により、設計荷重に対して安全機能が損なわれない方針としている。また、建屋の健全性が確保されず、貫通又は裏面剥離が発生する場合であっても、補強等の防護対策を実施することにより、設計荷重に対して安全機能が損なわれない方針としている。

（2）屋外の竜巻防護施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている竜巻防護施設

屋外の竜巻防護施設は、設計荷重による影響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、必要に応じ防護ネットや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を損なわない設計としている。建屋により防護される竜巻防護施設のうち、外気と繋がる施設は、設計荷重の影響を受けても、安全機能が損なわれない設計としている。ただし、設計荷重によって竜巻防護施設の安全機能が影響を受ける場合であって、安全上支障のない期間に補修等を行うことができる場合には、修復等により確実に復旧させる運用としている。

（3）竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設

竜巻防護施設を内包する施設に隣接し影響を及ぼし得る施設や、気圧差等によるダクト等の損傷により竜巻防護施設の機能維持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、必要に応じて竜巻防護施設及び竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設に対して防護対策を講じることにより、竜巻防護施設の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。

5．竜巻随伴事象に対する設計対象施設の設計方針

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、外部電源喪失を抽出している。

火災については、屋外にある燃料タンク等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護施設の許容温度

を超えないように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、竜巻防護施設を内包する建屋内に飛来物が侵入する場合でも、建屋開口部付近に安全機能を損なう可能性のある発火性又は引火性の物質を内包する機器はなく、火災防護計画により適切に管理する方針としている。

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、竜巻防護施設の安全機能が損なわれないよう必要に応じた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、ディーゼル発電機を竜巻防護施設として設定し、そ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、申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、燃料タンク等と竜巻防護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施設の安全機能が損なわれない設計とする方針としていることを確認した。

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

１．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．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、設計対象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 25 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として白山を抽出した。

（2）完新世に活動を行っていない火山について、階段ダイヤグラムを作成し、最後の活動からの経過期間等から 18 火山を将来の活動性がないと評価し、将来の活動可能性が否定できない火山として 6 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、階段ダイヤグラムの作成等により過去の火山活動履歴を評価して行われていることから、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

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、火山活動の規模及びその火山事象の影響評価を実施することを示している。

申請者は、本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、新しい火口の開口並びに地殻変動については、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）火砕物密度流に関しては、将来の活動可能性が否定できない火山については、火山活動の履歴や敷地までの離隔距離等から評価すると考慮する必要がない。完新世に活動を行った白山は評価対象となるが、火砕物密度流の堆積物が敷地周辺では確認されておらず、敷地まで十分に離隔距離があることから、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。

（3）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本発電所に影響を及ぼさないと評価した。

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、活動履歴の把握等に基づいており、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が本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評価していることは妥当であると判断した。

3．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によって、安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合、原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を原子力発電所との位置関係から抽出し、その影響評価を行うことを示している。

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

（1）火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については、文献調査、地質調査等の結果から、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）噴出源が同定できる降下火砕物として姶良 Tn テフラ、恵比須峠福田テフラ及び大山倉吉テフラがある。このうち姶良 Tn テフラ及び恵比須峠福田テフラについては、活動履歴から降下火砕物が敷地に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。大山倉吉テフラについては、文献調査の結果から層厚が 10cm 程度とされている。また、活動履歴や地下構造の検討結果を踏まえ 5km^{3}規模の噴火を考慮し、移流拡散モデルを用いたシミュレーションを実施した結果、最大層厚としては、約 8cm 程度であった。

（3）噴出源が同定できない降下火砕物である NEXCO80 については、三方湖東岸においては層厚 20cm であったが再堆積を含んでいると考えられること、またその他周辺地域で調査を行った結果、層厚 10cm を超えるものはなかったことから、NEXCO80 の降灰層厚は 10cm 以下と評価した。

（4）以上の検討から、敷地における降下火砕物の最大層厚を 10cm と設定した。降下火砕物の粒径及び密度は、文献調査及び地質調査結果を踏まえ、粒径を 1mm 以下、乾燥密度を 0.7g/cm^3、湿潤密度を 1.5g/cm^{3}と設定した。

規制委員会は、申請者が実施した設計対応不可能な火山事象以外の火山事象の影響評価については、文献調査、地質調査等により、本発電所への影響を評価するとともに、数値シミュレーションによる降下火砕物の検討も行っていることか

ら、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

4．火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針

降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を設計上対処すべき施設（以下この節において「設計対象施設」という。）として抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、降下火砕物の影響を設計に考慮する施設として、安全重要度分類指針で規定されているクラス１、クラス２及びクラス３に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。このうち、クラス１及びクラス２に属する施設で建屋に内包される構築物、系統及び機器についてはこれらの施設を内包する建屋、屋外に設置されている施設、屋外に開口している施設並びに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象施設としている。また、クラス３に属する施設及びその他の施設のうち、降下火砕物の影響によりクラス１及びクラス２に属する施設に影響を及ぼす可能性がある施設を設計対象施設としている。それ以外のクラス３に属する施設にあっては、降下火砕物による影響を受ける場合であっても、代替手段があることなどにより安全機能が損なわれないことから抽出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象施設を抽出するための方針が、安全重要度分類指針に従って、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、系統及び機器並びに上位クラスへ影響を及ぼし得る施設について、火山ガイドを踏まえ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としていることを確認した。

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、設計対象施設の安全機能に及ぼす影響を選定することが必要である。この選定に当たっては、火山ガイドにおいて、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設定した上で、外気吸入の有無等の特徴を踏まえ、直接的影響の主な因子として、構造物への静的負荷及び化学的影響（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）、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）、化学的影響（腐食）、粒子の衝突、発電所周辺の大気汚染及び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、降下火砕物が原子力発電所に間接的に与える影響について、外部電源の喪失及び本発電所へのアクセスの制限といった本発電所外で生じる影響を選定している。

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象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、個々の設計対象施設ごとに応じて常時作用する荷重、運転時荷重（自重、死荷重及び活荷重）を適切に組み合わせるとしている。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、設計対象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としていることを確認した。

なお、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪の組合せについては「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

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）安全機能を有する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、設計対象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構造健全性を失わず、安全機能を損なわ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（摩耗、閉塞）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）

設計対象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）

設計対象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大きな流水部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よりも低くもろいことから、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（摩耗、閉塞）及び化学的影響（腐食）

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

④ その他の影響

設計対象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、設計対象施設の構造上、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計装盤は、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、設計対象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、屋外に連通する開口部を有する設計対象施設については、降下火砕物が侵入し難い設計方針とするとともに、塗装を行うとしている。降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、当該汚染が外気取入口から中央制御室に侵入しないように換気空調系の閉回路循環運転を実施することとし、この場合であっても酸素濃度の低下又は炭酸ガス濃度の上昇により制限値に達するまでの間の中央制御室の居住性が確保され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象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、平型フィルタ等の設置や換気空調系の停止により、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閉回路循環運転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、設計対象施設に、長期にわたり静的荷重がかかることや化学的影響が発生することを避け、安全機能を維持するために、降下火砕物の降灰時の特別点検、除灰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ついて、除灰作業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交通の途絶を想定し、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取れることを示している。

申請者は、原子炉及び使用済燃料ピット（※[1]）の安全性を損なわないようにディーゼル発電機及び燃料油貯油そうを備えるとし、7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする方針としている。

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、ディーゼル発電機及び燃料油貯油そうを備え、7日間の連続運転を可能とする方針が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．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等による火災
（4）ばい煙及び有毒ガス

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1．設計上対処すべき施設を抽出するための方針

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

申請者は、安全施設が外部火災の影響を受けた場合において、原子炉施設の安全性を確保するため、安全重要度分類指針に基づき、設計上対処すべき施設（以下「外部火災防護施設」という。）として、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。このうち、建屋に内包される構築物、系統及び機器については、建屋を外部火災防護施設として抽出する方針としている。また、外部火災の二次的影響に対して、外気を取り入れるク

（※[1]）使用済燃料貯蔵槽、使用済燃料貯蔵プールに対して申請者が用いている名称。

ラス１、クラス２及びクラス３に属する構築物、系統及び機器を外部火災防護施設として抽出する方針としている。

規制委員会は、申請者による外部火災防護施設の抽出方針について、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による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、安全重要度分類指針に従っ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

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

申請者は、外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機落下による火災（発電所敷地内に存在する危険物タンク火災を含む。）を選定し、二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を選定している。

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

森林火災に対する防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、発電所周辺で発生し得る森林火災の設定方法、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、その延焼を防ぐための手段として防火帯等を設けるとした上で、防火帯の幅、危険距離（火災の延焼防止に必要な距離）及び火炎が防火帯外縁に到達するまでの時間を評価し、設計方針を策定している。

① 発生を想定する森林火災による影響評価

森林火災による影響を評価するに当たり、外部火災ガイドは、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設定として、本発電所周辺の

可燃物の量（植生）、気象条件、発火点等の森林火災の発生に関連する条件について、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、福井県及び京都府から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種、林齢に基づき、可燃物となる植生を設定している。

イ．気象条件の設定

申請者は、福井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舞鶴特別地域気象観測所と小浜地域気象観測システムの過去 10 年間の気象データの中から、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最多風向の出現回数を調査し、これらを基に卓越風向を設定し、評価に必要なパラメータごとに、より厳しい値を採用している。

ウ．発火点の設定

申請者は、発火点の設定について、福井県における森林火災の最多発生原因（野焼きと焚き火）を考慮し、田、広場（港、空き地）を設定するとともに、卓越風向を考慮し、発電所の風上に発火点を 4 つ設定している。4 つの発火点を基に評価に必要なパラメータを算出し、パラメータごとに、より厳しい値を採用している。また、いずれの発火点も、発電所からの直線距離が 10km までの範囲内であり、発火源として人為的行為を想定している。

エ．土地の利用状況及び地形の設定

申請者は、土地の利用状況について、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 メッシュの標高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、日照時間に応じた感度解析を行い、火線強度又は反応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、以上の設定を基に、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た上で、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、延焼速度を 0.05m/s とし、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 2.7 時間としている。防火帯の外縁での最大火線強度を 688kW/m とし、これに必要な防火帯幅を 16.2m としている。また、最大の火炎輻射強度を 1,059kW/m^2 としている。

規制委員会は、申請者による森林火災の影響評価が、外部火災ガイドを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森林火災を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

発生を想定する森林火災の設定等に関して、外部火災ガイドは、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 2.7 時間と算出されたことから、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。

必要な防火帯幅が 16.2m と算出されたことから、森林伐採により 18m 以上の防火帯幅を確保するとしている。また、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が 1,059 kW/m^2 と算出されたことから、設計方針の策定に用いる火炎輻射強度を 1,200 kW/m^2 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。

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

クラス１、クラス２及びクラス３に属する構築物、系統及び機器を内包する建屋について、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るように設計するとしている。クラス１及びクラス２に属する屋外の構築物、系統及び機器については、森林火災に伴う温度上昇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、クラス３に属する屋外の構築物、系統及び機器については、防火帯の内側への

設置、代替設備の確保、防火帯と同じ幅の防火エリア及び散水設備の設置又は火災防護計画に基づく消火活動により防護する方針としている。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計が、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施設との離隔距離を確保するとしていること、代替設備の確保等によりクラス３に属する屋外の構築物等を防護する方針と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に対する設計が、森林火災による影響に対して必要な防火帯幅等を確保する方針としていることを確認した。

（２）近隣の産業施設の火災・爆発

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に、発電所敷地外の石油コンビナート等を抽出した上で、設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、それらに火災・爆発が発生した場合の影響（飛来物を含む。）について評価する方法を示している。

申請者は、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調査し、発電所敷地外の半径 10km 以内に石油コンビナート等に相当する施設はないとしている。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設の火災・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、近隣に石油コンビナート等に相当する施設はないとしていることを確認した。

（３）発電所敷地内における航空機落下等による火災

航空機落下等による火災に対して防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、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、以下のように、発電所敷地内における航空機落下等による火災を設定した上で、設計方針を策定している。その際、航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物タンク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等による火災の設定等

航空機落下による影響を評価するに当たり、外部火災ガイドは、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、以下のように、発電所敷地内への航空機落下による火災だけでなく、これに伴う危険物タンクによる火災についても想定し、航空機落下による火災とそれに伴う危険物タンクによる火災も考慮し、輻射強度を算出している。

a. 航空機による火災の設定

申請者は、航空機落下事故の発生状況や機種による飛行形態の違いに関する最新の知見を基に、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定している。その航空機ごとの落下確率に関する知見を基に、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、選定された航空機ごとに特定し、その中で安全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、落下実績がない航空機については、保守的に落下実績を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安全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設計方針の策定のために設定している。

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仮定することにより、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。

b. 発電所敷地内の危険物タンクによる火災の設定

申請者は、発電所敷地内に存在する危険物タンクのうち、燃料保有量が多く、直接原子炉施設を臨むことができるタンク類を選定し、タンク内の燃料量と原子炉建屋からの距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物タンク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、発電所敷地内に存在する危険物タンクが特定され、タンク内の全燃料が燃焼した場合を想定し、タンクと各外部火災防護施設との距離を考慮して、輻射強度が最大となるタンクが選定され、そのタンクにおける火災が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等の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 航空機落下等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等による火災の設定等に基づき、外部火災防護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及び敷地内の危険物タンクによる火災を想定した場合について、それぞれについて算出した輻射強度に対し、クラス１、クラス２及びクラス３に属する構築物、系統及び機器を内包する建屋の外壁温度が、許容値を下回るように設計するとしている。

クラス１及びクラス２に属する屋外の構築物、系統及び機器については、航空機落下等による火災に伴う温度上昇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、クラス３に属する屋外の構築物、系統及び機器については、代替設備の確保又は火災防護計画に基づく消火活動により防護する方針としている。

さらに、航空機落下による火災と敷地内の危険物タンク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、補助ボイラ燃料タンクの燃料保有量を制限することにより、外壁温度を許容値以下とするとしている。

規制委員会は、申請者による航空機落下等による火災に対する設計が、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敷地内の危険物タンク火災との重畳を考慮し、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、補助ボイラ燃料タンクの燃料保有量を制限することにより建屋の外壁温度を許容値以下とする方針とし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等の火災に対する設計が、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）ばい煙及び有毒ガス

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、有毒ガス等を示している。

申請者は、発生を想定する二次的影響として、火災に伴い発生するばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。その上で、それぞれの影響に対して、安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器として、外気を取り

込むクラス１、クラス２及びクラス３に属する構築物、系統及び機器を抽出した上で、設計方針を策定している。

これらの設備については、フィルタ等によりばい煙を捕獲又はその侵入を低減させることにより、安全機能を損なわないように設計するとしている。また、これらの設備のうち、居住性の確保が必要な場所については、外気取入れダンパを閉止し、換気空調系の閉回路循環運転を行うこととしている。

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

Ⅲ－４．２．４　その他自然現象に対する設計方針

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

申請者は、「Ⅲ－４．１　外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12 事象）のうち、「Ⅲ－４．２．１　竜巻に対する設計方針」、「Ⅲ－４．２．２　火山の影響に対する設計方針」及び「Ⅲ－４．２．３　外部火災に対する設計方針」に記載したもの以外のその他自然現象（9 事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

１．風（台風）に対しては、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日最大１時間降水量を上回る処理能力を持つ構内排水設備を設置して海域に排水する設計とする。

３．落雷に対しては、建屋等に避雷設備を設置するなどの設計とする。

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設備に除塵設備を設ける設計とする。また、除塵装置を通過する貝等の海生生物に対して、海水ストレーナや復水器細管洗浄装置により原子炉補機冷却水冷却器や復水器等への影響を防止する設計とする。小動物の侵入に対して屋外設置の端子箱貫通部等にシールをする設計とする。

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、屋外機器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、建築基準法に基づき積雪荷重を設定し、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、3号炉付近において土石流危険区域に設定されている箇所について、地表踏査により土石流の発生源となるような土砂の堆積は確認されておらず、土石流が発生しないことから、安全施設の安全機能に影響を与えるおそれはない。また、固体廃棄物貯蔵庫付近には、土石流危険区域に設定されている箇所、又は、地滑り地形が確認されている箇所が存在するが、固体廃棄物貯蔵庫を杭基礎により岩盤に支持された壁厚 60 cm以上の鉄筋コンクリート構造等とすることにより、地滑りによる土砂の衝突により倒壊しない設計とする。
9．洪水に対しては、本発電所の敷地付近には才谷川があるが、本発電所は山を挟んだ反対側に立地しているため、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、申請者の設計について、以下のとおり、安全施設の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。
1．風（台風）に対しては、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．降水に対しては、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大の降水量を考慮して構内排水設備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．落雷に対しては、避雷設備、接地網等を有する方針としていること。
4．生物学的事象に対しては、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．凍結に対しては、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て凍結防止対策を行う方針としていること。
6．積雪に対しては、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（地震に対しては「Ⅲ－1　地震による損傷の防止（第4条関係）」、火山の影響に対しては「Ⅲ－4．2．2　火山の影響に対する設計方針」）。
7．高潮に対しては、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．地滑りに対しては、信頼性のある調査を基にして、土石流危険区域等の地滑りが発生しうる箇所が選定されており、3 号炉付近の土石流危険区域に設定されている箇所については、地表踏査を踏まえて土石流が発生するおそれはないとしていること、また、固体廃棄物貯蔵庫付近において、土石流危険区域に設定されている箇所又は地滑り地形が確認されている箇所については、地滑りが発生したとして評価し、固体廃棄物貯蔵庫が倒壊しない設計とする方針としていること。

９．洪水に対しては、才谷川と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

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

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

１．船舶の衝突については、航路が本発電所敷地から離れていることなどから、船舶が取水口に漂着するおそれはなく、仮に船舶が漂流した場合でも、取水口カーテンウォール等により、取水路への侵入のおそれはない設計とする。また、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設計とする。

２．電磁的障害については、原子炉保護系計器ラック及びケーブルに対し、電磁波の侵入防止対策を行う設計とする。

３．飛来物（航空機落下等）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、3 号炉は約 3.6×10^{-8} 回/炉･年、4 号炉は約 3.6×10^{-8} 回/炉･年であり、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、本発電所 3 号炉及び 4 号炉ともに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、申請者の設計について、以下のとおり、安全施設の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。

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ものとしていること。

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（航空機落下等）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に設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１　外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）のうち、「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を除くとともに、「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10事象に、地震及び津波を加えた12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。

この組合せが原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象（関連して発生する可能性がある自然現象も含む。）の設計に包絡されている、②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も小さくなる、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ことを確認したとしている。また、①から③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」並びに「風（台風）及び地滑り」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設計とするとしている。なお、「風（台風）及び地滑り」の組合せについては、地滑りの影響を受けるとする固体廃棄物貯蔵庫に対して作用する地滑りによる荷重と、同時発生の可能性のある風（台風）による荷重とを適切に組み合わせるとし、その影響を考慮しても安全機能を損なわない設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による自然現象の組合せが、安全施設に与える影響を考慮して抽出されていること、設計上考慮すべき自然現象の組合せのうち、「風（台風）及び地滑り」に対して、その影響を受けるとする固体廃棄物貯蔵庫が安全機能を損なわないとしていること、また、抽出されたもの以外の自然現象の組合せによる安全施設に与える影響に対しては、安全機能が損なわれない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（必要に応じて異種の自然現象を重畳させる）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設計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、申請者の設計が、当該自然現象によって設計基準事故が発生しないように設計するとしていること、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方針としていることを確認した。

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．原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、安全施設を含む区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁等により防護し、人の接近管理及び出入管理が行える設計とする。

２．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ち込み（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。）を防止するため、持込み点検が可能な設計とする。

３．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、申請者の設計が、核物質防護対策として上記の対策１．から３．を講じ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－６　火災による損傷の防止（第８条関係）

第８条は、火災により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に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を損なわ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、火災防護基準に則り、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

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、原子炉を安全に停止する（本節において、「原子炉を安全に停止する」とは、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。）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「安全機能を有する機器等」という。）を、火災から防護する対象として抽出する方針としている。安全機能を有する機器等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、設計基準対象施設のうち、安全機能を有する機器等以外の構築物、系統及び機器については、それぞれについて火災防護対策を行うとしている。

規制委員会は、申請者が、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、機器及び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の火災防護計画を定めるとしている。

規制委員会は、申請者が、以下の内容を含む火災防護計画を策定する方針としており、火災防護基準の規定に則っていることを確認した。

（1）原子炉施設全体を対象とする計画であること。
（2）火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、防護するための機器、組織体制を定めること。
（3）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も同計画に定めること。

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、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）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、発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止、配置上の考慮、換気、防爆、貯蔵を考慮した設計とする。
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。
③ 火災区域には、可燃性の微粉を発生する設備を設置しない。
④ 水素が発生するおそれがある火災区域においては、水素の換気及び漏えい検知等の対策を図る。
⑤ 火災区域には、放射線分解等により水素を発生する設備を設置しない。
⑥ 原子炉施設には、火花を発生する設備等発火源となる設備を設置しない。
⑦ 原子炉施設には、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対策を図る。

規制委員会は、申請者による原子炉施設における火災の発生防止に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

（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 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、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用する。

④　換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

⑤　保温材は、金属等の不燃性のものを使用する。

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が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

ただし、難燃ケーブルとすべき核計装用ケーブルは、それ単体では延焼を確実に防止できないものの、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、両端を難燃性の耐熱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。

（３）自然現象による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、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、設計に当たっては、設置許可基準規則解釈に従って設計すること、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に避雷設備を設置するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、自然現象により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方針としており、火災防護基準の規定に則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が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

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、平常時の状況の温度や煙の濃度を監視し、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「アナログ式の火災感知器」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。

⑤ 火災感知設備の作動状況が中央制御室で監視できる。

規制委員会は、申請者による火災感知設備の設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

ただし、一部の火災区域又は火災区画の感知器及び炎感知器については火災防護基準が求める「アナログ式の火災感知器」を設置するとしないものの、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 「アナログ式の火災感知器」は放射線による故障が生じる可能性があるため、比較的線量が高い火災区域又は火災区画には設置せず、「アナログ式でない熱感知器」を設置する。なお、水素が発生するような事故を考慮する必要がある火災区域又は火災区画に設置する感知器は、防爆型とする。また、これらの感知器は、通常時の温度より高い温度で作動するものを選定することで、誤作動を防止する。

② 「アナログ式の火災感知器」は、燃料の気化により誤作動する可能性があるため、タンク内部の燃料が気化するおそれのある火災区域又は火災区画には設置せず、「アナログ式でない防爆型の熱感知器」と「アナログ式でない防爆型の炎感知器」を設置する。また、前者はタンク内部の温度を有意に変動させる加熱源等を設置しないことにより、後者は外光が当たらないタンク内に設置することにより誤作動を防止する。

③ 炎感知器はアナログ式ではないが、炎特有の性質を検出する赤外線方式を採用して誤作動を少なくするとともに、屋内に設置する場合は、外光が当たらず高温物体が近傍にない箇所に設置し、屋外に設置する場合は、視野角への影響を考慮した太陽光の影響を防ぐ遮光板を設置することや防水型とすることで、その誤作動を防止する。

④　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。

（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　煙の充満及び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安全機能を有する機器等を設置する火災区域又は火災区画には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する。

ただし、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又は火災区画、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域又は火災区画、又は、運転員が常駐し高感度の火災感知器を設置することにより消火活動が可能である火災区域又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には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、中央制御室からの手動操作又は自動起動の消火設備により消火することとする。ただし、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。

なお、放射性廃棄物を貯蔵、処理する施設に従来より設置されている水噴霧消火設備は、火災防護基準に適合することを確認の上、活用する。

②　消火用水供給系の多重性又は多様性の確保

淡水タンク３基、燃料取替用水タンク１基及び消火水バックアップタンク６基を水源とし、水道水系とは共用しない。消火ポンプは、ディーゼル消火ポンプと電動消火ポンプを各々１台、消火水バックアップポンプを２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スプリンクラー、ハロン消火設備等は、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安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。）を仮定しても、同時に消火機能を喪失する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構

築物、系統及び機器に及ばない設計とする。

⑤　消火設備の電源確保

作動に電源が必要な消火設備は、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、蓄電池を有したものとする。

ただし、消火水バックアップポンプは、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.　中央制御室への故障警報を発するための吹鳴機能の確保

d.　全ての火災区域又は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を行うことにより、管理区域内から放射性物質を含むおそれがある排水の流出防止

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が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

ただし、使用済樹脂タンク及び使用済樹脂貯蔵タンクエリア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　外気温が 0℃まで低下した場合、凍結を防止するために、屋外の消火栓から微量の消火水を放水する設計とする。また、屋外の火災感知設備は－10℃の環境下でも使用可能なものとする。

②　屋外における消火設備の制御盤、ボンベ等には浸水防止対策を講じる。また、屋外の火災感知設備は、風水害によって流れ込む水などに対しても、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。

③　火災感知設備及び消火設備を、安全機能を有する機器等の耐震クラスに

応じて火災区域及び火災区画に設置すること、耐震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火災防護対象機器等の機能及び性能の維持ができるものとする。

④　地盤変位による影響を直接受けないように消火配管の建屋接続部に溶接継手を採用する。消火配管を地上又はトレンチ内に設置する。消火配管接続口を建屋の外部に設置する。

規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

（４）消火設備の破損、誤動作又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、消火設備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。

スプリンクラーは破損、単一の誤動作又は誤操作で誤放水しない設計とする。

また、水以外を用いる消火設備として、二酸化炭素、ハロゲン化物消火剤及び炭酸水素カリウム等を用いることとしているが、二酸化炭素は不活性であること並びにハロゲン化物消火剤及び炭酸水素カリウム等のエアロゾル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、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、申請者の設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

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安全機能を有する機器等について、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に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安全機能を有する機器等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安全機能を有する機器等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、貫通部シール、防火扉及び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としており、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

（２）原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等の系統分離

申請者は、原子炉施設において火災が発生した場合に、その機能の喪失により原子炉を安全に停止することを阻害するおそれがある機器（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若しくは制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。これらを総称して「火災防護対象機器等」とする。）を防護するため、同機器等の相互の系統分離及びこれらに関連する火災防護対象ケーブル以外のケーブルとの系統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耐火壁等により分離された火災区域又は火災区画に設置する。

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、その間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かないこと、かつ、当該火災区域又は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。

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 時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、当該火災区域又は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、申請者による原子炉制御室及び原子炉格納容器内の区画以外に係る火災の影響軽減に係る設計が、火災防護基準の規定に則っており、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し

た上で、原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等の系統分離を図ることにより、当該火災区域又は火災区画において火災が発生した場合においても原子炉を安全に停止することができるとしていることを確認した。

ただし、原子炉制御室及び原子炉格納容器内の区画に係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 中央制御盤内における操作スイッチ及びケーブル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こと。

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、周囲への火災を与えない金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用すること。

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火災感知器を中央制御盤内に設置すること。

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こと。

⑤ 火災の発生箇所の特定が困難な場合に備え、電気設備に悪影響を及ぼさない固定式のエアロゾル消火設備を配備すること。

⑥ 中央制御盤の一つの区画内で火災が発生し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、現場の遮断器等の操作により原子炉を停止することができること。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室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、上記①から⑥の対策を講じることにより、火災の発生防止対策、火災による他系統への延焼を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じること、中央制御盤の一つの区画内で火災が発生し当該区画における安全機能が全て喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止することができるとしていることにより、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、原子炉格納容器内で発生が想定される火災に対して、ケーブルトレイが原子炉格納容器内で近接して設置されていること並びに1時間耐火性能を有している隔壁等は事故が発生した場合にデブリ発生の要因となり再循環サンプの閉塞をもたらす可能性があることから、上記（２）の系統分離対策を講じないものの、以下のとおり対策を講じるとしている。

① 火災防護対象機器等は、蒸気発生器のループ毎に設置する等により、6m以上の水平距離を確保すること、また、異なる格納容器貫通部を通って格納容器外に敷設することで火災による他系統への延焼を防止していること。火災感知器は、火災防護対象機器等に延焼するおそれがある火災を感知する配置とすること。

② 電気盤の筐体、油内包機器の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こと。

③ 火災源となり得る油を内包したポンプは、油が漏れた場合でも拡大しないように設計すること。

④ アナログ式の煙火災感知器及びアナログ式の熱火災感知器を設置すること。ただし、原子炉格納容器ループ室及び加圧器室に設置する「アナログ式でない熱感知器」は、念のため防爆型とすること。

⑤ 原子炉格納容器内で火災が発生した場合の消火要員の進入の可否の判断を含めた消火手順を定め、消火要員が進入可能な場合は要員による早期の消火活動を行う運用とすること。

⑥ 消火要員が進入困難な場合は、中央制御室で手動操作可能な原子炉格納容器スプレイ設備を用いた消火を行うこと。

⑦ 格納容器内での火災の影響により全ての動的機器が停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、原子炉格納容器外に設置される補助給水設備と主蒸気系統設備により原子炉の高温停止を維持し、火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を起動することで、原子炉の低温停止を達成することができること。

規制委員会は、申請者による原子炉格納容器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、原子炉格納容器内には可燃物の持ち込みが制限されることを踏まえ、申請者が上記①から⑦の対策を講じることにより、原子炉格納容器内において発火源として想定される機器に火災が発生した場合においても火災の影響を限定し、火災による他系統への延焼や火災からの影響を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じ

ることにより、火災防護対象機器等の機能が損なわれないとしていること、原子炉格納容器内での火災の影響により全ての動的機器が停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、原子炉を安全に停止することができるとしていることにより、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、配線処理室はハロン消火設備による消火を行う設計とすること、油タンクは換気空調設備による排気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、申請者の設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

（６）火災影響評価

申請者は、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事故等を収束できるよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災による影響を考慮しても、「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多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく異常状態を収束できる設計と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、申請者による火災の影響軽減に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

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）配線処理室には、２箇所の入口を設置する設計とする。また、中央制御室から配線処理室までのケーブルトレイ間は、運転員が消火活動を行うことを考慮しスペースを確保した設計とする。

（２）安全補機開閉器室は、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、水素ガス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、煙を排気できる可搬式の排風機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は、純水中においても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする、また、新燃料貯蔵設備は、新燃料を保管するラックが一定のラック間隔を有する設計とするため、消火水が入ったとしても臨界にはならない。

（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、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が火災防護基準の規定に則っており、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方針としていることを確認した。

Ⅲ－７　溢水による損傷の防止等（第９条関係）

第９条第１項は、安全施設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機能が損なわれないように設計することを要求している。また、同条

第２項の規定においては、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又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

１．溢水に対し防護すべき設備（以下「防護対象設備」という。）を抽出するための方針
２．溢水源及び溢水量を設定するための方針
３．溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
４．建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．建屋外からの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．防護対象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ために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、防護対象設備として、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ピット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防護対象設備として抽出する方針としている。なお、それらのうち、溢水によって安全機能が損なわれない静的機器、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、溢水の影響を受けて動作機能を損なっても安全機能を維持できる機器及び補助給水流量調節弁の隔離機能により代替できる補助給水隔離弁については、溢水による影響評価の対象として抽出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、設置許可基準規則解釈で規定されている安全機能を有する設備を全て抽出するとしていることを確認した。

2．溢水源及び溢水量を設定するための方針

防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水（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「消火水の放水による溢水」という。）及び地震等の自然現象による機器の破損等により生じる溢水（以下「地震等による溢水」という。）における、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。

（1）破損による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、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。この場合の溢水量は、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、配管の破損形状については、内包する流体のエネルギーに応じて、配管を高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、詳細応力評価により設定する方針としている。

なお、想定する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であること、また、溢水量については、操作時間を踏まえた隔離時間の設定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）消火水の放水による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、「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消火設備からの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の設定は3時間を基本とし、火災源が小さい場合は、火災荷重に応じて放水時間を設定する方針としている。

また、スプリンクラーからの放水時間の設定は、火災発生時の中央制御室での警報発信後から、運転員の現場到着までの時間、状況確認及びスプリンクラーの放水停止までの時間に保守性を考慮して設定する方針としている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については、火災発生時の消火設備からの放水とする方針であること、また、溢水量については、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。

（３）地震等による溢水

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発電所内で発生する溢水を想定するとし、地震以外の自然現象（津波を除く。以下本節において同じ。）により発生する溢水は、竜巻、地滑り及び外部火災に伴う一部の機器の破損等による溢水を除き、地震による溢水に包絡されることから対象としないとしている。

具体的な溢水源として、流体を内包する耐震Ｂ、Ｃクラス機器（配管及び容器）のうち基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されない機器の破損による溢水、竜巻によって飛来した飛来物の衝突による消火水バックアップタンク（耐震Ｃクラスではあるが、基準地震動による地震力に対して機能を維持できる設計）の破損による溢水、地滑りによる屋外タンクの破損による溢水、外部火災における森林火災発生時の固体廃棄物貯蔵庫への散水設備からの放水による溢水及び使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水を想定している。ただし、防護対象設備が設置されていない水密化区画内で生じる溢水は、溢水源として想定しないとしている。

配管の破損により生じる溢水量は、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基本としている。

なお、漏水が生じるとした機器については、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価するとしている。

また、運転員の手動操作による漏えい停止が期待できる場合には、隔離時間を考慮して設定するとしている。

使用済燃料ピット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ピット外への漏水量としている。

規制委員会は、申請者が、地震以外の自然現象による溢水が、竜巻、地滑り及び外部火災に伴う一部の機器の破損等による溢水を除き、地震による溢水に包絡されるとしていること、溢水源については、流体を内包する全ての耐震Ｂ、

Ｃクラス機器（配管及び容器）を対象として基準地震動による地震力に対して耐震性を考慮し破損を想定する機器を抽出した上で、設定する方針としていること、また、溢水量については、隔離時間を考慮して設定する方針としていることを確認した。

なお、竜巻によって飛来した飛来物の衝突による消火水バックアップタンクの破損による溢水、地滑りによる屋外タンクの破損による溢水、外部火災における森林火災発生時の固体廃棄物貯蔵庫への散水設備からの放水による溢水を溢水源として設定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。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、本発電所の状況を踏まえた検討を行った上で、保守的な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全ての区画等を対象に、壁、扉、堰等又はそれらの組合せによって設定する方針としていることを確認した。

（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、床面開口部、扉等からの流入又は流出を保守的に設定した条件で当該区画の水位が最も高くなる経路を溢水経路として設定する方針としている。ただし、消火活動時の区画扉は、開放状態と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、扉、堰等については、基準地震動によ

る地震力に対し健全性を確認し、保守管理や水密扉閉止等の運用を適切に実施するとしている。

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適切に行われる方針としていること、また、経路上の壁、扉、堰等に溢水影響の軽減を期待する場合は、基準地震動に対する耐震性を評価するとともに、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及び溢水経路の設定が、現場設備等の設置状況を踏まえ、防護対象設備が設置されている全ての区画等を対象に溢水防護区画として設定する方針としているとともに、当該区画の水位が最も高くなるような保守的な条件で溢水経路を設定する方針としていることを確認した。

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、消火水の放水及び地震等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設計方針であることが必要である。また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路に対しては、環境条件等を考慮しても、接近の可能性が失われない設計方針であることが必要である。

また、使用済燃料ピット水が地震に伴うスロッシングによってピット外へ漏水しても、当該ピットの冷却及び給水ができる設計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、没水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とするとしている。具体的には、以下のいずれかの設計を行う方針としている。

① 溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らない設計とする。その際、流入状態、溢水源からの距離、運転員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。

② 防護対象設備が、多重性又は多様性を有し、各々を別区画に設置することにより、同時に安全機能を損なわない設計とする。

③ 溢水による水位が機能喪失高さに到達する前に、閉止を期待する弁が自動閉止することにより、系統が隔離され、機能喪失高さを上回らない設計

とする（破損による溢水のみ。）。

④　想定破損発生時に没水する防護対象設備には、機能要求がない設計とする（破損による溢水のみ。）。

⑤　上記①～④のいずれの設計方針も満足しない場合は、壁、扉、堰等による没水対策を実施する。

消火水の放水による溢水に対しては、火災により壁貫通部の止水機能が損なわれ当該貫通部からの消火水の流入を想定しても、防護対象設備が機能喪失しない設計方針としている。また、現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、①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、一時的な水位変動等を考慮しても、溢水による水位が、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、②多重性又は多様性を有する安全施設については、同時に安全機能が損なわれないよう別区画に設置すること、③没水対策を講じることにより、安全機能が損なわれない設計とすることのいずれかとする方針としていることを確認した。また、消火活動時の消火水の放水に伴う没水水位に対しては、保守的に放水量を見積もっても、機能喪失高さを上回らないとする方針としていることを確認した。

（２）被水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、被水による影響として、破損した機器からの飛散による被水、天井開口部や貫通部からの被水及び消火水の放水による被水の影響を想定している。その上で、これら被水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とするとしている。具体的には、被水による影響を受ける範囲に防護対象設備が設置される場合は、以下のいずれかの設計を行う方針としている。

ただし、多重性又は多様性を有し各々を別区画に設置している防護対象設備で、同時に機能を失わない場合は、機能が維持されるとしている。なお、保護カバーやパッキンにより安全機能を損なわない設計としている設備は、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験により確認するとしている。

①　溢水防護区画内において、被水による影響を評価するための区画（以下、「評価対象区画」という。）に流体を内包する機器を設置している場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていること。

②　評価対象区画に流体を内包する機器を設置していない場合は、天井面に

開口部又は貫通部が存在しないこと。

③　評価対象区画に流体を内包する機器を設置しておらず、天井面に開口部が存在する場合は、開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策をしていること。

④　評価対象区画に流体を内包する機器を設置しておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策をしていない場合は、防護対象設備に対し被水防護措置をしていること。

⑤　上記①～④を満足しない場合は防護対象設備が防滴仕様であること。

⑥　上記①～⑤を満足しない場合は被水防護措置を実施すること。

この他、消火水の放水による被水の影響については、防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことで、安全機能を損なわない運用を行う設計としている。また、現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、①被水により安全機能を損なわないよう防滴機能を有すること、②多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に安全機能が損なわれないよう別区画に設置すること、③被水試験により確認された保護カバーによって防護対象設備に被水対策を講じることで、安全機能が損なわれない設計とすることのいずれかとする方針としていることを確認した。

（３）蒸気放出の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、高エネルギー配管及び耐震Ｂ、Ｃクラス機器の破損により放出される蒸気放出の影響を評価し、その影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とするとしている。具体的には、蒸気暴露試験又は机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（温度、湿度及び圧力）を超えることがなく、防護対象施設が安全機能を損なわない設計とし、以下のいずれかの設計を行う方針としている。

①　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。

②　上記①の対策だけでは、その防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については、防護カバーを設置する。

なお、破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響を考慮するとしている。また、現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、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にする方針とし、必要に応じて、①漏えいの自動検知及び自動又は手動での隔離による蒸気影響緩和対策又は、②破損想定箇所への防護カバーの設置による緩和対策を行う方針としていることなどを確認した。

（４）使用済燃料ピット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、使用済燃料ピット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、使用済燃料ピットが、スロッシング後においても、ピット冷却機能及び遮蔽機能維持に必要な水位を確保する設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、使用済燃料ピットのスロッシング後の水位が最も厳しい初期条件等を想定しても水温65℃以下に維持し、申請者が規定する使用済燃料ピット中央水面における線量率以下に維持するために必要な水位を確保する方針としていることを確認した。

規制委員会は、申請者による溢水に対する設計が、没水、被水、蒸気放出に対して防護する方針としていることを確認した。

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、海水ポンプ室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室外で生じる溢水（屋外タンク接続配管の破損等）が同室の堰の高さに至らないことを確認する方針としている。当該室内で生じる溢水に対しては、破損による溢水、消火水の放水による溢水及び地震等による溢水を想定しても、当該設備が没水し機能喪失することがないように同室からの排水を可能とする設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、溢水防護区画外からの溢水に対して海水ポンプ室の堰の高さに至らないことを確認する方針であること及び溢水防護区画内での溢水に対しても床ドレンから排水が可能な設計としていることを確認した。

６．建屋外からの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建屋については、建屋外からの溢水の流入の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、建屋外の溢水源として、廃棄物処理建屋、タービン建屋及び屋外タンクからの溢水並びに地下水による溢水を想定して、防護対象設備が設置されている建屋へ流入しないようにするため、水密扉の設置等による流入防止対策や、淡水タンク及び2次系純水タンク等の水位の制限を講じる設計とするとしている。また、２．（３）に記載する竜巻によって飛来した飛来物の衝突による消火水バックアップタンクの破損による溢水、地滑りによる屋外タンクの破損による溢水、外部火災における森林火災発生時の固体廃棄物貯蔵庫への散水設備からの放水による溢水についても、防護対象設備が設置されている建屋に流入しない設計とするとしている。なお、タービン建屋内で生じる溢水及び地下水による溢水に対する設計方針については、「Ⅲ－３．２　耐津波設計方針」に記載している。

規制委員会は、申請者の設計が、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水密扉の設置等の対策を講じる方針としていることを確認した。

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項は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、管理区域外へ漏えいしないことを要求している。

申請者は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、伝播経路の制限措置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伝播経路を制限することにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない方針としていることを確認した。

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、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、防護対象設備が溢水により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設計とする方針としていることを確認した。

Ⅲ－８　誤操作の防止（第１０条関係）

第１０条第２項は、安全施設は、容易に操作できるものでなければならない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．中央制御室の盤面機器は系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器は、形状や色等の視覚的要素での識別を行う設計とする。

２．現場の弁等については、系統等により色分し識別管理できる設計とする。

３．中央制御室の制御盤等は床等に固定することにより、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．外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機等により運転操作に必要な照明を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、原子炉制御室や現場で操作する機器等の識別管理及び操作に係る照明等への配慮を行うことによって、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－９　安全避難通路等（第１１条関係）

第１１条第３号は、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、現場操作場所（主蒸気配管室等）及び当該現場へのアクセスルートに、避難用照明とは別の作業用照明を設置する設計とする。

２．中央制御室の作業用照明は非常用電源から給電し、さらに専用の内蔵電池を備えた設計とする。
３．中央制御室以外の作業用照明は常用電源又は非常用電源から給電し、さらに内蔵電池を備えた設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、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、昼夜及び場所を問わず作業可能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項は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、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 時間あるいは運転モードの切替え時点を境界とする。）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に設計することを要求している。

また、同条第６項においては、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ける安全施設と相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわ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項は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、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、最も過酷な条件である完全機能喪失を単一故障として想定した場合でも、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、その単一故障を仮定しなくてもよい。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、あるいは、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。

申請者は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する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、アニュラス空気浄化設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部及び中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部を抽出している。

抽出された設備については、以下のとおり、（1）単一故障を仮定しなくてもよい場合、あるいは、（2）多重性の要求を適用しない場合に該当するとしている。

（1）単一故障を仮定しなくてもよい場合

アニュラス空気浄化設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、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、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の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、その単一故障を仮定しないとしている。安全上支障のない期間については、修復作業を 3 日間とし、その間における周辺の公衆に対する放射線被ばくは、「添付書類十３．４ 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度であること、また、当該作業に係る作業員の被ばくは緊急時作業に係る線量限度以下とすることができるとしている。

（2）多重性の要求を適用しない場合

各号炉において単一の設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、容易に補修が可能であることに加え、3 号炉及び 4 号炉において共用とすることにより、当該設備の多重性を確保できる設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、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アニュラス空気浄化設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、設計基準事故時に、ダクト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時の周辺の公衆に対する被ばくによる実効線量の評価値が、「添付書類十３．４ 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度等とな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）申請者が単一の設計とするとした原子炉制御室の非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、他の系統により代替し、所定の安全機能を維持することができるとしていること。

2．共用又は相互接続

第１２条第６項は、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、二以上の発電用原子炉施設における重要安全施設以外の安全施設について、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、重要安全施設のうち中央制御室及び中央制御室空調装置について、3号炉及び4号炉において共用するとしている。重要安全施設以外の安全施設のうち、電源車（緊急時対策所用）（DB）（※[2]）並びにモニタステーション及びモニタポスト専用無停電電源装置について、3号炉及び4号炉において共用するとし、また、補助蒸気連絡ライン、2次系補給水連絡ライン、軸受冷却水連絡ライン及び消火水連絡ラインについて、3号炉及び4号炉において相互に接続するとしている。これらの設備については、以下の理由から共用又は相互に接続するとしている。

（1）重要安全施設

抽出された中央制御室は、共用することにより運転員の融通が可能となり総合的な運転管理ができること、また、中央制御室空調装置については、各号炉の空調装置を共用することにより、単一の設計とする中央制御室非常用

（※[2]）3号炉及び4号炉共用の電源車（緊急時対策所用）は設計基準対象施設1台、代替交流電源としての重大事故等対処施設3台の計4台あり、このうち、設計基準対象施設1台を「電源車（緊急時対策所用）（DB）」と記載。

循環フィルタユニットも含め、安全性が向上することから、3 号炉及び 4 号炉の安全性が向上するとしている。

（2）重要安全施設以外の安全施設

抽出された重要安全施設以外の安全施設に対して、それぞれ以下の設計方針としていることから、3 号炉及び 4 号炉の安全性が損なわれないとしている。

① 共用

電源車（緊急時対策所用）（DB）並びにモニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置は、設計基準事故時に必要な電力を供給できる容量を有すること。

② 相互接続

補助蒸気連絡ライン、2 次系補給水連絡ライン、軸受冷却水連絡ライン及び消火水連絡ラインは、連絡時においても各号炉の補助蒸気の圧力等が同じであること、十分な供給容量や必要な水量を有すること。

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について、重要安全施設である原子炉制御室及び原子炉制御室空調装置の共用は、3 号炉及び 4 号炉の安全性が向上すると判断した。また、重要安全施設以外の安全施設である電源車（緊急時対策所用）（DB）並びにモニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置を共用し、補助蒸気連絡ライン、2 次系補給水連絡ライン、軸受冷却水連絡ライン及び消火水連絡ラインを相互に接続することは、3 号炉及び 4 号炉の安全性を損なわないと判断した。

なお、重要安全施設である取水路防潮ゲートのゲート落下機構については「Ⅲ－３．２　耐津波設計方針」で記載している。

Ⅲ－１１　全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係）

第１４条は、全交流動力電源喪失（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）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）確保できるような設計とすることを要求している。

申請者は、蓄電池（安全防護系用）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 30 分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性確保のため、必

要となる設備に１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（安全防護系用）を備え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。

Ⅲ－１２　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）

第１６条第２項第２号ニは、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及び漏えい検知等）が損なわれないように設計することを要求している。

同条第３項第１号は、燃料取扱場所の放射線量並びに使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温について、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状態を示す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号二は、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に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、それぞれの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ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下のおそれのある重量物等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（原子炉補助建屋の構造物、使用済燃料ピットクレーン及び補助建屋クレーン）。

（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 原子炉補助建屋の構造物については、基準地震動に対して使用済燃料ピット内への落下を防止できるように設計する。

② 使用済燃料ピットクレーンについては、基準地震動に対して、クレーン本体、転倒防止金具及び走行レールに発生する荷重が許容応力以下となるように、吊荷を考慮し保守的に設計する。

③ 補助建屋クレーンについては、使用済燃料ピットの上部に走行レールを敷設せず、仮に走行レールから脱落したとしても、建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷は使用済燃料ピットへの落下を防止できる設計とする。また、使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取扱う場合は、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する方針とし、それぞれの重量物に対して落下を防止する方針としていることを確認した。

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号は、燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、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、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、使用済燃料ピットの水位及び水温、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、使用済燃料ピットの温度、水位及び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する方針としていること、外部電源喪失時においても監視を可能とする方針としていることを確認した。

Ⅲ－１３　原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）

設置許可基準規則解釈第１７条第１項第３号ロは、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、通常時及び事故時ともに閉となるべきにもかかわらず、通常時又は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、クラス１機器である原子炉冷却材圧力バウンダリと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．通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び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．なお、上記以外の第１隔離弁については、施錠管理を行うことにより開とならない運用とする。

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．設置許可基準規則解釈第１７条の規定により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は、いずれもこれまでクラス２機器であったことから、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。当該配管と管台の溶接継手に対して、非破壊検査を全数継続的に行い健全性を確認するとともに、クラス１機器としての供用期間中検査を行う。

規制委員会は、申請者の設計が、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－１４　安全保護回路（第２４条関係）

第２４条第６号は、不正アクセス行為等による被害を防止できるように安全保護回路を設ける設計と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、ゲートウェイを介することにより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、固有のプログラム及び言語を使用し、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とともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電気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　保安電源設備（第３３条関係）

第３３条は、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に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に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に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、地絡又は母線の低電圧、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した上で、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、系統分離を考慮した500kV母線を2母線、77kV母線を1母線により構成することで、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え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え操作が容易であること。

（２）電線路の独立性

第３３条第４項は、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500kV送電線（高浜線及び青葉線）２ルート４回線と、受電専用77kV送電線（高浜連絡線）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、500kV送電線は約30㎞離れた新綾部変電所に連系し、77kV送電線は約９㎞離れた高浜変電所に連系するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、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が停止した場合であっても、当該原子炉施設に接続された送電線による電力の供給が全て停止しないとしており、独立性を有する方針とすることを確認した。

（３）電線路の物理的分離

第３３条第５項は、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、500kV送電線（高浜線）２回線、500kV送電線（青葉線）２回線と77kV送電線（高浜連絡線）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、大規模な盛り土崩壊、大規模な地滑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、強風発生時の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とするとしている。

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、電線路が同一の送電鉄塔に架線しない方針としていることを確認した。

（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に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３号炉及び４号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量を備える構成とし、500kV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３号炉及び４号炉に接続するとともに、77kV送電線は予備変圧器を介し、３号炉及び４号炉に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、碍子及び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、津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、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３号炉及び４号炉に電力を供給できる方針としていることを確認した。

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、ディーゼル発電機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２台備え、それぞれ非常用所内高圧母線に接続するとしている。また、蓄電池は、非常用２系統を各々別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保する設計とするとしている。

ディーゼル発電機等の連続運転に必要な燃料を貯蔵する設備は、７日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、

7 日間分の連続運転に必要な容量以上の燃料を燃料油貯油そうに貯蔵する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、以下の方針としていることを確認した。

① 非常用ディーゼル発電機及び蓄電池について、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を確保する。

② 非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする燃料を貯蔵する設備として、燃料油貯油そうを設置し、7 日間分の連続運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵する。

（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毎に単独で設置し、他の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（※3）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無いかを審査する。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。

（※3）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。

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、自主的な対応により重大事故等への対処をより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容量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項では、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、要求事項に則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により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。

大規模損壊に対する手順書、体制及び資機材の整備については、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（※[4]）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。

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。

（※[4]）運転停止中：「停止中評価ガイド」には、「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示している。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されている。

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（※[5]）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※[6]）」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））

①　運転中事故シーケンスグループ

a. ２次冷却系からの除熱機能喪失
b. 全交流動力電源喪失
c. 原子炉補機冷却機能喪失
d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
e. 原子炉停止機能喪失
f. ECCS 注水機能喪失
g. ECCS 再循環機能喪失
h. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

（※[5]）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。

（※[6]）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。

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（※7）レベル 1PRA 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。

(※7) PRA の方法論には、①偶発故障を仮定した PRA と、②特定の事象を事故の原因とする PRA がある。偶発故障を仮定した PRA を「内部事象 PRA」という。

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。

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。

洪水、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て類型化し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8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・津波特有の5つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））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5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の検討を、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比較することにより行った。その結果、頻度の観点からは、5つの事故シーケンスは、全炉心損傷頻度に対する寄与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、必要に応じて大規模損壊対策による影響緩和を図ることができることを確認した。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、5 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、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に係る以下の 12 の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（※[8]）に則って検討対象とした。

1) 蒸気発生器伝熱管破損（ｇモード）
2) インターフェイスシステム LOCA（ν モード）
3) 格納容器隔離失敗（β モード）

(※[8]) 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

4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）
5) 格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク（ηモード）
6) 溶融物直接接触（μモード）
7) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）
8) 水素燃焼又は水素爆轟（γモード）
9) ベースマット溶融貫通（εモード）
10) 格納容器貫通部過温破損（τモード）
11) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード）
12) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

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 1.5 (※9) PRAの手法と工学的な判断により検討を実施した。

検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、βモード、gモード及び地震による格納容器破損（χモード）が考えられるが、βモード及びgモードについてはa.の12の破損モードで抽出されていること、χモードについては直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失であることから、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についても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7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）については、BWRの一部の格納容器に特有の事象とみなされているため、PWRである当該評価の対象から除外する。

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（αおよびβモード）について、海外知見等に基づいて検討を行い、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと、及び3つの破損モ

(※9) レベル1.5PRAとは、格納容器破損頻度を求めるまでのPRAをいう。

ード（θ、ν及びgモード）について、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。

よって、想定する格納容器破損モードは、6 つの格納容器破損モード（η、σ、γ、ε、τ及びδモード）とする。

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、起因事象と 1 次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）の 3 種類の属性を用いて定義した。

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、さらに高圧注入・再循環、格納容器スプレイ注入・再循環の分岐・ヘディングを考慮し、内部事象レベル 1.5 評価用のイベントツリーを作成した。これを用いて各事故シーケンスの PDS を特定した後、PDS ごとに事故シーケンスを整理した。

さらに、PDS ごとに、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 6 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、影響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）運転停止中原子炉において燃料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主要因の観点から、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則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及び津波特有の５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則って、頻度は全炉心損傷頻度に対する寄与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則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、妥当なものであると判断した。

（２）運転中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則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。評価対象とした12の格納容器破損モードは、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（BWR固有のものを除く。）と一致することを確認した。これは、申請者が、検討対象とした12の格納容器破損モードのうち、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。

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ていることは、有効性評価ガイドを踏まえ厳しいものを選定していることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者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、妥当なものであると判断した。

（３）運転停止中原子炉において燃料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則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、妥当なものであると判断した。

３．審査過程における主な論点

（１）PRA の評価対象

規制委員会は、申請者に、PRA 手法の現状の技術知見について示した上で事故シーケンスグループを特定するように求めた。申請者は、日本原子力学会の PRA に関する実施基準の策定状況、国内での使用実績に基づいて、現時点で適用可能なものとして、下記の PRA を実施している。

① 出力運転時レベル 1PRA
② 運転停止時レベル 1PRA
③ 出力運転時レベル 1.5PRA
④ 出力運転時地震レベル 1PRA
⑤ 出力運転時津波レベル 1PRA

規制委員会は、PRA を用いて評価するに当たり、内部事象は定期安全レビュー（PSR）においての実績、地震及び津波は試評価等の実施経験を有するものの、その他の PRA は、日本原子力学会の PRA に関する実施基準が未整備であること、又は、評価実績が乏しいことを考慮すれば、PRA の評価対象が上記の範囲に留まるとすることは、最新の技術に基づいた適用範囲であると判断した。

（２）PRA 手法の確認

規制委員会は、申請者が実施した上記の PRA のプロセスが最新の知見を踏まえているかについて説明を求めた。規制委員会は、申請者の評価手法及びその技術的根拠は日本原子力学会の実施基準に基づいていること、国内外の知見に照らして手法が妥当であることを海外を含めた PRA の専門家により確認していることから、標準的な手法に則って実施されていると判断した。

（３）PRA に代わる手法で評価する事象

申請者は、地震及び津波以外の自然現象として、洪水、風（台風）、竜巻等の 12 事象を評価する事象として選定した。規制委員会は、申請者に対し、検討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定の方法の説明を求めた。申請者は、検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）があり、これらについて、国内外の 12 の基準を参考に、網羅的に 53 の自然現象と 21 の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、12 の自然現象と 7 の人為事象を選定した。このうち、人為事象については、航空機落下等の大規模損壊として取り扱うべきものが含まれており、本評価では自然現象に着目して整理したとしている。これにより、規制委員会は、検討する事象は複数の基準に基づ

き抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること、航空機落下は大規模損壊で対応することが適当であること及び船舶の衝突等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いことから、評価する事象は妥当なものと判断した。

（４）想定する格納容器破損モードに含まれないモードについて

規制委員会は、必ず想定する格納容器破損モードと異なる２つの破損モード（α及びβモード）及び高温誘因蒸気発生器伝熱管破損についての扱いを明確にすることを求めた。申請者は、それぞれの格納容器破損モードについて、以下の理由により新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしている。

① 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）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評価されている。

② 格納容器隔離失敗（βモード）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 12 時間に 1 回確認する運用であること及びエアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能であること、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。

③ 高温誘因蒸気発生器伝熱管破損については、発生頻度が非常に小さいことに加え、発生を防止するための１次系強制減圧を確実に行うための対策が整備されていること、１次系が高温状態でも１次系強制減圧（加圧器逃がし弁の開状態）を維持できることを解析により確認していること、蒸気発生器への給水により炉心損傷を回避できる場合があることなどから、発生を防止できるとしている。

規制委員会は、αモードについては発生確率が極めて低いと認められること、βモードについては人的過誤を防止する運用がなされていること、高温誘因蒸気発生器伝熱管破損については１次系強制減圧を確実に行うための対策等が整備されていることを確認したことから、申請者がこれらの破損モードを新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしたことは妥当と判断した。

（５）地震及び津波ハザード変更に伴う影響について

申請者は、基準地震動等の策定の過程で、断層の連動等を考慮することによ

り、地震及び津波ハザードを変更しており、これを踏まえ地震及び津波 PRA を実施し、地震及び津波ハザードの変更が事故シーケンスグループ等の選定に及ぼす影響を評価した。その結果、申請者は、損傷モードや損傷設備の追加がないこと、また、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはないことから、新たな事故シーケンスグループの追加はないとした。規制委員会は、地震及び津波ハザード変更により、全炉心損傷頻度はわずかに増加したものの、地震及び津波特有の 5 つの事故シーケンスについて、その頻度及び影響度はハザード変更前後で有意な差異はないことから、申請者が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、妥当であると判断した。

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	2 次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失＋補助給水失敗	主給水が全喪失することで 1 次系が早期に高温・高圧状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」では原子炉トリップ（蒸気発生器水位異常低）時点での蒸気発生器水量が少なく、「外部電源喪失」と比較して補助給水失敗時点での崩壊熱が大きく、除熱の観点でより厳しい事象となる。
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」のみである。
	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA	加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA は気相部破断であり、1 次冷却材の漏えいの観点で RCP シール LOCA の方が厳しい事象である。
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	中破断 LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり格納容器内の温度・圧力上昇が早いため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。破断口径の大きい「中破断 LOCA」が、格納容器除熱に必要なスプレイ流量の観点で厳しい。
	原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	ATWS 緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい「主給水流量喪失」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失」を選定する。
	ECCS 注水機能喪失	中破断 LOCA＋高圧注入失敗	破断口径が大きい「中破断 LOCA」が 1 次冷却材の流出量が多いため、操作（2 次系強制冷却）の余裕時間及び要求される設備容量（低圧注入及び蓄圧注入）の観点で厳しい。
	ECCS 再循環機能喪失	大破断 LOCA＋低圧再循環失敗	1 次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替えまでの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が大きくなることを踏まえ「大破断 LOCA」を選定する。
	格納容器バイパス	IS-LOCA 及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗	格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、両方のシーケンスを選定する。
格納容器破損防止対策	格納容器破損モード	評価事故シーケンス	選定理由
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）	大破断 LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	破断規模が大きく格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されない AED から選定する。AED のうち事故進展が早い大破断 LOCA を選定する。
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）	外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失	原子炉容器破損時に溶融物が高圧で格納容器内に分散することで格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されない TED から選定する。TED のうち 1 次系圧力が高圧となり溶融物が格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。さらに、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮する。
	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失	1 次系が高圧で維持され、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直接加熱が抑制されない TED から選定する。TED のうち 1 次系圧力が高圧となり溶融物が格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。
	原子炉圧力容器外の溶融燃料―冷却材相互作用	大破断 LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	破断規模が大きく格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、格納容器内が冷却されない AEW から選定する。AEW のうち事故進展が早い大破断 LOCA を選定する。事象進展を早める観点で高圧注入失敗を考慮する。原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。
	水素燃焼	大破断 LOCA＋低圧注入失敗	破断規模が大きく格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事象進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により格納容器内の水素濃度が高くなる AEI から選定する。AEI のうち事象進展の早い大破断 LOCA＋低圧注入失敗を選定する。
	溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断 LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	破断規模が大きく、原子炉下部キャビティへ落下する溶融物が冷却されない AED から選定する。AED のうち事故進展が早い大破断 LOCA を選定する。
運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策	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	余熱除去機能喪失	余熱除去系及び原子炉補機冷却系の故障は、事象進展が同じであるため、余裕時間の観点から、代表として余熱除去系の故障により余熱除去機能が喪失する事象を選定する。
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。
	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	いずれのシーケンスも原子炉冷却材の流出事象であり、1 次冷却材の流出流量が大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定する。
	反応度の誤投入	反応度の誤投入	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。

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。（※[10]）

（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。

Ⅳ－１．２．１．１　２次冷却系からの除熱機能喪失

事故シーケンスグループ「2 次冷却系からの除熱機能喪失」（以下この節において「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（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。）の発生と 2 次冷却系からの除熱機能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。

（※[10]）「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。

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：2 次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い 1 次冷却系が高温・高圧状態となり、加圧器安全弁等からの冷却材漏えいが継続し、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、早期に 1 次冷却系を強制的に減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。

③ 初期の対策：加圧器逃がし弁の開操作による 1 次冷却系の減圧と充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行う 1 次冷却系のフィードアンドブリードを実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定停止状態に向けた対策：1 次冷却系のフィードアンドブリードにより、1 次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等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：「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、1 次冷却系のフィードアンドブリード開始までの余裕時間が短いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、主給水系及び補助給水系が喪失しているため、大きな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：加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における 1 次側と 2 次側との熱伝達及び蒸気発生器 2 次側保有水量の変化やドライアウト等を取り扱うことができる M-RELAP5（※[11]）を用いる。

(※[11]) M-RELAP5 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、SPARKLE-2、MAAP、GOTHIC、COCO についても同様。

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、原子炉冷却材ポンプ（以下「RCP」という。）の運転継続による蒸気発生器における 1 次側と 2 次側との熱伝達の促進により蒸気発生器ドライアウト到達時間が短くなり、炉心崩壊熱が高い状態で 1 次冷却系のフィードアンドブリードを開始することから、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。）：1 次冷却系のフィードアンドブリードにおける炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ 2 台使用時の最小注入特性とする。

e. 重大事故等対処設備の操作条件（以下「操作条件」という。）：1 次冷却系のフィードアンドブリードの開始時間は、蒸気発生器広域水位計指示値 0%到達から 5 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. 2 次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い 1 次冷却系が高温・高圧状態となるが、1 次冷却系のフィードアンドブリードにより、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は約 380℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.7MPa[gage]に抑えられる。

b. 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより 1 次冷却系の蒸気が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

c. 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより 1 次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止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

M-RELAP5 を用いて 1 次冷却系のフィードアンドブリードについて解析した場合、試験データと比較して 1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度、温度を数℃程度低く評価する傾向がある。このため、1 次冷却系の減温・減圧後の 1 次冷却系圧力は解析結果よりも数百 kPa 程度高くなる可

能性があるが、この影響に対する充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水流量の減少量はわずかであることから、解析結果に与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、蒸気発生器の水位低下が速めに解析されている。このため、蒸気発生器の水位を起点とした1次冷却系のフィードアンドブリード操作を必要とするタイミングが遅くなる可能性があり、この影響を確認するために操作開始時間を5分遅らせた感度解析を実施した。結果として、炉心が露出することはなく、燃料被覆管温度の上昇は数十℃程度にとどまっており、解析結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

上記のとおり、1次冷却系のフィードアンドブリード操作を必要とするタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、この操作は、中央制御室で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない。

（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、3号炉及び4号炉合わせて18名である。これに対して、重大事故等対策要員は118名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合などに必要となる重油量は、約453.7kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量460kLで対応が可能である。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、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「2次冷却系からの除熱機能喪失」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1次冷却系のフィードアンドブリード及び余熱除去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「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」において1次冷却系のフィードアンドブリード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（主給水ポンプ、補助給水ポンプ等）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、1 次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。

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、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「2 次冷却系からの除熱機能喪失」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）１次冷却系のフィードアンドブリードの開始判断

申請者は、解析条件では１次冷却系のフィードアンドブリードの開始判断を「蒸気発生器広域水位計指示 0%」としていた。一方、実際の運転員の手順では、その開始判断を「蒸気発生器広域水位計指示 10%」としている。解析条件の開始判断と実際の手順の開始判断が異なっていることから、操作条件が適切に設定されているか確認できない。このため、規制委員会は、この違いの理由を明確にするよう求めた。申請者は、実際の運転員の手順では、蒸気発生器広域水位計の計器誤差や操作余裕を考慮し、蒸気発生器広域水位が 0%となる前に確実に 1 次冷却系のフィードアンドブリードを開始する観点から、「蒸気発生器広域水位計指示 10%」で操作を開始することを示した。また、解析条件の開始判断を「蒸気発生器広域水位計指示 0%」と設定することで、１次冷却系のフィー

ドアンドブリードの開始が遅くなるため、炉心冷却の観点では、厳しい設定であることを示した。これにより、規制委員会は、解析の不確かさや運転員の操作遅れを考慮しても、適切に1次冷却系のフィードアンドブリードが実施できるものと判断した。

（2）1次冷却系のフィードアンドブリードの操作余裕時間

規制委員会は、1次冷却系のフィードアンドブリード操作が確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、解析により、操作条件の設定時間よりもさらに5分程度の余裕があることを示した。これにより、規制委員会は、この操作が原子炉制御室での操作であることも踏まえ、操作条件が妥当であるものと判断した。

（3）充てん/高圧注入ポンプ台数（注水量）と炉心冷却性の関係

申請者は1次冷却系のフィードアンドブリードの実施に当たって充てん/高圧注入ポンプ2台を使用するとしているが、使用できる充てん/高圧注入ポンプが1台となるなど、注水量が少ない場合には、炉心の冷却が十分には行われない可能性がある。このため規制委員会は、1次冷却系のフィードアンドブリードにおける炉心への注水量とPCTとの関係を示すよう求めた。申請者は、充てん/高圧注入ポンプ1台のみを使用した場合のPCTを解析し、この場合でも炉心の冷却には十分な余裕があることを示した。これにより、規制委員会は、申請者が本事故シーケンスグループへの対策として計画している1次冷却系のフィードアンドブリードにおいて、十分な余裕をもって注水量が見込まれていることを確認した。

（4）余熱除去系による炉心冷却への移行

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心の減温・減圧に成功した後、より長期的な対策として余熱除去系による炉心冷却へ移行し、原子炉の安定停止を図る必要がある。申請者は当初、1次冷却系のフィードアンドブリードから余熱除去系による炉心冷却への移行に係る判断について明確な説明をしていなかった。このため、規制委員会は、この移行に係る判断の基準を明確にするよう求めた。申請者は、余熱除去系が使用可能となる1次冷却系の圧力（2.7MPa[gage]以下）及び温度（177℃以下）を示した。また、その値に到達する時間を解析により示した上で、これに到達後、余熱除去系による炉心冷却に移行できることを示した。これにより、規制委員会は、1次冷却系のフィードアンドブリードに続いて原子炉を冷温停止状態に導くための対策を確認した。

Ⅳ－１．２．１．２　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」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、全交流動力電源の喪失後、交流動力電源を必要とする安全機能を有する系統及び機器が機能を喪失し、さらに１次冷却材の補給を必要とする規模のRCPシール部からの漏えいが発生する場合（RCPシールLOCA）と発生しない場合のそれぞれにおいて、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：交流動力電源を必要とするECCSによる炉心注水ができず、さらにRCPシールLOCA等により１次冷却系の保有水量が継続的に減少し、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、２次冷却系を強制的に減温・減圧することにより１次冷却系を減温・減圧するとともに、代替交流動力電源を確保して代替炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。

また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある。

③ 初期の対策：蒸気発生器２次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却（※[12]）を実施する。このため、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、２次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置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、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定停止状態に向けた対策：

a. RCPシールLOCAが発生する場合は、原子炉補機冷却系統による冷却の代わりとして大容量ポンプによる充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプへの海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧・低圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、大容量ポンプ等を

（※[12]）申請者は、「蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）」、「蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）」と記載しているが、分かりやすく本節では「２次系強制冷却」と記載。

重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、大容量ポンプによる格納容器再循環ユニットA系統及びB系統への海水通水後、原子炉格納容器温度が格納容器再循環ユニットのダクト開放機構動作温度である 110℃に到達すれば、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、大容量ポンプ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、格納容器再循環ユニットA系統及びB系統等を重大事故等対処設備として位置付ける。

b. RCP シール LOCA が発生しない場合は、2 次系強制冷却による炉心冷却を継続し、交流動力電源が回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行う。このため、消防ポンプ、消防ポンプ運転用の燃料を備蓄するガソリン用ドラム缶（以下「ガソリン用ドラム缶」という。）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、電動補助給水ポンプ等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：「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」及び RCP シール LOCA が発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」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本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであるが、共通原因故障、系統間依存性の観点から、ここでは従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、RCP シールからの漏えいの有無による影響を確認する観点から、RCP シール LOCA が発生しない場合についても選定する。

b. 解析コード：炉心における 1 次冷却材の沸騰やボイド率の変化、気液分離や対向流、1 次冷却系からの冷却材の放出、蒸気発生器におけ

る1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いる。

また、原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導を取り扱うことができる COCO を併せて用いる。

c. 事故条件：RCP シール LOCA が発生する場合、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において 1 台当たり約 109m³/h とし、3 台からの漏えいとする。

RCP シール LOCA が発生しない場合については、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において 1 台当たり約 4.8m³/h とし、3 台からの漏えいとする。

d. 機器条件：蓄圧タンク保有水量は、最低保有水量 29.0m³/基を用いる。

RCP シール LOCA が発生する場合には、代替炉心注水流量として恒設代替低圧注水ポンプの注水流量 30m³/h を用いる。これは、1 次冷却系圧力 0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して 1 次冷却系の保有水量の維持が可能な流量である。

RCP シール LOCA が発生しない場合、1 次冷却材の漏えい停止圧力は、RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage]を用いる。

e. 操作条件：2 次系強制冷却の開始時間は、主蒸気逃がし弁の手動による開操作等に必要な時間を考慮し、事象発生から 30 分後とする。その後、1 次冷却材温度約 208℃（1 次冷却系圧力約 1.7MPa[gage]）に到達した段階でその状態を維持する。

代替交流電源が利用できるまでの時間は、RCP シール LOCA が発生する場合には 60 分とし、RCP シール LOCA が発生しない場合には 24 時間とする。

蓄圧タンク出口弁を閉止する時間は、1 次冷却系圧力約 1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源が利用できるまでの時間から 10 分後とする。

2 次系強制冷却の再開時間は、蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後とする。その後、1 次冷却材温度約 170℃（1 次冷却系圧力約 0.7MPa[gage]）に到達した段階でその状態を維持する。

また、RCP シール LOCA が発生する場合、代替炉心注水の開始時間は 1 次冷却系圧力約 0.7MPa[gage]到達時点とする。

② 解析結果

RCP シール LOCA が発生する場合について、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、RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧及び代替炉心注水を行うことにより、PCT は約 380℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa[gage]に抑えられる。

b. RCP シール LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.178MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 110℃に抑えられる。

c. 高圧再循環による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止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。

RCP シール LOCA が発生しない場合について、申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

d. 全交流動力電源喪失の発生後、交流動力電源を必要とする安全機能を有する系統及び機器の機能が喪失するが、RCP シール LOCA が発生しないことから、事象初期の 1 次冷却系の圧力の低下及び保有水量の減少は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて緩やかとなる。2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧により、蓄圧注入系が作動し、1 次冷却系の保有水量が回復することで PCT は約 380℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa[gage]に抑えられる。

e. 原子炉格納容器内への 1 次冷却材の漏えい量は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて少ないことから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は小さなものにとどまり、その評価は RCP シール LOCA が発生する場合の評価に包絡される。

f. 交流動力電源の回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、2 次系強制冷却を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 d. 及び e. 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

M-RELAP5 を用いて RCP シール部からの漏えいについて解析した場合、試験データと比較して二相臨界流量を数十%多く評価する傾向がある。解析結果によれば、事象発生後の大部分の期間において、漏えい流は二相状態である。このため、実際の漏えい流量は解析結果よりも少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

全交流動力電源喪失事象など、RCP のトリップ後の 1 次冷却材の自然循環冷却に期待している場合には、この自然循環を阻害する可能性のある蓄圧タンク内の窒素ガスの混入を防止するため、蓄圧タンク内の保有水量が全量注入される前に、蓄圧タンク出口弁を閉止する。この場合、蓄圧タンク内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、蓄圧タンク内の初期の保有水量が少なく気相部の初期の体積が大きい方が、気相部圧力が持続しやすく、蓄圧タンク出口弁を閉止するまでの炉心への注水量が多くなる。解析条件では、蓄圧タンク保有水量に最低保有水量を設定しているため、蓄圧タンク内の初期の気相部の体積が大きくなり、上記のとおり非保守的な設定となっている。そのため、この影響について、蓄圧注入系による炉心注水が行われている期間における 1 次冷却系の保有水量の観点から検討した。結果として、蓄圧注入系による炉心注水が行われている間、1 次冷却系の保有水量は十分多く、これに対して蓄圧タンク初期保有水量の設定の影響による炉心への注水量の減少はわずかであり、解析結果に与える影響は小さい。

解析条件では、RCP シール部からの漏えい率に保守的な（大きめの）値を設定（3.（2）参照。）しているため、1 次冷却材の漏えい流量を多めに、かつ、1 次冷却系の圧力及び温度低下が速めに解析されている。このため、実際は 1 次冷却系の圧力及び温度を起点とした運転員操作である 2 次系強制冷却操作を必要とするタイミングが遅くなる可能性があり、この影響を確認するため、2 次系強制冷却の開始時間を 30 分遅らせた場合の解析を実施した。結果として、炉心が露出することはなく、燃料被覆管温度の上昇もないことから、解析結果に与える影響は小さい。

また、上記と同様に代替炉心注水の開始時間が遅くなる可能性があるため、1 次冷却系の保有水量の低下率と炉心の露出に至る可能性がある保有水量との関係から、代替炉心注水の開始に関する時間的余裕について検討した。概算評価によると、40 分程度の遅れの範囲内では解析結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

上記のとおり、2 次系強制冷却操作を必要とするタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは遅くなる可能性があるが、この操作は現場で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない。

（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に必要な要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 70 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応が可能である。なお、解析では復旧を期待していないが、長期的な対策として原子炉補機冷却機能等の復旧作業は、発電所近隣から召集される緊急安全対策要員等で対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、2 次系強制冷却を継続して実施するためには、蒸気発生器 2 次側への注水の継続が必要となり、その水源は復水タンク（646m^3）である。この復水タンクへの補給を行わない場合、事象発生から約 12.5 時間後に枯渇すると評価している。これに対して、それまでの間に、海水を取水源として復水タンクへの補給を開始することで、対応が可能である。

燃料として、空冷式非常用発電装置等の 7 日間の運転継続に必要な重油量の合計は約 184.1kL であり、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された使用可能な重油量 420kL で対応が可能である。また、消防ポンプの 7 日間の運転継続に必要なガソリン量は、約 11,056L であり、発電所内に備蓄されたガソリン量 12,150L で対応が可能である。

本重要事故シーケンスの最大電源負荷は約 1,200kW であり、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW を超えないため、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」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２次系強制冷却、代替交流動力電源を用いた代替炉心注水等が、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「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、２次系強制冷却、代替炉心注水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（非常用所内交流動力電源、原子炉補機冷却系統等）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、２次系強制冷却や代替炉心注水等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧再循環による炉心冷却への移行や２次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

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、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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）２次系強制冷却の開始までに確認すべきプラントパラメータ

申請者は、漏えい量の抑制や炉心注水を行うために、事象初期の段階で１次冷却系を減圧するための２次系強制冷却を実施するとしている。この２次系強制冷却では、蒸気発生器伝熱管が破損している場合、破損側の主蒸気逃がし弁を開とすると、放射性物質が外部に放出されることになる。このため、規制委員会は、全交流動力電源喪失時における蒸気発生器伝熱管破損を確認するためのプラントパラメータを明確にするよう求めた。申請者は、このプラントパラメータが蒸気発生器蒸気圧力、蒸気発生器水位等であること、これらが全交流動力電源喪失時においても監視可能なことを示した。これにより、規制委員会は、申請者が、全交流動力電源喪失時においても、蒸気発生器伝熱管からの漏えいの兆候を把握することができ、漏えいの兆候がある場合には、健全側の主蒸気逃がし弁の開操作により、放射性物質の外部への放出を限定的とすることができることを確認した。

（２）RCP シール部からの漏えい率の根拠

申請者は、RCP シール部からの漏えい率の根拠を明確に示していなかった。漏えい率を過小評価している場合には、事象進展に影響するため、対策の有効性が確認できない。このため、規制委員会は、その根拠を明確に示すよう求めた。申請者は、RCP シール LOCA が発生する場合は、保守的に RCP の全シールの機能喪失を仮定し、シール部や配管等の抵抗を考慮せず、サーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみを考慮した漏えい率に対して、さらに保守性を持たせた漏えい率を用いていることを示した。また、このラビリンス部について、全交流動力電源喪失時の１次冷却系の圧力及び温度の条件下における構造健全性を示した。RCP シール LOCA が発生しない場合は、RCP シール部が健全であるとして、全交流動力電源喪失時の１次冷却系の圧力及び温度の条件下における RCP 封水戻りライン等からの漏えい率を用いていることを示した。これにより、規制委員会は、漏えい率が適切に設定されているものと判断した。

（３）２次系強制冷却等の操作余裕時間

規制委員会は、２次系強制冷却操作や代替炉心注水操作が確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、解析等により、２次系強制冷却操作については操作条件の設定時間よりもさらに 30 分程度、また、代替炉心注水操作については操作条件の設定時間よりもさらに 40 分程度の余裕があることを示した。これにより、規制委員会は、操作条件が妥当であるものと判断した。

Ⅳ－１．２．１．３　原子炉補機冷却機能喪失

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉補機冷却機能の喪失後、RCP シール LOCA が発生する場合において、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：原子炉補機冷却系統がその機能を喪失した後、RCP シール LOCA が発生する。RCP シール LOCA により、１次冷却系の保有水量が減少するが、原子炉補機冷却系統による冷却が必要な ECCS による炉心注水ができず、保有水量の減少が継続し、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、２次冷却系を強制的に減温・減圧することにより１次冷却系を減温・減圧するとともに、原子炉補機冷却系統による冷却が不要な代替ポンプにより炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。

また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある。

③ 初期の対策：蒸気発生器２次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、２次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、恒設代替低圧注水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、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定停止状態に向けた対策：原子炉補機冷却系統による冷却の代わりとして大容量ポンプによる充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプへの海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧・低圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、大容量ポンプ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、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、大容量ポンプによる格納容器再循環ユニットＡ系統及びＢ系統への海水通水後、原子炉格納容器温度が格納容器再循環ユニットのダクト

開放機構動作温度である 110℃に到達すれば、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、大容量ポンプ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、格納容器再循環ユニットA系統及びB系統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

申請者は、PRA の手法等を踏まえて、重要事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」を選定している。この事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」に従属して発生する事故シーケンスに含まれている。このため、対策に有効性があることを確認するために評価を行う重要事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」としている。これは、「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同一である。

このため、解析手法及び結果、不確かさの影響評価については、「全交流動力電源喪失」と同一であるとしている。

（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 要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、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「原子炉補機冷却機能喪失」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２次系強制冷却、原子炉補機冷却系統による冷却が不要な代替ポンプを用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

規制委員会は、申請者が「全交流動力電源喪失」と同じ重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」を選定していることから、その解析手法及び結果、不確かさの影響評価について、「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。

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、申請者が「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。

「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」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－１．２．１．４　原子炉格納容器の除熱機能喪失

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、LOCAの発生後、原子炉格納容器の除熱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：原子炉格納容器の除熱機能の喪失に伴い、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器の先行破損に至り、その後、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰が生じることで炉心注水が継続できなくなることから、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、原子炉格納容器内からの除熱を行うための代替策を実施する必要がある。

③ 初期の対策：充てん/高圧注入ポンプ等による炉心注水を実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、格納容器内自然対流冷却を継続的に実施する。このため、窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニットＡ系統及びＢ系統、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定停止状態に向けた対策：格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧・低圧再循環

運転による炉心冷却に移行する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ等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：「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量の観点では、1 次冷却材の流出流量が多いため大きな容量を必要とすること、また、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却ができないため余裕時間が短いことなど、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：原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却モデル等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

c.　事故条件：中破断 LOCA における破断口径は約 0.1m（4 インチ）とする。これは、約 0.05m（2 インチ）、約 0.1m（4 インチ）及び約 0.15m（6 インチ）で感度解析を実施した結果として、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。

破断位置は、低温側配管（原子炉容器と ECCS の注水配管の間）とする。これは、蒸気発生器 2 次側保有水の保有する熱量が原子炉格納容器内に放出されることなどにより、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。

また、外部電源はあるものとする。これは、ECCS の作動が早くなり、再循環切替時期が早くなることで、より高温の原子炉格納容器サンプ水で再循環することになり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。

d.　機器条件：炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ 2 台使用時の最大注入特性を用いる。最大注入特性とした場合、破断口からの 1 次冷却材の放出量が増加することで、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。

また、格納容器再循環ユニットは2基使用し、除熱特性については1基当たり、原子炉格納容器温度100～155℃に対して、除熱量約1.9～約8.1MWを用いる。

e. 操作条件：格納容器内自然対流冷却の開始時間は、現場での原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作等に必要な時間を考慮し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30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. 中破断LOCAの発生後、1次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行うことにより、PCTは約340℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。

b. 1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.350MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約134℃に抑えられる。

c. 高圧・低圧再循環運転による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止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

MAAPでは、LOCAについて解析した場合、試験データと比較して原子炉格納容器圧力を数十kPa程度、温度を十数℃程度高く評価する傾向があり、事象進展の観点では保守的（厳しめ）な結果を与えることが示されている。実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の漏えい流量が変動することで、解析結果に影響を与える可能性がある。このため、中破断LOCAの破断口径の範囲内において、2インチ及び6インチの感度解析

を実施した。この結果、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、4 インチにおける結果を下回る。また、4 インチから 2 インチ及び 4 インチから 6 インチの間の破断口径の場合について、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する傾向を上記の感度解析の結果から検討した。その結果、いずれの場合も原子炉格納容器圧力及び温度の最高値が低下する傾向となる。

格納容器再循環ユニットの除熱特性を、ラフフィルタを撤去した場合の除熱特性として感度解析を実施した。その結果、評価項目に対する余裕は大きくなる。（3．（1）参照。）

c. 対策の実施への影響

格納容器内自然対流冷却操作の実施前の準備作業は、事象発生後約 1.2 時間時点で終了し、実施は解析上事象発生後約 9.3 時間時点としている。格納容器内自然対流冷却の実施時に、現場操作を担当している運転員は、その操作前に燃料取替用水タンク補給ラインアップを実施しているが、上記のとおり、格納容器内自然対流冷却の準備完了から実施まで、十分な余裕がある。

このため、当該操作が必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であることから、対策の実施に与える影響はない。

（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、3 号炉及び 4 号炉合わせて 18 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7 日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約 453.7kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量 460kL で対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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格納容器内自然対流冷却等が、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 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において格納容器内自然対流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（格納容器スプレイポンプ等）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、格納容器内自然対流冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧・低圧再循環運転による炉心冷却や格納容器内自然対流冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

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、重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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）格納容器再循環ユニットの除熱特性及び長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行

申請者は、格納容器再循環ユニットの除熱特性を明確に示していなかった。これに加えて、この除熱特性を用いた解析結果によれば、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目を下回っているものの、長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行の観点からは、圧力及び温度の低下幅が小さな値にとどまるとしていた。このため、規制委員会は、解析で用いている除熱特性

と実機における格納容器再循環ユニットの除熱特性の関係を明確にした上で、長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行に対する対策を示すよう求めた。申請者は、解析で用いている除熱特性は、実機の除熱特性と同程度であることを示した。これに関して、申請者は、格納容器再循環ユニットのラフフィルタを撤去する運用とすることで解析で用いている除熱特性を上回る値（原子炉格納容器温度100～155℃に対して、除熱量約6.6～約11.7MW）となることから、この運用により除熱特性の向上を図る方針とした。この対策を行った場合の解析により、長期的な原子炉格納容器圧力及び温度の低下傾向が改善されたことを示した。これにより、規制委員会は、格納容器再循環ユニットによって十分な自然対流冷却が行われることを確認した。

（２）格納容器内自然対流冷却の操作余裕時間

規制委員会は、格納容器内自然対流冷却操作が確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、原子炉格納容器圧力の上昇率の推移により、操作条件の設定時間よりもさらに6時間程度の余裕があることを示した。これにより、規制委員会は、操作条件が妥当であるものと判断した。

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」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、主給水流量喪失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、原子炉出力を下げることができないことから、1次冷却系圧力及び温度が上昇して、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいが継続し、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、原子炉出力を抑制し、1次冷却系の過圧を防止する必要がある。

③　初期の対策：新たにATWS緩和設備（※[13]）を重大事故等対処設備として整備する。また、主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

④　安定停止状態に向けた対策：原子炉出力の低下後、緊急ほう酸濃縮により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系を減温・減圧する。1次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気逃がし弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等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：「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を選定する。

「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」は、ATWS緩和設備により多くの機能（主蒸気ラインの隔離及び補助給水ポンプの起動）を期待することから選定する。

「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」は、1次冷却系圧力の評価の観点では厳しくなる可能性があることから選定する。

b.　解析コード：炉心における減速材温度フィードバック効果及びドップラフィードバック効果、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができ、かつ炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能なSPARKLE-2を用いる。

c.　初期条件：炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度は、定格値を用いる。

（※[13]）ATWS緩和設備とは、原子炉の緊急停止失敗時に、この設備から作動信号を自動発信することで、タービントリップ、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水系ポンプの起動を自動で行う設備である。この設備により主蒸気ラインの隔離等を行うことで、1次冷却系の温度上昇による負のフィードバック効果により原子炉出力が抑制される。さらに、この設備により補助給水系ポンプが自動起動されることで、蒸気発生器水位の低下を抑制し、1次冷却系統の過圧を防止することで、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。

減速材温度係数は、炉心サイクル寿命中の変化、炉心構成のばらつき、解析コードの不確かさ等を考慮し、負のフィードバック効果が小さくなるように、－13pcm/℃を用いる。

ドップラ係数は、原子炉出力の低下により正の反応度が加わることを考慮し、絶対値の大きい値を用いる。

d. 事故条件：外部電源はあるものとする。これは、RCP が停止せず 1 次冷却系の冷却が継続することで、負のフィードバック効果が小さくなるため、1 次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定となる。

e. 機器条件：ATWS 緩和設備からの作動信号（主蒸気ラインの隔離等が自動で行われるための信号）は、蒸気発生器狭域水位計指示値 7%到達で発信されるものとする。これは、作動設定点の設定範囲の中の下限値となるため、1 次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定である。

f. 操作条件：ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインの隔離等を行うため、解析上の運転員操作はない。

② 解析結果

申請者が行った「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の解析の結果は、以下のとおりである。

a. 主給水流量喪失の発生後、蒸気発生器水位の低下に伴い、ATWS 緩和設備からの作動信号による主蒸気ラインの隔離により、1 次冷却材温度が上昇し、負のフィードバック効果により原子炉出力は低下する。また、1 次冷却材温度の上昇に伴い、1 次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により 1 次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCT は約 360℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 18.5MPa[gage]に抑えられる。

b. 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1 次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

c. 緊急ほう酸濃縮により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1 次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止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。

申請者が行った「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の解析の結果は、以下のとおりである。

d. 負荷の喪失の発生後、1 次冷却材温度及び圧力が上昇するが、1 次冷却材温度の上昇による負のフィードバック効果により原子炉出力は低下する。その後、蒸気発生器水位の低下に伴う除熱能力の低下により、再び 1 次冷却材温度は上昇し、負のフィードバック効果により原子炉出力はさらに低下する。また、1 次冷却材温度の上昇に伴い、1 次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により 1 次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCT は約 360℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 18.5MPa[gage]に抑えられる。

e. 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1 次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

f. 緊急ほう酸濃縮により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1 次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 d. 及び e. 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

SPARKLE-2 では、ATWS 時のドップラフィードバック効果を解析する際に、核データライブラリ ENDF/B-Ⅶ.0 を用いて計算したドップラ係数を使用している。ドップラ係数に関する計算ベンチマークの解析結果によれば、ENDF/B-Ⅶ.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外の解析コードで計算したドップラ係数の標準偏差は 10%程度と報告されており、この誤差が ATWS の解析結果に影響を与える可能性がある。

また、ATWS について解析した場合、加圧器及び蒸気発生器の挙動モデルにおいて、試験データと比較して、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度、温度を数℃程度低く評価する傾向があり、解析結果に影響を

与える可能性がある。

これらの影響については、解析条件の不確かさの影響との重畳も考慮し、「c. 感度解析による影響評価」に記載する。

b. 解析条件の不確かさの影響

炉心熱出力、1 次冷却系圧力及び温度については定格値を用いており、その不確かさとして、正側の定常誤差（炉心熱出力：＋2%、1 次冷却系圧力：＋0.21MPa、1 次冷却材温度：＋2.2℃）により、実際には定格値よりも大きくなる可能性があるとしている。これらの影響については、解析コードの不確かさの影響との重畳も考慮し、「c. 感度解析による影響評価」に記載する。

c. 感度解析による影響評価

解析コードの不確かさとしてドップラフィードバック効果、解析条件の不確かさとして炉心熱出力、1 次冷却系圧力及び温度の正側の定常誤差があり、これらの全てが厳しい方向に重畳する可能性もあることから、この重畳を考慮した感度解析を実施した。なお、ドップラフィードバック効果については、感度解析において、ドップラ係数の標準値に対して 20%増加させる。

結果として、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」では、1 次冷却系圧力の最高値は約 19.0MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」では、1 次冷却系圧力の最高値は約 19.2MPa[gage]となる。

さらに、解析コードにおける加圧器及び蒸気発生器の挙動モデルに起因する不確かさとして、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度、温度を数℃程度低く評価する傾向があることを考慮しても、1 次冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

（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等に必要な要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 14 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7 日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約 453.7kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄され

た重油量460kLで対応が可能である。また、仮に外部電源の喪失を仮定しても、2.5時間の消防ポンプ運転継続に必要なガソリン量は、約122Lであり、発電所内に備蓄されたガソリン量12,150Lで対応が可能である。

なお、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、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「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緩和設備の自動作動による負のフィードバック効果によって原子炉出力を抑制する対策が、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「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」においてATWS緩和設備の機能に期待し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、解析条件の不確かさを考慮し、それらを重畳させた場合でも、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（制御棒駆動設備、主給水ポンプ等）の復旧や手動による原子炉トリップ操作等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等も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、ATWS緩和設備の機能による原子炉出力の抑制により炉心の損傷を回避した後、原子炉を未臨界状態とし、安定停止状態へ導くために、緊急ほう酸濃縮や余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策等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「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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。

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）減速材温度係数の設定の考え方

申請者は、減速材温度係数の設定の考え方を明確に示していなかった。本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が喪失していることから、負のフィードバック効果により原子炉出力を抑制することが主要な対策である。この抑制程度を支配するのが減速材温度係数である。このため、規制委員会は、減速材温度係数の設定の考え方を明確に示すよう求めた。申請者は、炉心サイクル寿命中の変化、炉心構成のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、負のフィードバック効果が小さくなるよう －13pcm/℃に設定していることを示した。これにより、規制委員会は、減速材温度係数の設定が妥当であるものと判断した。

（２）解析対象の期間の妥当性

申請者は、解析に影響を与える操作条件はないとしている。これは、申請者が、原子炉出力が低下して安定するまでの期間（事象発生 10 分後まで）の解析にとどめているためである。このため、規制委員会は、原子炉出力が安定した後、原子炉を安定停止状態へ導くまでの手順を示すよう求めた。申請者は、緊急ほう酸濃縮により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1 次冷却系の減温・減圧を進めて、余熱除去系が使用可能な温度 177℃以下及び圧力 2.7MPa[gage]以下に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行することで、原子炉を安定停止状態へ移行させることが可能であることを示した。これにより、規制委員会は、解析対象の期間及びそれに伴う操作条件の考え方が妥当であることを確認した。

（３）解析コード及び解析条件の不確かさの重畳

申請者は、ドップラフィードバック効果、炉心熱出力、1 次冷却系圧力及び温度の正側の定常誤差の不確かさの影響について明確に示していなかった。これらの項目の不確かさが全て厳しい方向に重畳した場合には、1 次冷却系圧力が 1 次冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を超える可能性も考えられたため、規制委員会は、これらの影響を明確に示すよう求めた。申請者は、感度解析を実施し、これらの不確かさの重畳を踏まえても、1 次冷却系圧力が 1 次冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回ることを示した。これにより、規制委員会は、これ

らの不確かさが全て厳しい方向に重畳した場合でも、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。

Ⅳ－１．２．１．６　ECCS 注水機能喪失

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」（以下この節において「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、ECCS 注水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：中小破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能の喪失に伴い１次冷却系の保有水量の減少が継続し、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、２次冷却系を強制的に減温・減圧することにより１次冷却系を減温・減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。

③ 初期の対策：蒸気発生器２次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、２次系強制冷却により１次冷却系圧力が十分低下すれば、低圧注入による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定停止状態に向けた対策：格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、低圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ等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：「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対

する余裕時間の観点では、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1次冷却材の沸騰やボイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系からの冷却材の放出及び沸騰やボイド率の変化、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いる。

c. 事故条件：破断口径は、約0.15m（6インチ）、約0.1m（4インチ）、約0.05m（2インチ）とする。これは、高圧注入系が機能喪失した場合、低圧注入を行うために1次冷却系の減圧が必要な破断口径の範囲として、不確かさも考慮した設定である。

破断位置は、低温側配管（原子炉容器とECCSの注水配管の間）とする。この場合、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないことなどにより、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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全設備の作動遅れにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

d. 機器条件：蓄圧タンクの保有水量は、最低保有水量 29.0m^3/基を用いる。

また、低圧注入における炉心注水流量は、余熱除去ポンプ2台使用時の最小注入特性を用いる。

e. 操作条件：2次系強制冷却操作の開始時間は、ECCS作動信号の発信から10分後とし、主蒸気逃がし弁の開操作に1分を要するとする。

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. ECCS注水機能の喪失に伴い1次冷却系の保有水量が減少し、4インチ破断及び2インチ破断の場合は、炉心が露出するが、2次系強制冷却、蓄圧注入及び低圧注入により、PCTは以下のとおりとなる。

ア．6インチ破断：約380℃

イ．4インチ破断：約731℃

ウ．2インチ破断：約496℃

4インチ破断の場合でも、燃料被覆管の酸化量は約0.1%にとどまる。

また、1次冷却系の最高圧力は、いずれの場合も約 16.2MPa[gage]に抑えられる。

b. 中破断 LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において、大破断 LOCA を想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.249MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 125℃に抑えられる。

c. 低圧再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止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

M-RELAP5 を用いて 1 次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して 2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧時に、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。このため、解析結果よりも 1 次冷却系の減温・減圧が速くなることで、実際の漏えい流量は少なくなり評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

蓄圧タンクの保有水量について、全量が炉心へ注水される前に蓄圧タンク出口弁を閉止する場合には、解析条件として最低保有水量に設定することが保守的な設定とならない場合がある。これは、蓄圧タンク内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、蓄圧タンク内の初期の保有水量が少なく気相部の初期の体積が大きい方が、気相部圧力が持続しやすく、蓄圧タンク出口弁を閉止するまでの炉心への注水量が多くなるためである。解析条件では、蓄圧タンクの保有水量を最低保有水量に設定していることから、上記の影響を確認するため、解析結果において炉心が露出した4インチ破断及び2インチ破断において、蓄圧タンクの初期の保有水量に最高保有水量を与えた場合の感度解析を実施した。結果としては、4 インチ破断の場合、蓄圧タンクからの注水流量が少なくなり、PCT は約 791℃となる。2インチ破断の場合は、炉心露出期間が短くなり、約 392℃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。

破断口径の変動を考慮した場合、1 次冷却材の漏えい流量が変動することで、解析結果に影響を与える可能性がある。このため、4 インチから 2 インチ及び 4 インチから 6 インチの間の破断口径の場合について、事象初期の破断流量、蓄圧注入及び低圧注入開始時期等の観点から検討した。結果として、いずれの場合も PCT が低下する傾向となる。

c. 対策の実施への影響

2 次系強制冷却操作が必要なタイミングが変動する可能性があるが、この操作は中央制御室で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない。

（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、3 号炉及び 4 号炉合わせて 18 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、7 日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合などに必要となる重油量は約 453.7kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量は 460kL であ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、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「ECCS 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 2 次系強制冷却、低圧注入等が、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 時に高圧注入機能が喪失する事故」において 2 次系強制冷却、低圧注入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（充てん/高圧注入ポンプ等）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、2次系強制冷却、低圧注入等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、低圧再循環による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。

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、重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS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）２次系強制冷却の操作余裕時間

規制委員会は、2次系強制冷却操作が確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、解析により、操作条件の設定時間よりもさらに5分程度の余裕時間が確認できたことを示した。これにより、規制委員会は、この操作は原子炉制御室での操作であることも踏まえ、操作条件が妥当であるものと判断した。

Ⅳ－１．２．１．７　ECCS再循環機能喪失

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、LOCAの発生後、ECCS再循環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：LOCAの発生後、ECCS再循環機能の

喪失に伴い1次冷却系の保有水量の減少が継続し、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、ECCS再循環機能の代替策により継続して炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。

③ 初期の対策：格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転により、炉心冷却を実施する。このため、代替再循環配管を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定停止状態に向けた対策：代替再循環運転を継続する。

（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：「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、1次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。

本事故シーケンスグループのうち、中小破断LOCA等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シーケンスでは、破断口径が小さいことから、大破断LOCAが発生する場合と比べて1次冷却系圧力の低下が緩やかなため、2次系強制冷却による1次冷却系の減圧が必要である。このため、本重要事故シーケンスと対策が異なるが、この対策は「ECCS注水機能喪失」における対策と同一であり、そこでこの対策の有効性を確認する。

b. 解析コード：炉心における1次冷却材の沸騰やボイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系における気液分離や対向流などを取り扱うことができるMAAPを用いる。

なお、MAAPについては、大破断LOCA時の事象初期の原子炉容器内水位、燃料被覆管温度及び原子炉格納容器温度に対する適用性が低い。このため、これらの事象初期の結果については、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）における大破断LOCAを想定した解析結果を参照する。

c. 事故条件：破断口径は、1次冷却系配管の完全両端破断とする。破断位置は、低温側配管（原子炉容器とECCSの注水配管の間）とする。

これは、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

また、外部電源はあるものとする。これは、ECCSの作動が早くなることで、ECCS再循環切替失敗時期が早くなるため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることで、ECCS再循環切替失敗による炉心水位の低下が速くなり、炉心の露出の観点では、厳しい設定となる。

d. 機器条件：ECCS再循環切替失敗前の炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台使用時の最大注入特性を用いる。最大注入特性とする場合、燃料取替用水タンクの水位の低下が速くなることで、ECCS再循環切替時期が早くなるため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることによって、ECCS再循環切替失敗による炉心水位の低下が速くなり、炉心の露出の観点では、厳しい設定となる。

代替再循環による炉心注水流量は、格納容器スプレイポンプ1台を使用して200m³/hとする。この流量は、ECCS再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る値である。

e. 操作条件：代替再循環の開始時間は、現場での代替再循環の系統構成等に必要な時間を考慮し、ECCS再循環切替失敗から30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. 大破断LOCAにより、事象初期に、一時的に炉心が露出するが、ECCSによる炉心注水により、冠水状態となる。その後、ECCS再循環切替失敗により炉心水位は低下するが、代替再循環による炉心注水により炉心水位は回復する。これらの期間を通じて燃料被覆管温度が最も上昇するのは、事象初期であるため、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）の解析結果を参照する。PCTは約1,044℃を超えることはない。燃料被覆管の酸化量は約4.0%であり、15%以下である。また、1次冷却系の最高圧力は、約16.2MPa[gage]に抑えられる。

b. 大破断LOCAにより、1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において大破断LOCAを想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約0.249MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約125℃に抑えられる。

c. 代替再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止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

MAAP を用いて LOCA について解析した場合、炉心水位挙動に対する不確かさがある。この影響を確認するため、M-RELAP5 と炉心露出開始時間を比較した。結果として、MAAP による炉心露出開始時間は、M-RELAP5 による炉心露出開始時間と比べて約 15 分遅くなるケースがあった。

このため、不確かさの影響の評価として、M-RELAP5 を用いて代替再循環切替の開始時間を 15 分早めた感度解析を実施した。結果として、ECCS 再循環切替失敗以降において燃料被覆管温度が上昇することはなく、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。上記を踏まえると、本重要事故シーケンスの対策である代替再循環切替操作については、ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに完了する必要があるが、これまでの訓練実績を踏まえると ECCS 再循環切替失敗から 12 分後までに完了できる。（3.（1）参照。）

なお、M-RELAP5 を用いて LOCA について解析した場合、炉心水位挙動において、試験データとの比較等により炉心露出予測は保守的な傾向を示している。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、燃料取替用水タンク水量に非保守的な（多めの）値を設定している。燃料取替用水タンク水量として最確値を与えた場合には、この水量が少なくなるため、再循環切替水位に到達する時間が数分程度早くなる。このため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることで、1 次冷却材の蒸発量がわずかに多くなる可能性がある。しかし、この影響により炉心水位の低下の速さに与える影響はわずかであり、代替再循環切替操作時間の余裕を踏まえると解析結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

上記のとおり、代替再循環切替操作が必要なタイミングが早くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、現場での代替再循環ライン系統構成は専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない。

（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、3 号炉及び 4 号炉合わせて 18 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7 日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約 453.7kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量 460kL で対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、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「ECCS 再循環機能喪失」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再循環等が、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「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」において代替再循環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、代替再循環切替について、ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに完了できることを踏まえれば、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（余熱除去ポンプ等）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、代替再循環により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、代替再循環による炉心冷却を継続することを確認した。

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。

本事故シーケンスグループのうち、中小破断 LOCA 等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シーケンスでは、本重要事故シーケンスと対策が異なるが、この対策は「ECCS 注水機能喪失」における対策と同一であり、そこで対策の有効性を確認したことと併せれば、「Ⅳ－１．１　事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」における有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」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）代替再循環切替操作に要する時間

申請者は、代替再循環の開始時間を、ECCS 再循環切替失敗から 30 分後としている。この操作は、現場での代替再循環ライン系統構成等があるため、操作条件で設定した時間内で実施できることを確認する必要がある。このため、規制委員会は、この操作について、操作条件で設定した時間内で実施できる根拠を示すよう求めた。申請者は、これまでの訓練実績により、現場での代替再循環ライン系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作を、あわせて 12 分で実施できることを示した。これにより、規制委員会は、操作条件が妥当であるものと判断した。

（２）代替再循環切替の操作余裕時間

規制委員会は、代替再循環切替操作が確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、解析コード M-RELAP5 を用いた解析により、解析コード間での炉心露出開始時間の違いを考慮した操作条件（ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに切替え完了）よりもさらに５分程度の余裕があることを示した。これにより、規制委員会は、代替再循環切替操作を ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに完了するという操作条件が妥当であるものと判断した。

Ⅳ－１．２．１．８　格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」（以下この節において「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を構成する機器の破損等の発生後、破損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、1 次冷却材の原子炉格納容器内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、炉心注水を継続するとともに、1 次冷却系の減温・減圧を行うことで、原子炉格納容器内外への漏えいを抑制する必要がある。

③ 初期の対策：蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作と充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行う 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより 1 次冷却系の減温・減圧を実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。

④ 安定停止状態に向けた対策：

a. インターフェイスシステム LOCA の場合は、2 次系強制冷却を継続する。このため、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。

b. 蒸気発生器伝熱管破損の場合は、1 次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器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」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」を選定する。これは、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して両方の事故シーケンスを選定する。

b. 解析コード：炉心における1次冷却材の沸騰やボイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系からの冷却材の放出、加圧器からの冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いる。

c. 事故条件：

ア．インターフェイスシステムLOCA

1次冷却材の漏えい箇所は、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等とする。

破断口径は、原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁では等価直径約3.3cm（約1.3インチ）相当、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁では等価直径約11cm（約4.2インチ）相当とする。余熱除去系機器等では、等価直径約4.1cm（約1.6インチ）相当とする。

また、外部電源はないものとする。これは、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

イ．蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

破断位置及び破断口径は、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断するものとする。

破損側蒸気発生器の隔離失敗の想定は、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとする。

また、外部電源はないものとする。これは、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

d. 機器条件：

ア．インターフェイスシステムLOCA

炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ2台使用時の最大注入特性を用いる。これは、1次冷却材の漏えい量の観点では、1次冷却系からの漏えい量を増加させるため厳しい設定である。

2 次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は 3 個とする。

また、余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の吹止まり圧力は、設計値を用いる。

イ．蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ 2 台使用時の最大注入特性を用いる。これは、1 次冷却材の漏えい量の観点では、1 次冷却系からの漏えい量を増加させるため厳しい設定である。

また、2 次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は健全側の 2 個とする。

e. 操作条件：

ア．インターフェイスシステム LOCA

2 次系強制冷却の開始時間は、余熱除去系統からの漏えいの判断や余熱除去系統の隔離操作等に必要な時間を考慮し、ECCS 作動信号発信から 25 分後とする。

また、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧モードから充てんモードに切替えるための操作開始時間は、原子炉トリップの 1 時間後からとし、操作完了に 2 分を要するものとする。

イ．蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

破損側蒸気発生器の隔離操作の開始時間は、原子炉トリップの 10 分後からとし、操作完了に 2 分を要するものとする。

2 次系強制冷却操作の開始時間は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点からとし、主蒸気逃がし弁の開操作完了に 1 分を要するものとする。

充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧モードから充てんモードに切替えるための操作開始時間は、ECCS 停止条件（1 次冷却材のサブクール度 40℃以上及び加圧器水位 50%以上等）成立時点からとし、操作完了に 2 分を要するものとする。

また、加圧器逃がし弁の開閉操作は、以下の条件が成立すれば、1 個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

ⅰ）ECCS 停止条件成立前は、1 次冷却材のサブクール度 60℃以上で開とし、サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉とする。

ⅱ）ECCS 停止条件成立後は、1 次冷却材のサブクール度 20℃以上で開とし、サブクール度 10℃以下で閉とする。

② 解析結果

「インターフェイスシステムLOCA」について、申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

a. 余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約380℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。

b. 余熱除去ポンプ入口逃がし弁から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいにより、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

c. 1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系逃がし弁からの漏えいが停止する。さらに、余熱除去ポンプの入口弁（ツインパワー弁）を閉止することにより、余熱除去系機器等からの漏えいが停止する。また、2次系強制冷却による炉心冷却の継続により原子炉を安定停止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。

「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」について、申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

d. 破損した蒸気発生器伝熱管から蒸気発生器2次側への漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減温・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約340℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。

e. 加圧器逃がし弁の開操作により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

f. 1次冷却系の減温・減圧が進むと1次冷却系圧力と2次冷却系圧力が均圧することで、漏えいが停止する。また、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 d.及び e.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

M-RELAP5 を用いて 1 次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して 2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧時に、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。そのため、実際には解析結果よりも 1 次冷却系の減温・減圧が速く、漏えい流量は少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、1 次冷却系の保有水量の低下が速めに解析されている。崩壊熱の最確値を与えた場合には、1 次冷却系の保有水量の低下は緩やかとなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

2 次系強制冷却操作及び加圧器逃がし弁開閉操作が必要なタイミングが変動する可能性があるが、この操作は中央制御室での操作であり、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であることから、対策の実施に与える影響はない。

また、「インターフェイスシステム LOCA」においては、漏えい側余熱除去ポンプ入口弁（ツインパワー弁）を閉止し、漏えいを停止させることで事象が収束する。この弁の操作場所は漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、漏えい量の変動があったとしても、この弁の操作を実施し、漏えいを停止させることが可能であることから対策の実施に与える影響はない。

（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グループの対応に必要な要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて、「インターフェイスシステム LOCA」では 18 名、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では 16 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、7 日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約 453.7kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量は 460kL であり対応が可能で

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、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2次系強制冷却、1次冷却系のフィードアンドブリード等が、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」及び「蒸気発生器伝熱管破損損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において2次系強制冷却、1次冷却系のフィードアンドブリード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（「インターフェイスシステムLOCA」では余熱除去系2系統、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では主蒸気安全弁1個の開固着）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、1次冷却系の減温・減圧により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、「インターフェイスシステムLOCA」では、余熱除去ポンプ入口弁（ツインパワー弁）の閉止などにより漏えいを停止させ、2次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却と1次冷却系圧力と2次冷却系圧力の均圧により漏えいを停止させる対策が整備されていることを確認した。

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」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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における１次冷却材の漏えい箇所及び破断口径

申請者は、インターフェイスシステムLOCAにおける１次冷却材の漏えい箇所及び破断口径の設定の根拠を明確に示していなかった。過小評価している場合には、事象進展に影響するため、対策の有効性が確認できない。このため、規制委員会は、その根拠を明確に示すよう求めた。申請者は、余熱除去系統の圧力挙動の評価により、余熱除去系機器等に１次冷却系の圧力を上回る荷重がかからないこと、及び余熱除去系統配管が破断に至らないことを示した。その上で、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等の合計の破断口径が実機での漏えい面積と等価となるような設定としていることを示した。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１次冷却材の漏えい箇所及び破断口径の設定が妥当であるものと判断した。

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（※[14]）。

（※[11]）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。

(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。（水素濃度がドライ条件に換算して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限界圧力・限界温度を定めている。具体的には、既往の知見も含めた試験又は解析評価等により根拠と妥当性が確認された値である最高使用圧力の 2 倍 (2Pd)、200℃としている。

申請者は、限界圧力及び限界温度の設定について、既往の代表プラントを模擬した実験及び解析のうち、一部結果の引用に留めており、実機への適用性に係る根拠資料も限定的にしか示さなかった。このため、規制委員会は、示された原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度の妥当性の確認には情報が不足している点を指摘し、実機を踏まえた原子炉格納容器漏えい率の設定根拠や原子炉格納容器の応力集中部に関する情報等、調査した上で判断することが必要であることを伝えた。申請者は、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度の設定の前提となった原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備における閉じ込め機能と機能損失要因を調査するとともに、実機で使用している状況を解析に反映し、限界圧力及び限界温度の設定の根拠を明確にした。これにより、規制委員会は、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度の設定が妥当であることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が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。

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）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下この節において「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。

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。

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：原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、溶融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及び金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器圧力が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力に到達し、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、原子炉格納容器雰囲気を減温・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の溶融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。

さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある。

③ 初期の対策：代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を実施する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、空冷式非常

用発電装置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、燃料取替用水タンク、復水タンク等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：原子炉格納容器の除熱を確立させるため、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、大容量ポンプ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、原子炉格納容器再循環ユニットＡ系統及びＢ系統等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、継続的に発生する水素の処理及び水素濃度の監視を実施する。このため、静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、PAR 温度監視装置、原子炉格納容器水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）、イグナイタ温度監視装置等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 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、原子炉格納容器圧力上昇及び時間余裕の観点から、原子炉格納容器内への冷却材放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、ECCS 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本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉格納容器再循環ユニットＡ系統及びＢ系統を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源喪失及び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、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後の

シビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとしてMAAPを用いる。

c. 事故条件：急速な1次冷却材の喪失を仮定し、事象進展が最も速く厳しい設定とするため、起因事象として高温側配管の大破断 LOCA が発生するものとする。安全機能の喪失に対する仮定として、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入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の重畳を考慮する。水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮する。

d. 機器条件：蓄圧注入系の保持圧力を最低圧力とし、蓄圧タンクの保有水量も使用時の最小量を用いる。恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプによるスプレイ流量は、設計上期待できる値として 140m^3/h とする。また、PAR については、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。一方、PAR の水素処理による発熱反応の原子炉格納容器圧力・温度への寄与は考慮する。

e. 操作条件：代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から 30 分後とし、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から24時間後とする。

f. Cs-137 の環境への放出シナリオ：事象発生まで、定格出力の 102%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 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量については、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合を用い、原子炉格納容器全体にインベントリの 75%が放出される。原子炉格納容器からは 0.16%/日の割合でアニュラス部へ漏えいする。また、アニュラス部の負圧達成及びアニュラス空気浄化設備の起動時間の遅れを考慮して約 78 分間はアニュラス空気浄化設備が作動しないものとし、この間、原子炉格納容器側からアニュラス部に Cs-137 が漏えいした場合には、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

申請者による事象進展解析の結果は以下のとおりである。

a. 全交流動力電源の喪失に伴い原子炉が自動停止。また、大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから、約 19 分で炉心溶融に至る。その後、約 49 分より代替格納容器スプレイを実施。

事故発生から約1.5時間後に原子炉圧力容器が破損する。このときの原子炉格納容器圧力は約0.166MPa[gage]となる。約3.4時間後に原子炉圧力容器からの溶融炉心の流出が停止し、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。

b. 格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約0.335MPa[gage]、約133℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約72時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。(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。)、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)の評価については、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」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照。)

c. 原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧 0.4MPa[abs]程度に対して0.01MPa[abs]程度である。また、PARによる水素処理における発熱量は崩壊熱の約2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微である。

d. 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日間で約4.2TBq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)、(c)及び(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を用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAPは原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な(厳しい)結果を与える。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱に保守的な(大きめの)値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作が必要

なタイミングが遅くなる。また、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

上記のとおり、代替格納容器スプレイ開始操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。代替格納容器スプレイ開始操作は、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はない。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの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 本事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要となる要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 84 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応が可能である。

② 本評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水タンク水量 1,600m^3 が枯渇する約 12.2 時間後までに可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水へ切り替え、その後は海水を水源として約 24 時間後まで供給を継続することが可能である。7 日間空冷式非常用発電装置等を運転継続した場合に必要となる重油量は約 185.2kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された使用可能な重油量 420kL で対応が可能である。7 日間消防ポンプを運転継続した場合に必要となるガソリン量は約 9,654L である。これに対して、発電所内に備蓄しているガソリン量 12,150L にて対応が可能である。重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、空冷式非常用発電装置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代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、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 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水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（低圧注入系及び格納容器スプレイ系等）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格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるとともに水素濃度低減及び水素濃度監視を継続する対策が整備されていることを確認した。

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、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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）対策実施のための判断の基準の明確化

申請者は、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを炉心損傷防止対策として炉心注水に用いる場合もあれば、格納容器破損防止として格納容器代替スプレイに用いる場合もあるとしている。しかしながら、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを炉心損傷防止対策として炉心注水に用いるか、格納容器破損防止として代替格納容器スプレイに用いるかの判断をするための基準について明確に示していなかった。このため、規制委員会は、迅速かつ適切に判断できる基準及び判断に用いるパラメータを明確にするように求めた。申請者は、炉心損傷後に代替格納容器スプレイに切り替えた場合でも原子炉格納容器の健全性が維持できることから、炉心注水を継続し、

炉心注水を行っている間に、炉心出口温度350℃以上、かつ、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^5mSv/h以上となれば、炉心が損傷したと判断し、注水先を原子炉格納容器へ切替えることとするなどの判断をするための基準及び判断に用いるパラメータを示した。これにより、規制委員会は、迅速かつ適切に判断できる基準及び判断に用いるパラメータが明確となっていることを確認した。

（２）炉心損傷を判断するための設定根拠

（１）の論点に関連し、申請者は、炉心損傷を判断するパラメータの設定根拠、検出器種類等について明確にしていなかった。このため、規制委員会は、その設定根拠、検出器種類等を明確にするように求めた。申請者は、炉心出口温度については、加圧器安全弁の設定圧力を踏まえ、炉心出口温度が１次冷却系の飽和蒸気温度の上限値（約350℃）以上となれば、炉内が過熱状態であり、炉心冷却が悪化していると判断できることを示した。格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値については、既往のシビアアクシデント解析結果を踏まえ、破断口のサイズ等の相違により、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は異なるものの、炉心損傷時の格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値は1×10^5mSv/h以上の線量率となっていることを示した。さらに、炉心がヒートアップする状態では、炉心出口温度の上昇は急峻であること、炉心損傷時の原子炉格納容器内の線量率の上昇は急峻であることから、炉心損傷の検知タイミングが遅れる可能性は小さいことを示した。加えて、炉心出口温度や格納容器内線量率の検出器の種類、測定範囲等を示した。これにより、規制委員会は、炉心損傷を判断するためのパラメータの設定根拠が妥当であることを確認した。

（３）環境に放出されるCs-137放出量評価の評価期間

申請者は、原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は、時間経過とともに減少していくことを踏まえて、評価期間を７日間としていたが、原子炉格納容器圧力が高い状態で推移すれば、７日間以降も放出が継続し、環境への放出量がさらに増加することとなる。このため、規制委員会は、Cs-137の放出量評価として、７日間以降も放出が継続した場合の評価を示すよう求めた。申請者は、事象発生後30日間（約4.5TBq）及び100日間（約4.5TBq）における評価を実施し、いずれも放出量は100TBqを下回っていることを示した。これにより、規制委員会は、Cs-137の放出が長期間継続しても総量は大きく増加しないことを確認した。

（４）格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する水素の影響

MAAP の格納容器再循環ユニットモデルの除熱特性は、原子炉格納容器内に水素が存在しない場合に対する最確値であり、原子炉格納容器内に水素等の非凝縮性ガスが存在する場合は、格納容器再循環ユニットにおける凝縮伝熱量が低下することも考えられる。このため、規制委員会は、格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する水素の影響評価を求めた。申請者は、評価項目（f）における水素濃度の最高値（ドライ換算で水素濃度 13vol%）を考慮した場合の格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器内に水素が存在した場合においても、原子炉格納容器圧力の上昇は約 0.022MPa に留まることを示した。これにより、規制委員会は、原子炉格納容器内の水素濃度が格納容器再循環ユニットの除熱性能へ与える影響は小さいことを確認した。

Ⅳ－１．２．２．２　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、雰囲気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。

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。」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。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下「格納容器過圧破損」という。）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：原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、溶融炉心の崩壊熱及び金属－水反応等による化学反応熱によっ

て、原子炉格納容器温度が上昇する。事故発生から数時間後に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、原子炉格納容器雰囲気を減温・減圧し、原子炉格納容器温度の上昇を抑制する必要がある。また、1 次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が格納容器内に分散する割合が多くなることを防止する観点から、原子炉圧力容器破損前までに 1 次冷却系を減圧する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の溶融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。

さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある。

③ 初期の対策：高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止する対策である 1 次冷却系の強制減圧については、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」を参照。その他の対策は、「格納容器過圧破損」と同一である。

④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」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：「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1 次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が格納容器内に分散する割合が多くなること及び ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器温度の上昇が抑制されないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。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本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用

いた代替格納容器スプレイ及び原子炉格納容器再循環ユニットA系統及びB系統を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、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、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、加圧器における冷却材放出（臨界流、差圧流）などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとして MAAP を用いる。

c. 事故条件：起因事象として外部電源が喪失するものとし、安全機能の喪失に対する仮定として、非常用所内交流動力電源、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能喪失とする。また、RCP からの漏えい率は、定格圧力において、RCP1 台当たり 1.5m³/h の漏えいを RCP 全台に考慮し、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては考慮しない。これは、1 次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が格納容器内に分散する割合が多くなるため、原子炉格納容器温度の観点で厳しい設定となる。水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮する。

d. 機器条件：加圧器逃がし弁に関する条件は、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」を参照。その他の条件は、「格納容器過圧破損」と同一である。

e. 操作条件：恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から 30 分後とする。また、原子炉格納容器内保有水量が 1,700m³ に到達した時点で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）に到達していない場合は一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却の開始に伴い事象発生から 24 時間後に停止するものとする。大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から 24 時間後とする。

② 解析結果

申請者による事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

a. 全交流動力電源の喪失及び補助給水機能の喪失に伴い 1 次冷却系が高温・高圧となるが、1 次冷却系の強制減圧により原子炉圧力容器破損時の 1 次冷却系圧力は低下する。

b. 1 次冷却系の強制減圧に伴う加圧器逃がしタンクラプチャディスクの作動及び原子炉圧力容器破損により、1 次冷却系の蒸気、溶融炉心等が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

c. 格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため、原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約 0.345MPa[gage]、約 138℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 72 時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。

d. 原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧 0.4MPa[abs]程度に対して 0.02MPa[abs]程度である。また、PAR による水素処理における発熱量は崩壊熱の約 2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微である。

上記 c.、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 (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 を用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については 1 割程度高めに、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAP は原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な (厳しい) 結果を与える。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱に保守的に大きめの値を、蒸気発生器 2 次側保有水量は保守的に少なめの値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。原子炉格納容器自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクは保守的に少なめの値を、格納容器再循環ユニットの除熱特性は保守的に小さく設定しているため、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作及び原子

炉格納容器圧力を起点とした代替格納容器スプレイの再開操作が必要なタイミングが遅くなる。また、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

上記のとおり、代替格納容器スプレイ開始・再開操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。代替格納容器スプレイ開始操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であり、代替格納容器スプレイの再開操作は代替格納容器スプレイ開始操作と同一の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はない。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの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 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要となる要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 84 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応可能である。

② 本評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水タンク水量 1,600m³ が枯渇する約 14.9 時間後までに可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水へ切り替え、その後は海水を水源として約 24 時間後まで供給を継続することが可能である。7 日間空冷式非常用発電装置等を運転継続した場合に必要となる重油量は約 185.2kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された使用可能な重油量 420kL で対応が可能である。7 日間消防ポンプを運転継続した場合に必要となるガソリン量は約 9,654L である。これに対して、発電所内に備蓄しているガソリン量 12,150L にて対応が可能である。重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、空冷式非常用発電装置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 1 次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、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

「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水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）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）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（補助給水系、非常用所内交流動力電源等）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、1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、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、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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）原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却

申請者は、原子炉圧力容器破損後、溶融炉心のほぼ全量が原子炉下部キャビティに落下し継続的に冷却されるとしていた。これに対して、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する可能性も考えられるため、規制委員会は、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却に対する考え方を示すよう求めた。申請者は、残存する溶融炉心を冷却するために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない限りは原子炉格納容器内へ注水することを示し

た。これにより、規制委員会は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない限りは原子炉格納容器内へ注水することで、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることができる冷却手段が整備されていることを確認した。

（２）現実的な漏えいの想定

本評価事故シーケンスにおいては、申請者は、RCP シール部からの漏えい率は、シール部の機能が維持されている場合の封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果より少ない値として、1.5m³/h/台を考慮するとしているが、規制委員会は、1 次冷却系の高温・高圧状態が継続した場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を評価するとともに原子炉冷却材圧力バウンダリからの現実的な漏えいの説明を求めた。申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を評価する部位や機器として、RCP シール、原子炉容器上蓋フランジ、高温側配管/サージ管等を挙げ、これらの部位や機器における流体温度、構造材温度を評価した。その結果、漏えいの可能性がある部位は、RCP シール、原子炉圧力容器上蓋フランジ及び高温側配管/加圧器サージ管であるとした。また、RCP のラビリンス部隙間形状等を踏まえると、RCP シール機能が喪失した場合（RCP シール LOCA）の漏えい率は、シール部の機能が維持されている場合に比べ、さらに多くなることを示した。この結果を踏まえ、1 次冷却系の高温・高圧状態が継続した場合には、まずは RCP シール LOCA が発生し、1 次冷却系の減温・減圧が進み、事象進展が緩和されることから原子炉圧力容器上蓋フランジ及び高温側配管/加圧器サージ管からの漏えいが発生する可能性は低くなることを示した。これにより、規制委員会は、RCP シール部からの現実的な漏えいを想定した場合には、RCP シール部以外からは漏えいが生じる可能性は低いこと、本評価事故シーケンスで考慮している RCP シール部からの漏えい率は、現実的な RCP シール部からの漏えい率と比較して、1 次冷却系圧力が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が格納容器内に分散する割合が多くなることから、原子炉格納容器温度の観点においては保守的な（厳しい）設定であることを確認した。

（３）格納容器内自然対流冷却の操作余裕

規制委員会は、代替格納容器スプレイ操作から格納容器内自然対流冷却開始操作への切り替えが確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、代替格納容器スプレイを連続注水した場合の原子炉格納容器注水制限値到達までの時間を評価し、操作時間余裕として 19 時間以上確保できることを示した。これにより、規制委員

会は、適切な操作条件であることを確認した。

Ⅳ－１．２．２．３　高温溶融物放出/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」（以下この節において「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、対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（以下「格納容器過温破損」という。）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、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、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１次冷却系圧力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加圧器逃がし弁による１次冷却系圧力の減圧を実施する。加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。全交流動力電源喪失時に加圧器逃がし弁の機能回復を行う。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）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：「格納容器過温破損」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、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.　評価事故シーケンス：「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1 次冷却系圧力が高圧で原子炉圧力容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定している。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本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源の喪失により従属的に発生する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：加圧器逃がし弁からの冷却材放出（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や溶融等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

c.　事故条件：「格納容器過温破損」と同一である。

d.　機器条件：加圧器逃がし弁は、2 個（95t/h/個）の作動を考慮する。その他は、「格納容器過温破損」と同一である。

e.　操作条件：加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧は、炉心溶融開始から 10 分後とする。その他は、「格納容器過温破損」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.　1 次冷却系圧力は、炉心溶融開始後の加圧器逃がし弁の開操作による 1 次系強制減圧により減少し、2～3MPa[gage]近傍で停滞した後、溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムに落下することによる蒸気発生により上昇する。下部プレナム水が喪失すると、1 次冷却系圧力

は減少に転じ、原子炉圧力容器破損の時点の 1 次冷却系圧力は 2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

b. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」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

解析コードには、炉心ヒートアップ、加圧器逃がし弁からの冷却材放出、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・溶融に係る不確かさがある。これらについて、感度解析を実施しており（※15）、いずれのケースにおいても、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に 1 次冷却系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る結果になる。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、加圧器逃がし弁の開放操作は、解析上は保守側（対策の実施が遅くなる側）に 10 分の操作遅れを考慮しているが、実際には中央制御室での操作である。このため、開始が早まる方向の不確かさが存在するが、感度解析の結果より、評価項目に対して影響は小さいことを確認した。また、影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、蒸気発生器 2 次側保有水量等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも評価項目に対して影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を遅くした場合の感度解析を実施し、操作時間余裕として炉心溶融開始から少なくとも 20 分程度は確保できる。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過温破損」と同一としている。

（※15）「Ⅳ－1．2．5 有効性評価に用いた解析コード」 2．（3）MAAP を参照。

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１次系強制減圧が高圧溶融物放出/格納容器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「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、当該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（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（補助給水系、非常用所内交流動力電源等）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、１次系強制減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「格納容器過温破損」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、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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）加圧器逃がし弁の開操作の確実性

規制委員会は、加圧器逃がし弁の開操作を確実に行うことが重要である旨を指摘した。申請者は、加圧器逃がし弁の開操作失敗時の機能回復のために、全交流動力電源喪失に備えて窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）、常設直流電源系喪失に備えて可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）を新たに整備している

ことを示した。これにより、規制委員会は、申請者が加圧器逃がし弁の開操作のために必要な駆動源及び電源のバックアップを準備していることから、開操作実施の確実性は高いと判断した。

（２）１次系強制減圧の継続性

申請者は、加圧器逃がし弁の開操作によって１次冷却系圧力を 2.0MPa[gage] 以下に低減できるとしている。このため、規制委員会は、原子炉圧力容器破損の時点まで１次系強制減圧を継続できることが重要であるため、原子炉圧力容器上部プレナム気相温度が高温になることにより減圧の継続に支障が生じないことを示すよう求めた。申請者は、加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入した場合の減圧継続の支障要因として、弁の流路閉塞及び弁閉止（開維持失敗）の２つを抽出し、その評価を行った。その結果、弁棒に発生する熱応力が小さいこと及びダイヤフラムへの熱負荷が小さいことから減圧継続に支障となる熱負荷ではないと結論づけている。これにより、規制委員会は、申請者の熱応力等の評価手法は適切であり、評価結果は構造物を健全と判断する応力・温度を下回ることから、１次系強制減圧の継続は可能であると判断した。

（３）１次冷却系圧力の下げ止まり

申請者は、モデル化に起因する不確かさの影響を評価しても、原子炉圧力容器の破損までに１次冷却系圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減できるとしている。このため、規制委員会は、様々な不確かさを考慮しても強制減圧後の１次冷却系圧力が 2.0MPa[gage] 近傍で下げ止まることについて、現象のメカニズムを説明するよう求めた。申請者は、１次冷却系圧力が下げ止まるのは、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるためであることを示した。これにより、規制委員会は、物理現象の説明には合理性があることを確認した。

（４）蓄圧タンクの初期条件が評価に及ぼす影響

申請者は、解析条件のうち、蓄圧タンク保持圧力は炉心への注水を遅くする最低の保持圧力とするとしている。このため、規制委員会は、強制減圧後の１次冷却系圧力が 2.0MPa[gage]近傍で下げ止まることを踏まえ、蓄圧タンク保持圧力を高い側に設定した場合にも、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に１次冷却系圧力は 2.0MPa[gage]を下回ることを示すよう求めた。申請者は、蓄圧タンク保持圧力が高い側に設定した解析を実施した結果、蓄圧タンクからの注水量が多くなり炉心の冷却が進むことで炉心溶融進展が遅くなり、崩壊熱がより低い状態で原子炉圧力容器破損に至るため、原子炉圧力容器破損までに１次冷

却系圧力は2.0MPa[gage]以下となることを示した。これにより、規制委員会は、解析条件の設定は適切であり、解析内容は妥当であることを確認した。

（５）原子炉圧力容器破損時の溶融物の飛散

規制委員会は、原子炉圧力容器破損時の１次冷却系圧力が2.0MPa[gage]以下であっても、溶融物の飛散が生じることが考えられることから、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に与える影響について検討するよう求めた。申請者は、溶融物が直接放出される原子炉下部キャビティには、支持構造物等の重要機器は存在しないこと、原子炉下部キャビティから原子炉格納容器内本体壁へ直線的に通じる経路がないため放出された溶融物が原子炉格納容器本体壁に到達することはないとしている。さらに、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティの蓄水によって冷却されるため、飛散する溶融物は少量であって飛散する過程等で冷却されて、過度に壁面が侵食することはなく、支持構造物等に影響を与えないことを示した。これにより、規制委員会は、直接放出される原子炉下部キャビティに支持構造物等の重要機器は存在しないこと、原子炉格納容器内本体壁へ直線的に通じる流出経路がないこと及び原子炉下部キャビティの蓄水があることなどから、重要機器への影響はないことを確認した。

Ⅳ－１．２．２．４　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」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器外のFCI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。

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。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下「格納容器過圧破損」という。）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、原子炉格納容器雰囲気を減温・減圧し、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：代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧を実施する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置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、燃料取替用水タンク、復水タンク等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：「格納容器過圧破損」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対す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時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、溶融炉心から冷却材の伝熱による水蒸気発生の観点から、事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の炉心崩壊熱が高いこと、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器の冷却がないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。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本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイによる注水は想定せずに、代替格納容器スプレイによる

注水を想定する。これは、代替格納容器スプレイは格納容器スプレイよりも開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティの冷却材のサブクール度が小さくなり、事象を厳しく評価することになる。

b. 解析コード：原子炉格納容器における区画間や区画内の冷却材の流動、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等を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するMAAPを用いる。

c. 事故条件：「格納容器過圧破損」と同一である。

d. 機器条件：「格納容器過圧破損」と同一である。

e. 操作条件：「格納容器過圧破損」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である。

a. 事象発生後、約1.5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圧力・温度が上昇するが、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧及び原子炉格納容器自由体積の大きさもあいまって、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0.262MPa[gage]、約122℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約72時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。

b. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」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（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、原子炉下部キャビティ水深、破損口径、デブリ粒子の径及びエントレインメント係数を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析を実施した。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を確認していることから、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

「格納容器過圧破損」と同一である。

c. 対策の実施への影響

「格納容器過圧破損」と同一である。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過圧破損」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代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧が、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 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイ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（低圧注入系及び格納容器スプレイ系等）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格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、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、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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及びKROTOSを挙げ、これらのうち、KROTOSの一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生していることを示すとともに、水蒸気爆発が発生した実験では、外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていることを示した。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を示した。

加えて、規制委員会は、JASMINEコードを用いた原子炉圧力容器外での水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価に関する論文（※[16]）を提示し、これに対する申請者の見解を示すよう求めた。申請者は、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発の評価では、水蒸気爆発の規模が最も大きくなる時刻に、液－液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発していること、融体ジェット直径分布として、0.1～1mの一様分布を与え、流体の運動エネルギーを大きく評価していることを示し、これらの評価想定は、実機での想定と異なることを示した。さらに、上記の水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較及びJASMINEコードにおける評価想定と実機での想定との相違を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示した。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－１．２．２．５　水素燃焼

格納容器破損モード「水素燃焼」（以下この節において「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

(※[16]) JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月

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。(水素濃度がドライ条件に換算して 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。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損)」(以下この節において「格納容器過圧破損」という。）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：ジルコニウム－水反応、MCCI、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：水素の爆轟を防止するためには、早期に発生する水素及び継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する必要がある。また、MCCI に伴う水素発生に対しては、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。

③ 初期の対策：PWR プラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴がある。その上で、主に炉心損傷時に発生した水素の処理を行う。このため、イグナイタを重大事故等対処設備として新たに整備する。代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、タンクローリ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、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：継続的に発生する水素の処理を行う。このため、上記③のイグナイタに加え、PAR を重大事故等対処設備として新たに整備する。水素濃度、イグナイタ及び PAR の監視を行う。このため、可搬型格納容器内水素濃度計測装置、イグナイタ温度監視装置、PAR 温度監視装置等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、本格納容器破損モードに対す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 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる観点では、破断口径の大きい大破断 LOCA であること、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点では、格納容器スプレイが作動する状態であることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。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本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。

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、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。また、原子炉格納容器内水素濃度評価を行うため、区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達等の事象を適切に評価することが可能な GOTHIC を用いる。

c.　事故条件：水素は、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75%が水と反応し発生するとする。外部電源についてはあるものとする。外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点で厳しい設定となる。

d.　機器条件:PAR1 基当たりの水素処理量は、設備設計値を基に 1.2kg/h とし、5 基の設置とする。イグナイタは、12 基設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。

e.　操作条件：PAR は、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理するため、運転員等操作に関する条件はない。

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. 炉内の水が急激に減少し燃料の露出が始まると、燃料被覆管温度が上昇し、約 24 分後には炉心溶融が開始する。この炉心過熱に伴うジルコニウムー水反応により水素が発生する。

b. 事故発生から約 1.3 時間後に原子炉圧力容器が破損する。約 3 時間後に原子炉圧力容器からの溶融炉心の流出が停止し、ジルコニウムー水反応による水素の生成はほぼ停止する。ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 11.5 vol%で減少に転じ、13 vol%を下回る。

c. 水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、事象発生から 25 時間時点においても低下傾向が続いている。

d. 1 次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウムー水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において水素濃度は爆轟領域に達しない。

e. なお、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、安定して冷却されており、その後も安定状態を維持できる。

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(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

本格納容器破損モードの有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量を原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75%が反応するように補正して評価する。感度解析のパラメータを組み合わせた場合、MCCI に伴い発生する水素は、炉心内の全ジルコニウム量の約 6%である。このことを考慮し、炉心内の全ジルコニウム量の 75%が水と反応することに加えて、MCCI による水素発生を考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.3 vol%である。したがって、MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の中で影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、PAR の性能の変動、金属腐食量等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも水素濃度への影響は小さい又は濃度を低くすることとなる。

（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 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 84 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応が可能である。

② 燃料取替用水タンク（1,600m^3）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位（16%）に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

③ ディーゼル発電機等の 7 日間の運転などを考慮すると合計約 453.7kL の重油が必要となる。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量 460kL で対応が可能である。また、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

２．審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「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水素濃度の低減が、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 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」において、PAR の設置など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、MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。これにより、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（f）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（充てん/高圧注入ポンプ等）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、イグナイタにより、可燃状態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCIによるさらなる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができることを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。これらの水素処理装置には熱電対を設置して、作動状況を把握することができることを確認した。

水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、PARの効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、低下傾向が続くことなどから、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、評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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）MCCIに伴う水素発生

申請者は、原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されていれば、床コンクリートには有意な侵食は発生しないため、それに伴う有意な水素発生はないとしていた。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、MCCIの感度解析の結果を踏まえた水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 原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱等のパラメータを組み合わせた場合、MCCIにより発生する水素は、全てジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。

② 上記①の MCCI による水素発生の不確かさを考慮した場合において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.3vol%であり、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足する。

これにより、規制委員会は、上記の申請者の評価が保守的であるため妥当であると判断した。

（２）水素対策の強化

規制委員会は、申請者の解析結果は、不確かさを考慮しても格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足するとしているが、より確実な水素対策を求めた。これに対し、申請者は水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路にイグナイタを設置することとした。

申請者は、格納容器内の水素濃度は均一化するとしている。しかし、水素は、成層化する懸念があり、水素が成層化すれば、格納容器上部で水素濃度が高まる可能性がある。規制委員会は、水素成層化の可能性を示した NUPEC における可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験で得られた知見に基づき、水素成層化に関する詳細な検討を行う必要があることを指摘した。申請者は、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌などにより水素濃度が均一化することを示したものの、仮に格納容器ドーム頂部で水素が滞留又は成層化した場合においても、早期段階から確実に処理するために、格納容器上部ドーム頂部付近にもイグナイタを設置することとした。これにより、規制委員会は、水素燃焼による格納容器破損防止のための妥当な対策が行われることを確認した。

申請者は、PAR 及びイグナイタについて、可搬型格納容器内水素濃度計測装置により水素濃度が低減されていることを確認することで作動状況を確認するとしていた。より確実な作動状況の確認を行うため、規制委員会は、PAR に熱電対を設置するなどの作動状況の監視手段を検討することを求めた。申請者は、PAR 温度監視装置及びイグナイタ温度監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備し、中央制御室で温度を監視することで PAR 及びイグナイタの作動状況を確認することとした。これにより、規制委員会は、PAR 及びイグナイタのより確実な作動状況の確認が行われることを確認した。これらにより、規制委員会は、MCCI によるさらなる水素生成がある場合も含めて、確実な水素濃度低減対策が行われることを確認した。

（３）PAR の性能評価式の妥当性

規制委員会は、GOTHIC に組み込まれた PAR の性能評価式の妥当性について、申請者の説明が不十分であったため、確認実験の実機への適用性等を含めた追加説明を求めた。申請者は、PAR の性能評価式による水素除去割合と THAI 試験

におけるPAR単体の性能試験の水素除去割合がよく一致していることなどを説明した。これにより、規制委員会は、申請者の説明が妥当であると判断した。

Ⅳ－１．２．２．６　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」（以下この節において「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。

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「(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、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下この節において「格納容器過圧破損」という。）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熱分解により侵食され、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、原子炉下部キャビティへ注水する。

③ 初期の対策：代替格納容器スプレイ操作により原子炉下部キャビティへ注水する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、タンクローリ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、燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料油貯油そう等を重大事故等対処設備と位置付ける。

④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」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対する格納容器破損防止対策の有効性評価の手法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 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」を選定する。これは、大破断 LOCA 時にはより早期に原子炉圧力容器の破損に至るため流出する溶融炉心の崩壊熱が大きくなること、また、炉心注水及び格納容器スプレイ機能の喪失により原子炉下部キャビティへの水の流入が遅れることから、コンクリート侵食の観点でより厳しくなるためである。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本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」であるが、代替格納容器スプレイの開始時間を遅らせて、より厳しい条件とする観点から、代替電源の準備が必要となる全交流動力電源の喪失も考慮する。さらに、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、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：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、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。

c.　事故条件：「格納容器過圧破損」と同一である。

d.　機器条件：「格納容器過圧破損」と同一である。

e.　操作条件：「格納容器過圧破損」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.　炉心溶融開始 30 分後（事象発生の約 49 分後）に恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ操作により原子炉下部キャビティへの注水を開始する。これにより、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約 1.5 時間後）において約 1.3m の原子炉下部キャビティ水位が確保され、溶融炉心の崩壊熱は除去される。コンク

リートの侵食は約 3mm 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. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同じである。

よって、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目（i）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/コンクリート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 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性が確認されている（※[17]）。しかし、これらの現象は不確かさが大きく、また、知見も限られることから、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。その結果、厳しい条件を重畳させた場合でも、コンクリート侵食量は評価項目（i）に関する判断に影響を及ぼす量には至らなかった。また、これらの挙動に関連する運転員等操作はないため、運転員等操作開始時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響評価

炉心崩壊熱の変動を考慮して最確条件とした場合、保守的に設定した場合より崩壊熱が小さくなるため炉心溶融の開始が遅くなり、原子炉下部キャビティ注水の準備時間の余裕が大きくなる。また、原子炉圧力容器破損時間が遅くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点での原子炉下部キャビティ水量が多くなり、溶融炉心の熱量も小さくなるため、コンクリート侵食量は減少する。

c. 対策の実施への影響

本事故シーケンスの要員の配置による他の操作への影響については「格納容器過圧破損」と同じであり、対策実施に与える影響はない。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの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、「格納容器過圧破損」と同一としている。

(※[17])「Ⅳ－１．２．５ 有効性評価に用いた解析コード」 ２．（３）MAAP を参照。

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代替格納容器スプレイ操作による原子炉下部キャビティへの注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、原子炉下部キャビティへの注水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（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、コンクリート侵食量の感度解析を実施した結果、厳しい条件を重畳させた場合でもコンクリート侵食量が支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、評価項目（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（高圧注入系、低圧注入系等）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 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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）原子炉下部キャビティへの注水開始遅れの影響について

申請者は、解析条件では、溶融炉心が落下する時点で原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されているとしていた。規制委員会は、原子炉下部キャビティへの注水操作開始遅れが原子炉下部キャビティ水量に及ぼす影響の評価を求めた。申請者は注水操作開始時間の余裕を把握するための感度解析を実施

し、操作開始が10分遅れても原子炉圧力容器破損時において約1mの原子炉下部キャビティ水位を確保できるという結果を示した。これにより、規制委員会は、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点において、原子炉下部キャビティへの注水操作開始時間の遅れが評価結果に与える影響が小さいことを確認した。

（2）原子炉下部キャビティへの注水状態の確認手段について

申請者は、原子炉下部キャビティへの注水を格納容器スプレイにより行うとしている。規制委員会は、格納容器スプレイにより確実に原子炉下部キャビティに注水されることを確認する手段の説明を求めた。申請者は、原子炉下部キャビティ水位により注水状態の確認が可能であることを示した。これにより、規制委員会は、原子炉下部キャビティへの注水状態の確認手段が用意されていることを確認した。

（3）コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータの検討について

申請者は、原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されていれば、床コンクリートには有意な侵食が発生しないとしていた。これについて、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、評価に影響を与えるパラメータを整理し、影響を明確にした上で判断することを求めた。申請者は、床コンクリートの侵食量に影響を与えるパラメータを幅広く検討し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさについて感度解析を実施し、厳しい伝熱条件で、かつ、溶融炉心が床全面に拡がる場合は床面及び側面に約4mmのコンクリート侵食が発生し、拡がりが小さい場合（拡がり面積約11m^2）は床面及び側面に約19cmの侵食が発生するという結果を得た。ここで側面の侵食は、原子炉圧力容器破損位置が側面に近く、溶融炉心が側面に接触した場合にその位置で生じる。床面及び側面に約19cmの侵食が生じても、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。なお、いずれのケースにおいても現実には溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むと考えられ、また、実験等の知見によれば側面コンクリートが侵食されて形成されたギャップに水が浸入するため溶融物の冷却が促進されコンクリート侵食は抑制されることを示した。これらにより、規制委員会は、コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータを保守的に設定した場合でも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。

Ⅳ－１．２．３．１　想定事故１

「想定事故１」では、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：使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット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ピット水位が低下し、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、使用済燃料ピットへの注水を行う。

③ 対策：使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、消防ポンプ及びガソリン用ドラム缶を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位計等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」への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：使用済燃料ピットの水位が、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位。通常水位－約 3m）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（b）を満たすものとする。評価項目（b）が満たされる場合は評価項目（a）も同時に満たされる。

b.　事故条件：余熱除去ポンプ等の故障により使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事故発生時の使用済燃料ピット水温は 40℃、水位は燃料頂部より＋7.34m とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等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：消防ポンプの流量は 20 m^3/h とする。

d.　操作条件：消防ポンプによる注水の準備には、対応要員の参集に約 30 分、ポンプの運搬、設置等に約 6 時間で、合計約 6 時間 30 分を要するものとする。

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.　使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 9 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。

b.　事故発生後、使用済燃料ピット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時間は約 2.1 日である。一方、事故発生後、消防ポンプによる注水の準備に要する時間は約6時間30分である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。

c.　消防ポンプの流量は 20 m^3/h であり、使用済燃料ピット水温が 100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量（約 17.33m^3/h）を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。よって、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満足している。

d.　使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約 0.977）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下

する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済燃料ピット水のほう酸濃度が高い場合、沸騰前と沸騰状態における実効増倍率は臨界に対して十分低く、未臨界は維持される。よって、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（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が運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温の最確値を用いた場合、使用済燃料ピット内の水温が変動するが、消防ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響

崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位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位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 2.1 日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である 40℃より厳しい 65℃（使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 1.9 日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の 6 時間 30 分後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さい。

その他の解析条件の不確かさ（水温 100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

消防ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作がないことから、対策の実施に与える影響はない。

（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 3号炉及び4号炉で同時に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34名である。これに対して、重大事故等対策要員は118名であり対応が可能である。

② 本想定事故の対応では、20m³/hの流量で間欠的に使用済燃料ピットへの注水を行うが、海水を取水源としており、供給が可能である。

③ 本想定事故の対応に必要な燃料としては、事象発生後7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合等に必要な重油量は約453.7kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量460kLで対応が可能である。

使用済燃料ピットへ海水を補給するための消防ポンプの運転に必要なガソリン量は、事象発生の6時間後から7日間の運転を想定して3号炉、4号炉それぞれについて約4,120L（合計約8,240L）必要となる。これに対して、発電所内に備蓄されているガソリン量は12,150Lで対応が可能である。

2．審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「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、使用済燃料貯蔵槽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（使用済燃料ピットポンプ等）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、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「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。

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）使用済燃料ピットの沸騰状態における未臨界確保

申請者は、使用済燃料ピットの未臨界性について、純水で満たされた状態で最も反応度の高い新燃料を収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.977であり、未臨界は確保されるとしていた。さらに沸騰状態でも使用済燃料ピットの未臨界は維持されるとしていた。規制委員会は、使用済燃料ピット内の温度が上昇し、沸騰状態になって水密度が低下しても未臨界は維持されることを定量的に示すよう求めた。申請者は、使用済燃料ピット内の水密度が低下した場合の実効増倍率を定量的に評価し、単調に減少することを示した。これにより、規制委員会は、未臨界性評価が妥当であると判断した。

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ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット水位が低下し、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、使用済燃料ピットへの注水を行う。

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」に対する使用済燃料貯蔵槽におけ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：使用済燃料ピット水の小規模な喪失により水位が低下した後、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位。通常水位－約3m。）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（b）

を満たすものとする。評価項目（b）が満たされる場合は評価項目（a）も同時に満たされる。

b. 事故条件：使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピット出口配管下端（燃料頂部より＋6.18m）まで水位が低下すると想定する。この破断により冷却機能が喪失するが、重畳して、注水機能も喪失するものとする。漏えいはこの水位で止まるが、水温が上昇して蒸発が起こる場合は更なる水位低下が生じる。事故発生時の使用済燃料ピット水温は40℃とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等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：「想定事故１」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. 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約８時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。

b. 事故発生後、使用済燃料ピット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時間は約1.4日である。一方、事故発生後、消防ポンプによる注水の準備に要する時間は約６時間30分である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。

c. 消防ポンプの流量は20m³/hであり、使用済燃料ピット水温が100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量（約17.33m³/h）を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。ここで、破断した冷却系配管の復旧を期待しないため、通常水位を回復することは不可能だが、使用済燃料ピット出口配管下端の水位を維持することは可能である。よって、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満足している。

d. 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約0.977）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済燃料ピット水のほう酸濃度が高い場合、沸騰前と沸騰状態における実効増倍率は臨界に対して十分低く、未臨界は維持される。よって、

評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（c）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.　解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱及び初期水温の最確値を用いた場合、使用済燃料ピット内の水の温度が変動するが、消防ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b.　解析条件の不確かさが評価結果に与える影響

崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約1.4日より長くなる。また、初期水温の変動を考慮し、解析条件である40℃より厳しい65℃（使用済燃料ピットポンプ1台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.2日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の6時間30分後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さい。

その他の解析条件の不確かさ（水温 100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さい。

c.　対策の実施への影響

消防ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、前後に他の操作がないことから、対策の実施に与える影響はない。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故2」に対する使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を「想定事故1」と同一としている。

２．審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「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、使用済燃料貯蔵槽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（冷却系配管等）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、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「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。

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）使用済燃料ピットの沸騰状態における未臨界確保

「想定事故１」における論点と同じである。

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わず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

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（以下この節において「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、余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：余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、1 次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体が損傷に至る。

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、炉心への注水手段を確保し、1 次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。

③ 初期の対策：蓄圧タンク水を炉心に注水後、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1 次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁 3 弁を取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ及び空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、蓄圧タンク、燃料取替用水タンク、燃料油貯油そう等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：格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続するとともに、必要に応じて、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、格納容器再循環サンプ、Ａ格納容器スプレイポンプ、Ａ格納容器スプ

レイ冷却器、代替再循環配管、原子炉格納容器再循環ユニットA系統及びB系統等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：「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」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本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは、「余熱除去機能喪失」である。対策実施の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、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「余熱除去機能喪失」が起こるとする。

b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1 次冷却系における ECCS 蓄圧タンク注入、ECCS 強制注入等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。

c. 事故条件：余熱除去ポンプの故障等による余熱除去系の機能喪失が、2 系統で同時に発生することを想定する。事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間、原子炉停止後 55 時間とする。

d. 機器条件：蓄圧タンクの初期保持圧力及び初期保有水量は、最低保持圧力（4.04MPa[gage]）及び最低保有水量（29.0m^3（1 基当たり））とする。恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水流量は、30m^3/h とする。これは、炉心注水開始を事象発生後 91 分とした場合の崩壊熱による蒸発量（29.7m^3/h）を上回る流量である。

e. 操作条件：蓄圧タンクによる炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断及び蓄圧タンクによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、1 基目の蓄圧タンクについては、事象発生後の 60 分後、2 基目の蓄圧タンクについては、事象発生後の 90 分後とする。恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断、空冷式非常用発電装置の準備及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作

に要する時間を考慮し、かつ、2 基目の蓄圧タンクの注水後として事象発生から 91 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. 事象発生 1 分後から、1 次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで 1 次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後 60 分後に 1 基目の蓄圧タンク、90 分後に 2 基目の蓄圧タンクにより炉心注水を開始し、さらに 91 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することにより、事象発生後 170 分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1 次冷却系の保有水量及び 1 次冷却材温度は安定する。

b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.6 程度であり、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはない。

d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による 1 次冷却材におけるボイド発生により 1 次冷却材の密度が低下すると、1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合がある。しかし、その場合であっても実効増倍率が 1.0（臨界）より十分に低いことから未臨界は維持される。

e. なお、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、A格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切替え、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続すること、また、必要に応じてB格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより除熱を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行可能である。

上記 a. から e. 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。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 0.5m 高い位置まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱は保守的（大きい）な値に設定されているため実際には、1 次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

蓄圧タンクによる炉心注水操作については、一連の操作が中央制御室で実施されるため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

（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に必要な要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 54 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、7 日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合等に必要となる重油量は約 459.2kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量 460kL で対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に対してディーゼル発電機からの電力供給量が、十分に大きいため、供給が可能である。

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（余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蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水並びにＡ格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転による炉心冷却が、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「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心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、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（余熱除去系の２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。

また、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、格納容器スプレイ系による代替再循環等により、炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。

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、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余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。

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）原子炉容器内の水位が低下した場合の遮蔽性能確保

原子炉容器内の水位が低下すると、放射線に対する遮蔽性能は低下するため空間線量が上昇することから、格納容器内の作業員の被ばく線量が増加する可能性がある。このため、規制委員会は、遮蔽性能の確保について詳細な説明を求めた。申請者は、ミッドループ運転中において原子炉容器内の水位が燃料有効長頂部の高さ近くまで低下した場合について、格納容器内の空間線量率を評価し、原子炉容器ふたによる放射線遮蔽効果により空間線量率は遮蔽設計基準

値0.15mSv/hを十分に下回ることを示した。これにより、規制委員会は、原子炉容器内の水位低下による放射線の遮蔽効果の低下に比べ、原子炉容器ふたによる放射線の遮蔽効果が十分に大きいため、格納容器内の作業員の被ばく線量が基準値を超過しないことを確認した。

（2）事故が発生した場合の格納容器内の作業員の退避

事故が発生した場合、作業員の退避手順及び退避ルートが明確にされていないと、作業員の退避遅れ等により被ばく線量が増加する他、原子炉格納容器の隔離も遅れる可能性がある。このため、規制委員会は、格納容器内の作業員の退避について詳細な説明を求めた。申請者は、運転停止中に事故が発生した場合の作業員の退避手順及び退避ルートを具体的に示した。これにより、規制委員会は、ミッドループ運転中の事故時における作業員の放射線防護と原子炉格納容器の早期隔離が確実に実施できるように、作業員が原子炉格納容器から退避する手順と退避ルートが明確化されていることを確認した。

（3）1次冷却材沸騰中の未臨界確保

申請者は、ミッドループ運転中に1次冷却材が沸騰した場合の未臨界確保について具体的な説明をしていなかった。仮に、1次冷却材の密度が沸騰によって低下すると、ほう素濃度が高い条件とは言え、一時的に反応度が上昇し、実効増倍率が上昇する場合がある。このため、規制委員会は、未臨界の確保について詳細な説明を求めた。申請者は、沸騰開始後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を代表的な取替燃料炉心について評価し、取替燃料炉心の違いによる実効増倍率の変動を考慮して事象発生前の初期の実効増倍率を高くした場合でも、1次冷却材沸騰時に最大となる実効増倍率は約0.96にとどまり、未臨界を確保できることを示した。これにより、規制委員会は、ほう素濃度が高い条件下のミッドループ運転中に1次冷却材が沸騰した場合でも、実効増倍率はわずかに上昇するものの限定的であり、未臨界が十分に確保できることを確認した。

Ⅳ－1．2．4．2　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」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源系統が機能喪失し、これに従属して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：全交流動力電源喪失に起因する余熱除去系の炉心注水機能喪失及び全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失に起因する余熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、1 次冷却系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、運転停止中原子炉内燃料体は損傷に至る。

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、炉心への注水手段を確保し、1 次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。

③ 初期の対策：蓄圧タンク水を炉心に注水後、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1 次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁 3 弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、大容量ポンプ、空冷式非常用発電装置、タンクローリ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、蓄圧タンク、燃料取替用水タンク、燃料油貯油そう等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：格納容器再循環サンプと余熱除去ポンプを用いた低圧代替再循環運転により炉心への注水を継続する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備し、格納容器再循環サンプ、B 余熱除去ポンプ（海水冷却（※[18]））、燃料油貯油そう等を重大事故等対処設備に位置付ける。また、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで格納容器内自然対流冷却を実施し、格納容器内の除熱を行う。このため、大容量ポンプ、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備し、原子炉格納容器再循環ユニットＡ系統及びＢ系統を重大事故等対処設備として位置付ける。

（※[18]）申請者は、ポンプの軸受等を冷却する機能が喪失した場合、冷却水として海水を供給して冷却機能を回復させたポンプについて、「設備名（海水冷却）」と表記している。（例：「余熱除去ポンプ（海水冷却）」）

（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：「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」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本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」である。対策実施の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、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」が起こるとしている。さらに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失の重畳も考慮している。

b.　解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1 次冷却系における ECCS 蓄圧タンク注入、ECCS 強制注入等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。

c.　事故条件：全交流動力電源喪失により余熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しい設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 55 時間とする。

d.　機器条件：蓄圧タンクの初期保持圧力及び初期保有量は、最低保持圧力（4.04MPa[gage]）及び最低保有水量（29.0m^3（1 基当たり））とする。恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水流量は、30m^3/h とする。これは、炉心注水開始を事象発生後 91 分とした場合の崩壊熱による蒸発量（29.7m^3/h）を上回る流量である。

e.　操作条件：蓄圧タンクによる炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断及び蓄圧タンクによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、1 基目の蓄圧タンクについては事象発生後の 60 分後、2 基目の蓄圧タンクについては事象発生後の 90 分後とする。空冷式非常用発電装置が利用できるのは、事象発生から 36 分後以降とする。恒設代替低圧注水

ポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断、空冷式非常用発電装置の準備及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮し、かつ、2 基目の蓄圧タンクの注水後として事象発生から 91 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. 事象発生 1 分後から、1 次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで 1 次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後 60 分後に 1 基目の蓄圧タンク、90 分後に 2 基目の蓄圧タンクにより炉心注水を開始し、さらに事象発生後 36 分で、空冷式非常用発電装置が利用可能になり、91 分後に空冷式非常用発電装置を電源とする恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することにより、事象発生後 170 分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1 次冷却系の保有水量及び 1 次系温度は安定する。

b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.6 程度であり、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはない。

d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による 1 次冷却材におけるボイド発生により 1 次冷却材の密度が低下すると、1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、そのような場合であっても実効増倍率が 1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持される。

e. なお、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、大容量ポンプを用いて余熱除去ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧再循環運転に切替え、及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器内の除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

上記 a.から e.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。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 0.5m 高い地点まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱は保守的な（大きい）値に設定されているため、実際には、1 次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

蓄圧タンクによる炉心注水操作については、一連の操作が中央制御室で実施されるため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

（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運転停止中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に必要な要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 62 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、空冷式非常用発電装置による電源供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、電源車への電源供給を 7 日間継続する場合等に必要となる重油量は、約 184.1kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された使用可能な重油量 420kL で対応が可能である。

使用済燃料ピットへ海水を補給するための消防ポンプの運転に必要なガソリン量は、事象発生の18時間後から7日間の運転を想定して3号炉、4号炉それぞれについて約1,507L（合計約3,014L）必要となる。これに対して、発電所内に備蓄されているガソリン量は12,150Lで対応が可能である。

また、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、空冷式非常用発電装置からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

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」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、空冷式非常用発電装置による代替交流電源の確保、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水、Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転及び原子炉格納容器再循環ユニットＡ系統及びＢ系統による格納容器内自然対流冷却が、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「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心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、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（外部電源、非常用所内交流動力電源系統、原子炉補機冷却機能）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。

また、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転に切替え、さらに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器内の除熱を継続することにより、原子炉を安定停止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、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、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源

が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、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。

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、原子炉停止中の他の事故シーケンスグループである「Ⅳ－1．2．4．1　崩壊熱除去機能喪失」と同じである。

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」（以下この節において「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系外への漏えいが発生す場合において、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：原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から系外への誤操作等による漏えいに起因して1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失する。これにより、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体は損傷に至る。

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、炉心へ注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。

③ 初期の対策：充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に充てん注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除

去する。このため、ディーゼル発電機、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク等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：格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続するとともに、必要に応じて格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、格納容器再循環サンプ、A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器、代替再循環配管、原子炉格納容器再循環ユニットA系統及びB系統等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：「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」を選定している。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本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」である。対策実施の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、崩壊熱が高く、1 次冷却系の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」が起こるとしている。

b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1 次冷却系における ECCS 強制注入、1 次冷却材の原子炉バウンダリからの流出等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。

c. 事故条件：炉心冷却の観点から厳しくするため、以下の条件を設定している。

ア．事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 55 時間とする。

イ．1 次冷却材の流出は、流量の多い余熱除去系からの流出とし、余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量である 380 m^3/h とする。流出する口径は余熱除去系統の最大口径で約 0.2m（8 インチ）相当とする。

ウ．余熱除去機能喪失後も系外への漏えいの停止を見込まない。

エ．事象発生から 3 分後に、1 次冷却系の水位が 1 次系冷却材管の下端に到達することにより浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去系機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失する。

d. 機器条件：充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水流量は、原子炉停止 55 時間後を事象開始として、余熱除去系の機能喪失（事象発生から 3 分後）から 20 分後（事象発生から 23 分後）における崩壊熱による蒸発量（29.8m^3/h）に加えて、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、31m^3/h とする。

e. 操作条件：余熱除去系の機能喪失を起点（事象発生から 3 分後）として、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作の準備を開始する。注水準備に必要な時間を 20 分とし、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水が、事象発生から 23 分後に開始されるとする。

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. 事象発生後、1 次冷却材の流出に伴い、1 次系水位が低下し約 3 分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生後約 23 分で、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合うことにより 1 次冷却系の保有水量を確保することができる。

b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.6 程度であり、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはない。

d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による 1 次冷却材におけるボイド発生により 1 次冷却材の密度が低下すると、1 次冷却材中の

ほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、その場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持される。

e. なお、原子炉冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

上記 a.から e.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。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。したがって、実際の炉心水位が評価値より0.4m程度低くなる可能性があるが、燃料有効長頂部から更に約1.1m高い位置まで水位が確保され、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。また、1 次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が早まるので、余熱除去機能喪失を起点とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の操作開始は早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、燃料の冷却への影響は小さい。

1 次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示している。したがって、実際の漏えい流量は解析結果よりも小さくなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなるが、操作開始時点の炉心水位が同じ条件であることと実際の漏えい量が解析結果より小さいことを考慮すると、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱及び1次冷却材流出流量は保守的な（大きい）値で設定されているため、実際には、1 次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて遅くなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充て

ん/高圧注入ポンプによる炉心注水開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなるが、操作開始時点の炉心水位が同じ条件であることも考慮すると、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はない。

（３）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスの特徴を踏まえた重大事故等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に必要な要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 12 名である。重大事故等対策要員は 118 名であり対応可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、7 日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要となる重油量は約 453.7kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量 460kL にて対応が可能である。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ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

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充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及びＡ格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転が、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「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」において、充てん/高圧注入ポンプによる炉心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、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（余熱除去系の 2 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原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

また、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、格納容器スプレイ冷却器による炉心冷却への移行により、原子炉を安定停止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、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、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」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。

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、原子炉停止中の他の事故シーケンスグループである「Ⅳ－１．２．４．１　崩壊熱除去機能喪失」と同じである。

Ⅳ－１．２．４．４　反応度の誤投入

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下この節において「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、化学体積制御系の故障、誤操作等により純水が１次冷却材中に注入され１次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加されることにより、臨界に至る可能性がある場合において、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、化学体積制御系の故障や誤操作等に起因する１次冷却材中への純水注入により、１次冷却材中のほう素濃度が低下することで正の反応度が添加され、臨界に至る。

② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の臨界を防止するためには、早期に反応度の誤投入を判断し、速やかに希釈停止操作を行うとともに、

未臨界状態が維持されていることを確認し、必要に応じてほう酸濃縮操作を実施する必要がある。

③ 初期の対策：原子炉補給水補給流量弁の「閉」操作及び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水の注入を停止する。

④ 安定状態に向けた対策：充てん/高圧注入ポンプによりほう酸タンクのほう酸水を炉心に注水し、未臨界を維持する。このため、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ等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燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、評価の考え方、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：「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」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本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「反応度の誤投入」である。定期検査中においては、原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない措置を講じていることを考慮し、化学体積制御系の故障、誤操作等による純水注入は、原子炉起動時に起こり得ると想定する。また、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点からも原子炉起動時を想定している。

b. 評価の考え方：本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要である。中性子束とほう素濃度の関係から導かれた評価式により、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求める。これにより、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。

c. 初期条件：制御棒は全挿入とする。水による希釈率を大きくするため、1次冷却系の有効体積は小さめにし、1次冷却系の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた 208m^3 とする。1 次冷却系のほう素濃度については、初期は、燃料取替用水タンクの保安規定制限値である 2,800ppm とし、臨界時は 1,850ppm とする

d. 事故条件：原子炉起動時に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入されることを想定する。1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(78.7m³/h）に余裕を持たせた値 81.8m³/h とする。1 次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はあるものとする。

e. 機器条件：評価上の「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は、警報発信から臨界までの時間的余裕を少なめに評価するため、実際の設定値（0.5 デカード上）に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。

f. 操作条件：希釈停止操作の開始は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後とする。

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. 1 次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生から約 51 分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から 10 分後の約 61 分後に 1 次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注入停止操作（所要時間は約 1 分）を実施し、1 次冷却材の希釈を停止する。

b. 希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約 51 分を要し、臨界（ほう素濃度：1,850ppm）に至るまでにはさらに約 12 分を要する。警報発信から 10 分後に純水注入停止操作を開始することから、臨界到達まで時間余裕は 2 分であるが、純水注入停止操作の所要時間が 1 分であることを考慮すると、運転員が異常状態を検知してから純水注入停止操作の終了までには十分な時間があり、未臨界を維持することができる。

c. 炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態である。

d. 原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持されている。

e. ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、事故によって、1 次冷却系が臨界ほう素濃度である 1,850ppm まで希釈された際に、初期ほう素濃度 2,800ppm まで濃縮するのに要する時間は約 3 時間である。

上記 a. から e. 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

1 次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度は、評価項目のパラメータである事象発生から臨界到達までの時間に対して、余裕が少なくなるような設定をしている。よって、1 次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度を変動させた場合、事象進展は遅くなるため臨界到達までの時間が長くなり、運転員等の事象検知や操作に要する時間に対する余裕が増す。さらに、臨界到達時期が遅くなることにより、炉心露出に対する余裕が大きくなる。

b. 対策の実施への影響

運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

（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の対応に必要な要員は、3 号炉及び 4 号炉合わせて 12 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 118 名であり対応可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合等に必要な重油量は約 453.7kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量 460kL で対応が可能である。また、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

2．審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「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希釈停止操作及びほう酸濃縮操作が、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「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」において、希釈停止操作を行った場合に対する申

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、さらに申請者が評価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、希釈停止操作により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界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、重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」におけるその有効性を確認したことにより、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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」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。

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）臨界ほう素濃度の設定根拠

申請者は、臨界ほう素濃度の設定根拠を詳細に説明していなかった。仮に、臨界ほう素濃度を過小に設定してしまうと、事象発生から臨界到達までの時間余裕を過大に評価してしまう可能性がある。このため、規制委員会は、臨界ほう素濃度の設定根拠について詳細な説明を求めた。申請者は、サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態におけるMOX燃料装荷炉心の臨界ほう素濃度について、炉心のばらつき等を考慮して高めの厳しい設定にしていることを示した。これにより、規制委員会は、臨界ほう素濃度は、事象発生から臨界到達までの時間余裕を小さくする厳しい条件で設定されていることを確認した。

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、炉心損傷防止対策で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として

従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証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、実験等を基に検証され、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検証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」に該当すると見なし、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、解析結果の妥当性の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うえで原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「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（蒸気発生器伝熱管破損)」の評価については、2 次冷却系も含めて炉心の冷却状態の解析が可能な M-RELAP5 を使用している。また、「全交流動力電源喪失」の評価においては原子炉格納容器内圧が有意に上昇するため、M-RELAP5 に加えて、原子炉格納容器内雰囲気の解析が可能な COCO 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、炉心の冷却状態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、炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能な SPARKLE-2 を使用している。

②　炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態が有意な影響を及ぼす「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態と原子炉格納容器の状態の相互作用を解析

可能なMAAPを使用している。

（２）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、炉心及び原子炉格納容器の状態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核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有するMAAPを使用している。また、「水素燃焼」の評価については、MAAPは格納容器内空間を3次元で模擬できずドーム部内の空間分布評価には適さないこと、水素の発生量をガイドの条件に設定することから、MAAPに加えて、水素の区画間の移行等を解析可能なGOTHIC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 いずれの事故シーケンスグループについても、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下を解析可能なM-RELAP5を使用している。

２．解析コードの検証及び有効性評価への適用性

（１）M-RELAP5

① 申請内容

申請者は、M-RELAP5の妥当性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. M-RELAP5は、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡・事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。

b. 米国において、US-APWRの安全解析（小破断LOCA）に適用している。また、本コードがベースとしているRELAP5は、欧米においてNon-LOCA、LOCA（大小の双方を含む。）の安全解析への適用例がある。

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評価を行っている。

c.－１ 炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達モデル、ボイドモデル、流動様式）については、ORNL/THTF試験、ROSA/LSTF SB-CL-18及び39試験、PKL/F1.1試験の解析結果により検証している。

c.－２ 1次冷却系における重要現象のモデル（自然循環時の壁面熱伝達モデル、冷却材放出時の破断流モデル、気液分離・対向流の流動様式、沸騰時の2流体モデル及び壁面熱伝達モデル、ECCS強制

注入時のポンプ特性モデル、ECCS 蓄圧タンクの非凝縮性ガス）については、PKL/F1.1 試験、Marviken 試験、美浜 2 号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験の解析結果により検証している。

c.－3　加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の 2 流体モデル、冷却材放出時の臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験の解析結果により検証している。

c.－4　蒸気発生器における重要現象のモデル（1 次側・2 次側の壁面熱伝達モデル、2 次側水位変化・ドライアウトの 2 流体モデル）については、ROSA/LSTF SB-CL-39 試験、PKL/F1.1 試験、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析結果により検証している。

d.　不確かさ評価としては、LOCA 時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価している。また、LOCA 時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保している。

②　確認内容

規制委員会は、M-RELAP5 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.　炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び 1 次冷却系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.　PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。

c.　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、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等の検証方法が適用可能である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。

d.　規制委員会は、RELAP5/MOD3.3（※[19]）及び SKETCH-INS（※[20]）/TRACE5.0（※[21]）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な現象及び考慮すべき主要な不確かさを確認した。そこで抽出されたものについて、不確

(※[19]) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.

(※[20]) (独) 原子力安全基盤機構, "3 次元プラント動特性コード SKETCH-INS/TRAC-BF1 の改良整備", 04 解部報-0012, 2003

(※[21]) TRACE V5.0 THEORY MANUAL: Field Equations, Solution Methods, and Physical Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.

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 M-RELAP5 の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

a. 炉心水位計算値の不確かさ評価

申請者は、M-RELAP5 が ORNL/THTF 試験の二相水位の測定値を 0.3m 低めに評価したことから、事故時の炉心水位及び炉心露出に関しては保守側に評価するとした。さらに、膜沸騰熱伝達モデルの特性により、燃料棒表面の熱伝達率を最大で 40%程度低く予測する傾向があり、被覆管温度を高めに予測するとした。また、事故時に加え、大気圧条件の余熱除去系停止時の水位についても同様に保守側評価になるとしていた。これに対し規制委員会は、ORNL/THTF の試験条件が 4MPa 以上の高圧に限定されており、余熱除去系停止時に想定される大気圧付近の条件を含んでいないため、適用範囲外であることを指摘するとともに、同条件下で沸騰状態にある炉心水位の不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者は、大気圧程度の低圧条件で沸騰状態にある炉心水位について、英国 Winfrith/THETIS 試験との比較により、EPRI モデルによる計算値と測定値の差は±10%程度と報告されていることから、有効性評価において±0.4m 程度を不確かさとして考慮した。

b. LOCA 事象における破断流量の不確かさ評価

申請者は、LOCA 事象における破断流量について、Marviken 試験解析により、計算値と測定値の差はサブクール臨界流で±10%程度、二相臨界流で－10～＋50%程度の範囲に収まっているとしていた。しかし、当コードによる全解析結果を示すのみで、物理的考察による結果の分析が不十分であった。これに対し規制委員会は、特に L/D（長さ/内径比）の小さい条件で熱的に非平衡な状態で配管から流出する場合には、M-RELAP5 の臨界流モデルで解析誤差が増大すると予想されるとし、その影響について説明を求めた。申請者は ECCS 注水機能喪失事象を対象とした破断面積のスペクトル解析を実施するとともに、破断面積・流量の不確かさの影響を包絡した破断サイズを使用することにより、解

析の保守性を確保していると説明した。申請者は、本コードを同事象の有効性評価に使用する際に、破断面積のスペクトル解析を実施することとした。

c. 1次冷却系のフィードアンドブリード時の流体解析モデル

申請者は、1次冷却系の減圧及び注水（1次冷却系のフィードアンドブリード）における1次冷却材温度及び加圧器圧力について、LOFT L6-1試験解析により、計算値と測定値の差は1次冷却材温度で±2℃、加圧器圧力で±0.2MPaの範囲に収まっているとした。しかし、この説明の中で、「2次系からの除熱機能喪失」に対する1次冷却系のフィードアンドブリード実施時に、1次系圧力挙動と高圧注入系流量に影響を及ぼす高温側配管から加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルについての説明が不十分であった。そのため規制委員会は、加圧器サージ管に流入する流体の気相部と液滴のエントレインメントのモデル化について追加説明を求めた。申請者は、加圧器サージ管へ流入する流体を、高温側配管のボイド率（約 0.2）を持つ二相混合流（気泡流）で模擬することにより、蒸気相の流出を少なく評価する方法を選択したことを説明した。このようなモデル化では、気相部と液滴が同伴して流入する実際の状況より流出蒸気量が少なく計算されるため、圧力が高く評価される。よって、この選択は、炉心注水を保守側に見積もる方向であり、規制委員会は申請者の選択を妥当と判断した。

（2）SPARKLE-2

① 申請内容

申請者は、SPARKLE-2の検証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. SPARKLE-2は、M-RELAP5の炉心動特性を1点炉近似から3次元動特性に変更したコードであり、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。

b. プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5であり、ベースとしているRELAP-3Dについては、欧米において実績がある。

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評価を行っている。

c.－1 炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果）については、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-III E-core実験解析、モ

ンテカルロコードとの比較、減速材温度係数測定検査の解析により検証している。

c.－2　炉心の燃料に係る重要現象（燃料棒内温度変化）については、FINE コードとの比較、SPERT-Ⅲ E-core 実験解析により検証している。

c.－3　炉心の熱流動に係る重要現象のモデル（沸騰・ボイド率変化の二相流圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）については、NUPEC 管群ボイド試験の解析により検証している。

c.－4　1 次冷却系における重要現象のモデル（ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル）については、PKL/F1.1 試験の解析により検証している。

c.－5　加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の 2 流体モデル 、冷却材放出時の二相/サブクール臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。

c.－6　蒸気発生器における重要現象のモデル（1 次側・2 次側の伝熱管熱伝達モデル 、2 次側水位変化・ドライアウトの 2 流体モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。

d.　不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。

② 確認内容

規制委員会は、SPARKLE-2 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.　「原子炉停止機能喪失」時の 1 次冷却系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.　PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。

c.　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、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等の検証方法が適用可能である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、計算ベンチマークや実験等を基に検証が行われ、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。

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 SPARKLE-2 の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

a. 減速材温度係数に対する感度解析方法の妥当性及び包絡性

申請者は、減速材温度フィードバック効果（減速材温度係数）については、連続エネルギーモンテカルロコード解析結果との比較による検証において、種々の燃料タイプ及び燃焼度に対して、「原子炉停止機能喪失」で発生する減速材密度及びほう素濃度の範囲で両者の結果は概ね一致するとした。また、SPARKLE-2 の一部を構成する COSMO-K コードと機能が同一の設計コードである COSMO-S コードの減速材温度係数測定検査結果を用いた妥当性確認において、2～4 ループを含む、炉型が異なる 4 プラントの複数サイクルに対する等温温度係数の計算値と測定値の差が±3.6pcm/℃以内に収まるとした。しかし、これらの結果を示すために実施した減速材温度係数初期値を所定の値に設定した解析において、ほう素濃度を人為的に調整して解析を行っていた。これに対し規制委員会は、このような操作により解析対象とする炉心特性（ドップラ温度係数、軸方向出力分布等）に影響が出ないか確認するよう申請者に求めた。また、申請者が解析対象としている炉心が実際の炉心の燃焼度や炉心配置を包絡している根拠を示すよう求めた。規制委員会は、申請者が従来手法（1 点炉近似コード）との解析結果の比較や代表的な「原子炉停止機能喪失」での感度解析を踏まえて、当該手法で減速材温度係数初期値をパラメータとした解析が行えるとしていることを確認した。また、申請者がほう素濃度をパラメータとした感度解析や、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析の結果を踏まえて、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡すると見なせるとしていることを確認した。

b. ドップラ温度係数の不確かさ評価

申請者は、ドップラ温度係数について、ORNL の Doppler-Defect

Benchmark（※22）の検証計算において、計算値の連続エネルギーモンテカルロコードとの差異が、燃料種類、組成及び燃焼度の変化に対して有意に拡大することはないとした。また、ドップラ温度係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、SPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失＋原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとした。さらに、ドップラ温度係数の不確かさについては、過去の実績から約 10%としていたが、それを裏付ける資料の提示はなかった。これに対し規制委員会は、本解析に使用する ENDF/B-VII.0 のドップラ温度係数評価値について近年の研究成果を踏まえた確認を行うよう求めた。規制委員会は、申請者が Doppler Defect Benchmark の調査を通じて、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外のコードで計算されたドップラ温度係数の標準偏差が 10%以内であるとしていることを確認した。また、ドップラフィードバック効果は「原子炉停止機能喪失」においては、出力低下により燃料温度が低下する結果、正の反応度要因となり、その不確かさから非保守的評価となりうることから、ドップラ温度係数を対象とした感度解析を実施するよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、感度解析による評価を実施した。

c. 加圧器安全弁の容量の裕度確認

申請者は、「原子炉停止機能喪失」における 1 次冷却材温度及び加圧器圧力について、LOFT L6-1 及び L9-3 試験解析により、計算値と測定値の差は 1 次冷却材温度で±2℃、加圧器圧力で±0.2MPa の範囲に収まったことから、これを不確かさとしていた。しかし、これ以外の不確かさ要因として、原子炉圧力がピーク値付近にある期間中の加圧器安全弁の作動状況についての説明が不十分であった。これに対し規制委員会は、加圧器安全弁の容量に余裕がなくなることにより原子炉圧力の上昇が顕著になる可能性について確認するよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者が減速材温度係数初期値とドップラ温度係数に対する感度解析結果を踏まえて、有効性評価における解析条件では加圧器安全弁の容量には十分余裕があるとしていることを確認した。

(※22) Russell D. Mosteller, "The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results," LA-UR-07-1000.

d. 「負荷の喪失＋原子炉停止機能喪失」の評価

申請者が使用した「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失＋原子炉停止機能喪失」のみであった。規制委員会は、これに類似するシーケンスで、同様に原子炉圧力の上昇をもたらしうる「負荷の喪失＋原子炉停止機能喪失」についても評価するよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、両方の重要事故シーケンスについて有効性評価を実施した。

（３）MAAP

① 申請内容

申請者は、MAAP の妥当性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、原子炉、1 次冷却系、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要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取り扱う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・過温により格納容器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により妥当性確認を行っている。

c.－2 加圧器における重要現象（冷却材放出）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。

c.－3 蒸気発生器における重要現象（1 次側・2 次側の熱伝達、冷却材放出、2 次側水位変化・ドライアウト）については、MB-2 実験解析により妥当性確認を行っている。

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、CSTF 実験の解析及び TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。

c.－5　炉心損傷後の原子炉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 、1 次系内 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確認を行っている。

c.－6　炉心損傷後の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、ABCOVE 実験の解析により妥当性確認を行っている。

c.－7　炉心損傷後の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-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性確認を行っている。

d.　不確かさ評価としては、「ECCS 再循環機能喪失」時の炉心露出開始時間について、M-RELAP5 との比較により不確かさを評価している。次に、溶融炉心のコンクリート浸食量について、最新の実験的知見を反映して感度解析による不確かさ評価を行っている。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、以下のように確認した。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ひとつであり、PWR 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.　実験による検証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、上記の 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 (※[23-24]) によりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果

(※[23]) R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol.2:Reference Manuals Ver1.8.5.," NUREG/CR-6119, Vol.2, Rev.2 / SAND2000-2417/2, (May 2000).

(※[24]) R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol.3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, vol.3, NRC. (2001)

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。

③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

a. 事故シーケンスで重要な物理現象の抽出と不確かさ評価

規制委員会は、シビアアクシデント現象に関する試験は限られていることから、運転時の異常な過渡変化及び事故解析に使用する最適評価コードが備えるべき要件を整理することを目的として日米で導入が進められている階層構造分析手法を参考にした物理現象の抽出と、重要な物理現象に対しては最新の知見の反映と感度解析による不確かさの確認を申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価の事故シーケンスについて、主要な物理現象を対象に感度解析等に基づく不確かさ評価を示した。

b. 「ECCS 再循環機能喪失」時の炉心水位の不確かさ評価

申請者は M-RELAP5 による解析から、MAAP が M-RELAP5 よりも炉心水位を高く、炉心露出開始時間を 15 分遅く評価するという解析結果を示したが、物理的考察による結果の分析が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し規制委員会は、各コードの解析モデルの違いを踏まえて、物理的考察を充実させるよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明の中で、M-RELAP5 では蒸気発生器伝熱管への液相流入量の違いにより、スチームバインディング効果を高く計算する結果、高温側配管領域で保有水量を相対的に少なく評価するとしていることを確認した。なお、規制委員会は、申請者が旧日本原子力研究所の CCTF や TPTF 実験解析を通じて、M-RELAP5 は ECCS 再循環機能喪失での炉心露出開始時間が早めであり、燃料被覆管温度予測を保守的に評価することを踏まえて、有効性評価においては MAAP と M-RELAP5 との差を不確かさとして考慮するという評価方針は

妥当とした。

c. FCI 実験の知見の整理

申請者の説明では、FCI 現象の説明がなかったことから、規制委員会は、申請者に今までの知見を整理するよう求めた。申請者はこれを了承し、FARO 実験（欧州委員会 JRC）、KROTOS 実験（欧州委員会 JRC）、ALPHA 実験（旧日本原子力研究所）、COTELS 実験（旧 NUPEC）について調査を行い、試験結果から実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを示した。さらに、規制委員会は FCI の知見を踏まえ、溶融炉心が水プールに落下した時の粒子化による圧力スパイクについて、キャビティ水深、溶融炉心落下量等の不確かさ評価を申請者に求めた。申請者は、複数のパラメータの組合せを含む感度解析により不確かさ評価を行った。

d. DCH 防止に関する感度解析結果の適用範囲の確認

申請者の説明では、MAAP による感度解析結果から影響が小さいことを示すのみで、物理的考察による結果の分析が不十分であった。これに対し規制委員会は、下部プレナムでの冷却モデルを踏まえた物理的考察を充実し、この条件が成立する範囲を明確にするよう申請者に求めた。申請者は、1 次系圧力が 2.0MPa 付近に落ち着く理由は、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることが原因と説明できること、原子炉容器は下部プレナムに冷却水があればデブリと容器間のギャップ水により冷却されるためドライアウト後に破損となることを説明した。規制委員会は、原子炉容器は下部プレナムの冷却水がドライアウトした後に破損することから、申請者の物理的解釈は概ね妥当と判断した。

e. MCCI によるコンクリート浸食量の不確かさ評価

申請者の説明では、落下した溶融炉心がキャビティ床面全体に均一に広がるケースの結果を示すのみであった。これに対し規制委員会は、DEFOR 試験や OECD MCCI 試験などの最新のデータとの比較により解析結果の妥当性を確認した上で、感度解析による不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価で感度解析により不確かさ評価を行った。

f. FP挙動に関する追加説明

規制委員会は、FP挙動におけるソースターム上の扱いについての追加説明と、FP放出速度に関する不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者がPHEBUS-FP（FPT1）実験解析結果を踏まえて、被覆管酸化反応熱及び燃料棒被覆管温度を高めに評価し、FP放出開始のタイミングを早めに評価するとしていること、また、ABCOVE実験解析を通じて、凝集及び重力沈降により減少するエアロゾル挙動評価が妥当であるとしていること、さらにFP放出速度についての感度解析を通じて、炉心溶融時点で線量率から炉心損傷を検知する手段への影響が小さいとしていることを確認した。

（4）GOTHIC

① 申請内容

申請者は、GOTHICの妥当性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. GOTHICは質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても模擬可能である。

b. 米国においては、各種プラントの格納容器に対するDBA解析、SA解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。

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等による妥当性の確認を行っている。

c.－1 格納容器における重要現象（区画間・区画内の流動 、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ特性、PAR 特性、イグナイタによる水素燃焼）については、NUPEC試験Test M-7-1及びTest M-4-3、THAI試験HR-3の解析等により妥当性確認を行っている。

c.－2 PARの性能評価式及び水素処理モデルについては、THAI実験により妥当性確認を行っている。

d. 不確かさ評価としては、重大事故時の格納容器内水素混合挙動について、妥当性確認が行われた実験条件と実機条件との違いを踏まえて、有効性評価への適用性について検討している。

② 確認内容

規制委員会は、GOTHIC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. シビアアクシデント時の格納容器挙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. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。なお、原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。

c. 上記a.の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。

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、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 GOTHIC の特性に応じた使用方法は妥当と認められる。

③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

a. 格納容器内水素混合挙動解析の実機適用性

申請者は、格納容器内水素混合挙動について、ドライ型4ループPWRの1/4規模で、4ループ相当の区画を模擬し、ヘリウムを用いて非凝縮性ガスの拡散・混合挙動を把握したNUPEC試験の中で、蒸気発生器下部での配管破断を想定して格納容器スプレイを作動させた M7-1 試験を良好に再現することから、実機への適用性があるとした。しかし、NUPEC 試験条件と実機条件との違いに関する物理的考察が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し規制委員会は、両者のスケールやスプレイ流量の違いの影響、スプレイ停止後の水素の成層化の可能性を踏まえて、物理的考察を充実させるよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者がNUPEC M7-1試験解析や数値流体力学（CFD）コードを用いた実機条件の解析結果を踏まえて、GOTHICは幅広いスプレイ条件を含めた実機条件にも適応可能であるとしていることを確認した。また、仮にスプレイがなく、水素の成層化が懸念される場合においても、格納容器ドーム部のノード分割を細かくすることで当コードを用いて解析が可能であるとしていることを確認した。

b. PARの性能評価式及び水素処理モデルの妥当性確認

申請者は、PAR の性能評価式はメーカより提示されており、国際的な実証試験において試験結果との相関関係の確認を行っているとした。しかし、PARの性能評価式及びGOTHICにおけるPARの水素処理モデルの妥当性についての説明が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し規制委員会は、追加説明を申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、PARの性能評価式がTHAI試験におけるPAR単体の性能試験により、PARの水素処理モデルについては、THAIのHR-3試験の解析により妥当性確認を行っていることを確認した。

（5）COCO

① 申請内容

申請者は、COCOの検証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. COCOは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発されたコードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。また、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

b. 国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績がある。

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等による妥当性の確認を行っている。

c.－1 格納容器の重要現象（構造材との熱伝達及び内部熱伝導）については、CVTR Test-3実験の解析により妥当性確認を行っている。

d. 不確かさ評価としては、シビアアクシデント時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度について、スプレイ条件の違いを踏まえて、複数の実験による妥当性確認を行っている。また、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動についての適用性評価を行っている。

② 確認内容

規制委員会は、COCO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. 「全交流動力電源喪失」時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度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. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。

c. 本コードは、M-RELAP5 で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。

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、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 COCO の特性に応じた使用方法は妥当と認められる。

③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

a. CVTR 試験解析の不確かさ及び実機への適用性評価

申請者は、格納容器圧力について、CVTR 試験の解析による妥当性確認から、ピーク圧力の計算値が測定値を約 1.6 倍過大評価する傾向があること、また、格納容器雰囲気温度については、計算値が CVTR 実験装置の平均雰囲気温度に対する測定値を約 20℃過大評価することを確認している。しかし、CVTR 試験解析で使用している格納容器内雰囲気と構造材との熱伝達モデルの不確かさの取り扱いについて説明が不十分であった。これに対し規制委員会は、追加説明を求めるとともに、CVTR 試験に類似する別の試験での妥当性確認を申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、COCO コードが適用される「全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA）」で、格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さめに設定することで評価の保守性を確保していることを確認した。

b. 実機条件での解析モデルの妥当性

規制委員会は、実機において LOCA の漏えい量が少なく、格納容器内自然循環が不十分なためにドーム部に温度成層化が起きる可能性についての検討を申請者に求めた。規制委員会は、申請者が NUPEC 試験（M-3 シリーズ）の知見を踏まえて、実機条件では LOCA による破断流や格納

容器スプレイによって格納容器ドーム部に当試験条件を上回る規模で混合が起きていると考えられることから、ドーム部には温度成層化が起こらず、単一ノードを用いたCOCOで解析が可能であるとしていることを確認した。

c. 長期的挙動への適用性評価

規制委員会は、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動へのコードの適用性の根拠を示すよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、CVTR試験解析等で妥当性が確認されたヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数は、長期解析においても一定であるため、有効性評価への適用性が成立するとしていることを確認した。

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号炉及び２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に則って、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

必要な手順等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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

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及び油圧ショベルを保管し、それら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単一のルートでは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早期に復旧可能なアクセスルートを選択するなどの措置を講ずることを示した。これにより、規制委員会は、申請者が、アクセスルートの確保に関し実効性のある運用管理を行う方針であることを確認した。

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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

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に則って、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に則って、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）に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

（１）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、建設会社、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、外部支援計画を定める方針であること。

（３）当該発電所は、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、燃料等により、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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

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、3号炉及び4号炉の同時被災等の過酷な状態において、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. 当直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手順書に整備する方針であること。

c. 発電所の緊急時対策本部長が、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、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緊急時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なパラメータをあらかじめ選定し、運転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、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する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、原則として原子炉を停止し、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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

① 教育及び訓練の実施方針【解釈２a)】

重大事故等対策は、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. 実施組織及び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、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マニュアル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、それらの情報及びマニュアル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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

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. 運転員等により事故拡大防止のための措置を実施する班

b. 応急対策の立案を実施する班

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. 3 号炉及び 4 号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。

b. 要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、3 号炉及び 4 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、事故状況の把握・評価、事故時影響緩和操作の検討等を行う班、放射線・放射能の測定、被ばく管理、拡大防止措置等を行う班で構成すること。

c. 運営支援組織は、発電所対策本部の設営・運営、連絡・通信手段の確保等を行う班、報道機関等の対応を行う班、情報受理・伝達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. 勤務時間外、休日（夜間）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、緊急時対策本部要員 6 名、運転員 24 名（1 号炉及び 2 号炉の監視要員を含む。）及び緊急安全対策要員 40 名の合計 70 名を常時確保する方針であること。事象発生後 6 時間を目途に緊急安全対策要員 48 名を召集し、合計 118 名を確保する方針であること。

c. 勤務時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、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。

なお、規制委員会は、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じた場合の対応を示すよう求めた。申請者は、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行うことを示した。また、重大事故等対策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、重大事故等対策の実施が必要な状況において、必要な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、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長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)】

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（携帯）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、原子力防災体制を発令した場合に本店緊急時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. 本店緊急時対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報収集、事故状況の把握、事故拡大防止策の支援等を行う班、

外部電源や通信設備に関する復旧等を行う班、報道対応を行う班及び資機材の調達運搬等を行う班で構成する方針であること。

c. 本店緊急時対策本部は、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. 本店緊急時対策本部は、原子力部門による技術的支援を行う本店緊急時対策本部（若狭）及び原子力以外の部門も含めた全社での支援を行う本店緊急時対策本部（中之島）で構成する方針であること。

なお、規制委員会は、緊急時における発電所と本店の役割を明確にすること及び社長が本店緊急時対策本部（中之島）から本店緊急時対策本部（若狭）へ移動する際の対応等を示すよう求めた。申請者は、発電所内の事故収束活動に関しては、社長の判断を仰ぐことなく発電所対策本部の権限において対応すること、本店の支援機能（外部機関への支援調整等）について、社長が移動中の場合には、定められた代行者が指揮するとともに、社長への連絡手段についても確保することを示した。これにより、規制委員会は、本店からの支援体制が適切に確保されることを確認した。

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となる場合に備えて、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. 重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守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際の汚染水の処理活動等を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる体制を構築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（※[25]）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）」において評価されている地盤以外に設置される重大事故等対処施設として、緊急時対策所及び海水取水トンネルを対象に評価を行っている。

規制委員会は、これら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、敷地及び敷地近傍における変動地形学的調査及び地表地質調査の結果のほか、断層の破砕部性状、運動センス及び鉱物脈との接触関係・粘土鉱物分析に着

（※[25]）「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。

目した手法による検討結果を以下のとおりとしている。

（１）重大事故等対処施設のうち海水取水トンネルの地盤付近では、連続性のある断層として、大浦層と内浦層群との境界に１条の断層（ＴＦ－１）が、Ｔ２リニアメント付近の大浦層中に２条の断層（ＴＦ－２、ＴＦ－３）が認められた。

（２）ＴＦ－１及びＴＦ－２の変形組織観察を行った結果では、最新活動部の変形組織は正断層センスを示している。ＴＦ－３については正断層センスと逆断層センスが認められるが、いずれも高角度縦ずれで相対的に南側隆起の運動センスである。また、ＴＦ－１、ＴＦ－２及びＴＦ－３断層の最新面に分布する粘土鉱物について電子顕微鏡観察を行った結果、最新面には高温又は地下深部で晶出した粘土鉱物（イライト/スメクタイト混合層、イライト、緑泥石）が密集しており、これらの結晶が破砕されていない。

（３）以上のことから、重大事故等対処施設設置位置付近に認められる３条の断層は、将来活動する可能性のある断層等ではないと評価した。

規制委員会は、申請者が行った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手法等が適切であり、重大事故等対処施設設置位置に分布する断層は、将来活動する可能性のある断層等に該当せず、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、解析モデルの設定、動的解析等の内容を以下のとおりとしている。

（１）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。

（２）緊急時対策所及び海水取水トンネルを対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。

（３）基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、評価の対象となる重大事

故等対処施設の配置、施設周辺の地形、地質を考慮し、緊急時対策所を通り直交する2断面を対象に二次元有限要素法により行った。海水取水トンネルは、〔C_M〕級以上の岩盤内に位置する地下構造物であることから、その地盤は十分な支持性能を有していると評価した。

（4）動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。

（5）動的解析の結果から得られた緊急時対策所の基礎底面における最大接地圧は、1.9N/mm^{2}であり、基礎地盤の大部分を占める〔C_H〕級以上の岩盤の極限支持力（20.8N/mm^{2}以上）を下回る。

（5）動的解析の結果から得られた緊急時対策所の基礎地盤の最小すべり安全率は、1.5を上回る。

（6）動的解析の結果から得られた緊急時対策所の基礎底面の最大傾斜は、1/2,000を下回る。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の評価については、申請者が行った動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、当該施設を接地圧に対する十分に支持することができる地盤に設けるとしていることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

3．地盤の変形

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、岩盤に支持されていることから、揺すり込み沈下や液状化による不等沈下の影響を受けるおそれはない。

（2）重大事故等対処施設の支持地盤の傾斜は、本発電所敷地内及び敷地近傍に震源として考慮する活断層が分布していないことを確認していることから、敷地において地殻の広域的な変形による著しい地盤の傾斜が生じることはないが、

敷地に比較的近く規模が大きいＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層の活動に伴い生じる地盤の傾斜について Okada(1992)の手法により評価した結果、1/2,000を下回る。

規制委員会は、地盤の変形について、申請者の重大事故等対処施設の支持地盤の変形に係る設計方針、地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、変形し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当該施設を設けるとしていることから、解釈別記１の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

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などを要求している。

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

２．周辺斜面の安定性

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．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能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するよう設計する。

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、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設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

とする。

なお、申請者は、当初、重大事故等の状態で施設に作用する荷重について、個別プラントPRAの評価結果に基づく事象の発生頻度及び地震動の超過確率並びに対策の成立を前提とした事象の継続時間の積のみで、組み合わせる荷重を判断するとしていた。

このため、規制委員会は、頻度を用いて荷重の組合せを判断する場合の考え方を示すよう求めるとともに、個別プラントPRAの評価結果を組合せの要否の判断に直接用いることの妥当性、継続時間の設定の根拠となる対策の成立性等を示すよう求めた。申請者は、規制委員会の指摘に対し、個別プラントPRAの評価結果のみに依らず、荷重の組合せを工学的、総合的に設定するとの方針を示すとともに、対策の成立性を示した。

また、許容限界について、申請者は、当初、既往の実績のないものを設定するとしていたため、規制委員会は、その具体的な適用方法について説明を求めた。これに対し、申請者は、既往の実績のあるものを用いることとした。

これらにより、規制委員会は、基準適合性の判断を行う際には、頻度のみで判断するものではなく、個別プラントの特徴を踏まえて、影響度、緩和手段等も含め総合的に考慮した上で、個々の判断の目的に照らしてその妥当性を判断すべきものであるとの考えを示すとともに、申請者が荷重の組合せを適切に考慮する方針としていることを確認した。

（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。

２．周辺斜面の安定性

第３９条において準じて適用する解釈別記２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。）の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって重大事故等対処施設に影響を及ぼすことがないようにすることを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設の周辺斜面の評価について、以下のとおりとしている。

（１）安定性評価の対象となる斜面は、重大事故等対処施設と周辺斜面との離隔距離を考慮して、緊急時対策所周辺斜面を選定した。

（２）すべり安全率の評価は、地形及び地質・地質構造の観点から、解析対象断面を選定し、基準地震動による地震力を作用させた二次元有限要素法による動的解析により行った。

（３）動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。

（４）動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、1.2を上回る。

規制委員会は、重大事故等対処施設の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させる等による適切な方法により動的解析を行い、崩壊のおそれがないとしていることから、解釈別記２の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえ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、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ため、以下の耐津波設計方針としている。

１．設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に設置するものについては、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緊急時対策所、空冷式非常用発電装置については、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とするなど、設計基準対象施設の耐津波設計方針に準じた設計とする。

規制委員会は、申請者が、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設に準じた耐津波設計により、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。

申請者は、当初、重大事故等対処施設の火災防護設計について、火災区域を設定していないなど、設計基準対象施設に対して適用している火災防護基準に基づく火災防護設計を重大事故等対処施設に適用していなかった。火災区域の設定等の火災防護基準に基づく火災防護設計が行われない場合には、火災による重大事故等対処施設の損傷の防止が図られない可能性がある。このため、規制委員会は、設計基準対象施設の火災防護方針との相違を踏まえた重大事故等対処施設の火災防護方針を示すよう求めた。申請者は、重大事故等対処施設についても火災区域を設定するなど、火災防護基準に基づく火災防護設計を重大事故等対処施設にも適用する方針を示した。これにより、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（※[26]））
② 操作性（43-1-2）
③ 試験及び検査（43-1-3）
④ 切替えの容易性（43-1-4）
⑤ 悪影響防止（43-1-5）
⑥ 現場の作業環境（43-1-6）

（※[26]）「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。

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）

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（使用）・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を確実に操作できるように、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。

③　試験及び検査

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、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、特性及び機能・性能確認、分解・開放（非破壊検査を含む。）、外観確認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を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要のある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

⑤　悪影響防止

重大事故等対処設備は、原子炉施設（他号炉（※[27]）を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、弁の閉止等によって他の設備への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の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で操作可能な設計とする。

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

(※[27]) 他号炉とは、３号炉に対しては４号炉、４号炉に対しては３号炉を指す。

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、二以上の原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、二以上の原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

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の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系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、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１セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、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、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は、配管径や内部流体の圧力によって、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規格等を用いる設計とする。また、原子炉施設が相互に使用することができるように３号炉及び４号炉とも同一規格又は同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

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に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

④　現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、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、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、原子炉建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、少なくとも1セットは、常設重大事故等対処設備からも 100m 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、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経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（アクセスルート）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、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2台（予備1台）及び油圧ショベル1台（予備1台）を保管、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の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能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、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系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、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、原子炉建屋から 100m 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を含み、適切に整備する方針であるかを審査した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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をいう。

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）原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び手順等と蒸気タービンを自動で停止させる設備及び手順等。

ハ）原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又は蒸気タービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施する手順等。

ニ）化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備及び手順等。

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 原子炉出力を抑制するためにタービントリップと主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、１次冷却系統の過圧防止のために補助給水系ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等。

③ 主蒸気隔離弁が自動閉止しなかった場合は、手動により閉止するための設備及び手順等、また、補助給水系ポンプが自動起動しない場合は、手動により起動するための設備及び手順等。

④ 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量の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）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にタービントリップと主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、１次冷却系統の過圧防止のために補助給水系ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等。

② 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水

を注入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。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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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.　手動による原子炉緊急停止。そのため、原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）を重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止の自動作動による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの自動起動による１次冷却系統の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、ATWS 緩和設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

c.　主蒸気隔離弁の手動閉止による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの手動起動による１次冷却系統の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁（中央盤手動操作）、電動補助給水ポンプ（中央盤手動操作）等を重大事故等対処設備として位置付ける。

d.　化学体積制御設備、又は、非常用炉心冷却設備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、充てん/高圧注入ポ

ンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁、ほう酸注入タンク、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、上記a.の対策が第４４条等要求事項イ)、上記b.の対策が第４４条等要求事項ロ)、上記c.の対策が第４４条等要求事項ハ)、上記d.の対策が第４４条等要求事項ニ）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、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a.　ATWS緩和設備は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る。

b.　化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために必要な量のほう酸水を原子炉に注入できる設計とする。

c.　化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る。

規制委員会は、申請者の計画において、a) ATWS緩和設備は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図ること、b)化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、原子炉停止失敗時において原子炉を未臨界に移行するために必要な量のほう酸水を注入できる設備であること、c)化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図ることを確認した。

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.　原子炉の自動トリップ失敗を原子炉トリップしゃ断器等により確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正となった場合には、重大事故等対処設備である原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）による原子炉緊急停止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員等計２名で実施する。

b. 原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した際に作動する、「安全保護アナログ盤作動」警報が発信した場合には、ATWS 緩和設備の作動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運転員等１名で実施する。

c. 「安全保護アナログ盤作動」警報発信等を確認した際、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水系ポンプ起動のうち、自動作動していないものに対して手動操作が必要となった場合には、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水系ポンプの起動を手動で実施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運転員等計２名が約３分で実施する。

d. b.及びc.の原子炉出力の抑制を図った後、手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器等により確認した際（※[28]）に、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合には、ほう酸水注入操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を運転員等 1 名が約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.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（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)、①b.の対策が第４４条等要求事項ロ)、①c.の対策が第４４条等要求事項ハ)、①d.の対策が第４４条等要求事項ニ）に対応するものであること、①a.からd.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

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 緩和設備により原子炉出力を抑制すること並びに化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備を用いたほう酸水の注入により原子炉

(※[28]) 原子炉出力抑制を図った後も、a.の原子炉手動トリップや後述の３．（１）①及び②の多様性拡張設備（(※[30]) において説明する。）による原子炉トリップ操作を継続して実施する。原子炉トリップが成功した場合は、原子炉出力が 5%未満かつ中間領域起動率は負になるので、早急なほう酸水注入は不要となる。

を未臨界に移行することを必要な対策としている。

これらの対策は、（１）①b.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、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より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、更なる対策の抽出を行い、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、自主的な対策として、緊急停止失敗時に原子炉を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フロントライン系(※[29])の機能を回復するための多様性拡張設備（※[30]）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 原子炉手動トリップが失敗した場合には、中央制御室において、常用母線440Vしゃ断器2台操作スイッチの開操作によるMGセット電源の遮断に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員等計2名により約2分で実施する。

② 上記①に失敗した場合には、中央制御室において、手動操作により制御棒を原子炉に挿入するとともに、現場にて、MGセット出力しゃ断器スイッチの開操作によるMGセット電源の遮断に着手する。さらに、MGセット電源の遮断に失敗した場合には、現場で原子炉トリップしゃ断器2台の開操作を行う。この一連の手順は、中央制御室での操作を運転員等計2名、現

(※[29]) 設計基準事故対処設備の駆動源及び冷却系などをサポート系といい、それ以外の設備をフロントライン系（例えば、設計基準事故対処設備が有する安全機能を直接的に担保する設備）という。以下同じ。

(※[30]) 申請者は、自主的対策における設備の一部を「多様性拡張設備」と呼び、「多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求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、プラントの状況によっては、事故対応に有効な設備」と定義している。以下同じ。

場での操作を運転員等１名により約 15 分で実施する。

③ ATWS 緩和設備が作動しても、原子炉出力が抑制されていない場合には、タービントリップスイッチ（中央盤手動操作）の操作により、タービン手動トリップを行う。この手順では、中央制御室での操作を運転員等計２名により約 3 分で行う。なお、この手順は、２．（１）③c. の主蒸気隔離弁の手動閉止と補助給水系ポンプの手動起動を行う前に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．１－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
MG セット電源（常用母線 440V しゃ断器スイッチ）（中央盤手動操作）、MG セット電源（MG セット出力しゃ断器スイッチ）（現場手動操作）及び原子炉トリップしゃ断器スイッチ（現場手動操作）	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、サポート系である電源を遮断することにより制御棒を全挿入できるため、原子炉を緊急停止する代替手段となり得る。
制御棒操作レバー（中央盤手動操作）	制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、上記の電源遮断操作完了までの間又はこれが実施できない場合に原子炉を停止する手段となり得る。
タービントリップスイッチ（中央盤手動操作）	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、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段となり得る。

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、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認し

た。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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原子炉の冷却機能（※[31]）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、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「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、タービン動補助給水ポンプ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タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間（※[32]）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、タービン動補助給水ポンプ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　原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等。

ハ）－２　タービン動補助給水ポンプ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　原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等。

①－２　電動補助給水ポンプに代替交流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。

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、タービン動補助給水ポンプを起動・運転継続するための設備及び手順等。

（※[31]）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原子炉の冷却機能について、以下のとおりとしている。

・２次冷却系からの除熱機能

（※[32]）「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.　加圧器水位及び蒸気発生器水位を監視又は推定するための手順等(※[33])。

b.　補助給水ポンプの作動状況を確認するための手順等。

c.　加圧器水位及び蒸気発生器水位の制御のための手順等（※[34]）。

②－３　代替交流電源設備（空冷式非常用発電装置）により電動補助給水ポンプを起動及び運転継続するための設備及び手順等（※[35]）。

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[36]）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　１次冷却系のフィードアンドブリードのための設備及び手順等。

②　現場で人力により主蒸気逃がし弁を操作するための設備及び手順等。

（３）規制委員会は、１次冷却系が高圧時に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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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。

(※[33]) 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。

(※[34]) 制御のための手順等については、「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」、「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」において整理。

(※[35]) 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。

(※[36]) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「2 次系からの除熱機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「格納容器バイパス」をいう。

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。

a.　タービン動補助給水ポンプの機能回復。そのために、タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）、タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）を重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　補助給水ポンプの作動状況確認。そのために、蒸気発生器補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器水位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、①a.の対策が第４５条等要求事項ロ）、①b.の対策が第４５条等要求事項ハ）－２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の主な設計方針として、タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁及び起動弁は、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としている。

規制委員会は、申請者の計画において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び起動弁は、現場での手動操作によるものとし、設計基準事故対処設備である常設直流電源系統による駆動源に対して多様性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①a.及びb.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.　蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認できない際、復水タンク等の水源が確保されている場合には、現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手する。この手順では、現場での手動操作によるタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び起動弁の開操作、タービン動補助給水ポンプの流量調整等を計3名により、約20分で実施する。

b.　蒸気発生器水位が低下した際、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合には、補助給水ポンプの作動状況確認の手順に着手する。この手順では、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状況の確認を計２名により実施する。

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)人力によるタービン動補助給水ポンプの機能回復の手順等について、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とともに必要な訓練を行うとしていること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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４５条等要求事項ロ)、①b.の対策が第４５条等要求事項ハ）－２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、１次冷却系が高圧時に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.　１次冷却系を減圧するとともに原子炉への注水を行う１次冷却系のフィードアンドブリード。そのため、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　現場での人力による主蒸気逃がし弁の機能回復。そのため、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）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、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.　１次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンクは、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。

b. 充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクは、1 次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却に必要な流量、容量等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)1 次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、充てん/高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ等とは異なる区画に設置することにより位置的分散を図る設計と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. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示値10%未満）になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、重大事故等対処設備を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を 1 名により実施する。

b. 中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない際に、蒸気発生器への注水が確保されている場合には、人力で操作する主蒸気逃がし弁の機能回復の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計 4 名により、約 15 分で実施する。

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)1 次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作の手順等を定め、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（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、１次冷却系が高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．自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、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、自主的な対策として、１次冷却系高圧時において原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を整備するとともに、２次系からの除熱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多様性拡張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、２次冷却系からの除熱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－４．２－１参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。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 補助給水ポンプの故障等により補助給水流量等が確認できない場合において、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合には、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計５名により約 60 分で実施する。

③ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。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）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、２次冷却系からの除熱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－４．２－１参照。）を用いた主な手順として、現場の環境が悪化し、人力による主蒸気逃がし弁の機能回復が出来ない場合における、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復着手を挙げている。また、この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計３名により、約 34 分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．２－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）等	ポンプ吐出圧力が低いため、蒸気発生器２次側の圧力が低下しないと使用できないものの、補助給水ポンプの代替手段として、長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため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十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	窒素ボンベの容量から使用時間に制限があるものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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原子炉の減圧機能（※37）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）可搬型重大事故防止設備

イ）－１　常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁）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。

イ）－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。

ロ）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代替電源による復旧手順等。

ハ）蒸気発生器伝熱管破損発生時において、破損した蒸気発生器を隔離するための手順等。隔離できない場合に加圧器逃がし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。

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、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし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、上記イ）－１及びイ）－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）イ）－１及びイ）－２の減圧用の弁は、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　常設直流電源系統喪失時において、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁の

（※37）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原子炉の減圧機能について、以下のとおりとしている。

・２次冷却系への注水及び蒸気放出による１次冷却系統の減圧機能。

機能を回復するための設備（主蒸気逃がし弁（現場手動操作）、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）及び窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用））及び手順等。

② 上記①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。

③ 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を行うため、代替電源による復旧を行うための手順等（※[38]）。

④ 蒸気発生器伝熱管破損発生時又はインターフェイスシステム LOCA 発生時において、損傷箇所の隔離と１次冷却系の減圧を行うための設備及び手順等。

⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するため、１次冷却系を減圧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）（※[39]）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整備するものは、上記①、④、⑤に加え、以下の設備及び手順等としている。

① １次冷却系のフィードアンドブリードのための設備（充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等）及び手順等。

② ２次冷却系の注水及び蒸気放出による２次系強制冷却のための設備（電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等）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を含み、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。

(※[38]) 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。

(※[39]) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「格納容器バイパス」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」をいう。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、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

（1）第４６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.　可搬型重大事故防止設備等を用いた１次冷却系の減圧。このために、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁（現場手動操作）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。

b.　蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の１次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

c.　炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する１次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a. の対策が第４６条等要求事項イ）－１、イ）－２、①b. の対策が第４６条等要求事項ハ）、ニ）に対応するものであることを確認した。

①c. 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.　１次冷却系の減圧に用いる減圧用の弁（加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁）は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。

b. 可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）は、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。

c. 可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）は、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)加圧器逃がし弁は、駆動用の窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）から供給される駆動用窒素の設定圧力について、格納容器最高使用圧力に対し十分な余裕を考慮して設定していること、主蒸気逃がし弁は、人力により現場の手動ハンドルにて操作するが、重大事故等時の環境条件においては必要に応じて要員の防護措置を講じることにより確実に操作できること、b)加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用窒素を窒素ボンベ(加圧器逃がし弁作動用)から供給すること、主蒸気逃がし弁は、手動ハンドルを設けること、これらにより、常設直流電源及び制御用空気を用いた弁操作に対して多様性を有していること、c)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、原子炉補助建屋内の主蒸気逃がし弁と離れた位置に設置されていること、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）及び窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）は、通常時は使用せず常設直流電源と分離し、原子炉補助建屋内の常設直流電源及び制御用空気圧縮機と異なる区画に分散して保管することで設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図ること、d)可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）及び窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）は、弁の作動時間、作動回数を考慮した上、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. 常設直流電源喪失時であって、1 次冷却系圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手す

る。この手順では、バッテリ接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計 4 名により、約 41 分で実施する。

b. 全交流動力電源喪失時であって、1 次冷却系圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、窒素ボンベ接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計 3 名により、約 35 分で実施する。

c. 1 次冷却系圧力の低下及び破損蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗したと判断した場合には、1 次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、蒸気発生器の隔離等を計 4 名により実施する。

d. 1 次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合には、インターフェイスシステム LOCA 発生時の 1 次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、余熱除去系の隔離等を計 5 名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を明確化していること、b)窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復の手順等について、系統構成、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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）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（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４６条等要求事項イ)、ハ)、ニ）に対応するものであること、①c. 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、①a. に掲げる重大事故等対処設備が第４６条等要求事項ホ）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。

なお、申請者は、インターフェイスシステムLOCA発生時、余熱除去ポンプ入口弁を手動で閉止することで余熱除去系の隔離を行うこととしていた。このため、規制委員会は、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合に生じる溢水等を考慮し、作業員の被ばくを含めた作業環境及び作業の成立性を提示することを要求した。申請者は、操作場所を溢水等の影響を受けないよう、余熱除去ポンプ入口弁とは異なる建屋の上のフロアに設置し、ここから遠隔駆動機構により余熱除去系を隔離する方針を示した。これにより、規制委員会は、インターフェイスシステムLOCAに対する隔離操作の作業環境が改善され、作業員の被ばく影響を含めた操作性が向上することを確認した。

（２）第３７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、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.　可搬型重大事故防止設備等を用いた１次冷却系の減圧。そのため、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁作動用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。

b.　蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステムLOCA発生時の１次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

c.　炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する１次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

d.　１次冷却系のフィードアンドブリード。このために、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。

e.　２次系強制冷却。このために、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、復水タンク等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、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.　１次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポ

ンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンクは、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。

b. 2次系強制冷却を用いた1次冷却系の減圧機能として使用する復水タンクは、十分な容量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)1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、充てん/高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ等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た設計とすること、c)復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保する設計であ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. 蒸気発生器への注水が確保され、中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合には、手動による主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却による1次冷却系減圧の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計4名により、約15分で実施する。

b. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示 10%未満）になった際、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作を 1 名により実施する。

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)1次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作等を定め、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、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（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の状態において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より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、更なる対策の抽出を行い、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、１次冷却系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多様性拡張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、１次冷却系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。

① 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、外部電源により所内常用電源が受電され、２次冷却系の設備が運転中の場合、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。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 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が蒸気発生器蒸気圧力等で確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。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。

③ 加圧器逃がし弁の故障等により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であって、充てん/高圧注入ポンプの運転及び体積制御タンク等の水位が確保され充てんラインが使用可能な場合、加圧器補助スプレイ弁を用いた１次冷却系減圧に着手する。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。

④　補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、蒸気発生器への注水流量が喪失した場合には、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計5名により約60分で実施する。

（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、1次冷却系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として、現場の環境が悪化し人力による主蒸気逃がし弁の機能回復が出来ない場合の、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復着手を挙げている。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計3名により約34分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－4．3－1　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、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十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して、代替手段となり得る。
加圧器補助スプレイ弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、加圧器逃がし弁の代替手段となり得る。
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）等	ポンプ吐出圧力が低いため、蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないものの、補助給水ポンプの代替手段として、長期的な事故収束手段となり得る。
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	窒素ボンベの容量から使用時間に制限があるものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。

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、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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原子炉の冷却機能（※[40]）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、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）上記イ）及びロ）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。

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　代替炉心注水のための可搬式代替低圧注水ポンプ等及び手順等。

②　代替炉心注水のための格納容器スプレイポンプ、恒設代替低圧注水ポン

（※[40]）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原子炉の冷却機能について、以下のとおりとしている。

・１次冷却材が喪失している場合：安全注入設備を用いた原子炉への注水による原子炉の冷却機能。また、余熱除去設備の再循環運転による原子炉の冷却機能。

・１次冷却材が喪失していない場合又は運転停止中：余熱除去設備による除熱による原子炉の冷却機能。

プ等及び手順等。

③ 全交流動力電源喪失を想定した代替電源設備（空冷式非常用発電装置）及び手順等（※41）。

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。

⑤ 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）（※42）において、１次冷却系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以下を整備する方針としている。

① ２次冷却系の注水及び減圧のための設備及び手順。

② 代替交流電源の確保及び代替炉心注水のための設備及び手順等。

③ 代替設備を用いた代替再循環運転のための設備及び手順等。

（３）規制委員会は、１次冷却系低圧時に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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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. 可搬型重大事故防止設備を用いた代替炉心注水。そのため、可搬式

（※41）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。

（※42）有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、運転停止中の炉心損傷防止対策をいう。

代替低圧注水ポンプ、消防ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ電源用）等を可搬型重大事故防止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代替炉心注水。そのため、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用。以下同じ。）を常設重大事故防止設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置を常設重大事故防止設備として新たに整備する。

c. 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、格納容器スプレイポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a. の対策が第４７条等要求事項イ）、①b. の対策が第４７条等要求事項ロ）に対応するものであることを確認した。

また、①c. 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. 代替炉心注水に用いる恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等は、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。

b. A格納容器スプレイポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプは、代替炉心注水のために必要な流量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬式代替低圧注水ポンプは、その駆動源を専用の電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）とし、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余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプ（駆動源は非常用母線からの交流電源、水源は淡水のみ）に対して多様性及び独立性を有していること、可搬式代替低圧注水ポンプは屋外に分散して保管されることにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散が図られていること、b)恒設代替低圧注水ポンプの駆動源は空冷式非常用発電装置とし、独立した電源供給ラインから供給されることなどにより、余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプに対して多様性及び独立性を有していること、恒設代替低圧注水ポンプは余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入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。

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.　1 次冷却材喪失事象発生後、1 系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を余熱除去流量等により確認できない場合、又は炉心出口温度が 350℃以上となった場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、Ａ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作等を計２名により、約 15 分で実施する。

b.　Ａ格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水が余熱除去流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計 3 名により、約 26 分で実施する。

c.　恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水が余熱除去流量等により確認できない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、消防ポンプ及び消防ホース等の運搬、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動並びに原子炉への注水を計 22 名により、約 8 時間で実施する。

d.　炉心の著しい損傷、溶融が発生し、格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態であると判断した場合には、溶融炉心が原子炉圧力容器に残存する場合の冷却の手順に着手する。この手順では、原子炉格納容器への注水、原子炉格納容器の圧力及び温度の監視、注水の停止等を計３名により実施する。

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.、の順に設定して明確化していること、b)可搬式代替低圧注水ポンプ等によ

る代替炉心注水等の手順等について、消防ポンプ及び消防ホース等の運搬、接続作業、炉心注水等を定め、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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)可搬式代替低圧注水ポンプ等の運搬、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（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４７条等要求事項イ)、①b.の対策が第４７条等要求事項ロ）に対応するものであること、①c.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、①a.からc.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

①　対策と設備

申請者は、有効性評価（第３７条）において、１次冷却系が低圧時に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.　蒸気発生器２次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作等による２次系強制冷却（※[43]）。このために、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）等を重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　代替交流電源の確保及び代替炉心注水。そのため、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

c.　代替設備を用いた代替再循環運転。このために、Ａ格納容器スプレイポンプ、原子炉格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）、Ｃ充てん/高圧注入ポンプ（海水冷却）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、空冷式

(※[43]) 申請者は、「蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）」、「蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）」と記載しているが、分かりやすく本節では「2次系強制冷却」と記載。

非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

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. 2 次系強制冷却に用いる電動補助給水ポンプの駆動源、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）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。

b. 電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）等は、2 次冷却系の除熱機能として必要な流量等を確保する。

c. A格納容器スプレイポンプ等は、代替再循環運転に必要な流量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)電動補助給水ポンプは、その駆動源を空冷式非常用発電装置とし、主蒸気逃がし弁に手動操作用のハンドルを設けることにより、設計基準事故対処設備の電源であるディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を有していること、b)電動補助給水ポンプの駆動源及び主蒸気逃がし弁は、ディーゼル発電機とは異なる区画に設置することにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散が図られていること、c)A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器等は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等とは原子炉補助建屋内において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. 全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去流量等により確認できない際、2 次冷却系の除熱に必要な復水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる 2 次系強制冷却（注水）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 名で実施する。

b. 全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去流量等により確認できない際、補助給水流量等により蒸気発生

器への注水が確保されている場合には、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による2次系強制冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計4名により約15分で実施する。

c. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による2次冷却系からの冷却効果がなくなり、低温停止に移行する場合で、かつ、b.の条件等を満たしている場合には、主蒸気ドレンライン使用による2次系強制冷却の手順に着手する。この手順は計20名により約50時間で実施する。

d. 余熱除去ポンプの故障等により再循環運転による原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合には、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水を計2名により、約15分で実施する。

e. 運転停止中に、全交流動力電源喪失等により余熱除去系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、若しくは中性子源領域炉停止時中性子束高警報が発信した場合には、原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順に着手する。この手順では、退避指示、作業員の退域確認、エアロック閉止作業を計2名により実施する。

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.の順に設定して明確化していること、b)A格納容器スプレイポンプ等による代替再循環運転の手順等について、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水等を定め、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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)現場で系統構成等を行う作業環境（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（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。

なお、申請者は、ミッドループ運転中の事故時における原子炉格納容器内からの作業員の退避に係る時間想定を30分としていたが、具体的な退避時間の内訳、手順等の内容を示していなかった。このため、規制委員会は、事象発生後、作業員の退避が完了するまでの具体的な手順を示し、当該手順が想定時間で確実に完了できることの成立性を提示するよう求めた。これに対し、申請者は、作業員の退避に関する対応について、教育、作業員の退避及び人数把握、退避時間の内訳を示し、手順着手の判断基準、

操作手順、成立性を示した。これらにより、規制委員会は、原子炉格納容器内からの作業員を退避させる手順等が適切に整備されていることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第３７条）において、１次冷却系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より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、更なる対策の抽出を行い、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、自主的な対策として、１次冷却系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、１次冷却系の低圧時に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及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

（１）重大事故等対処設備

①　対策と設備

申請者は、上記２．以外の設備として、１次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の炉心注水。そのため、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　代替炉心注水。このために、Ｂ充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却（※44））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、①に掲げる重大事故等対処設備の主な設計方針として、炉心注水に用いる燃料取替用水タンクは、格納容器再循環サンプ等に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計としている。

（※44）申請者は、ポンプの軸受等を冷却するサポート系が喪失した場合、冷却水を自らのポンプ出口水から供給する方式のポンプについて、「設備名（自己冷却）」と表記している。（例：「充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）」）

規制委員会は、申請者の計画において、a)充てん/高圧注入ポンプは、その水源を燃料取替用水タンク又は復水タンクとすることにより、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプに対して多様性を有していること、b)復水タンクは屋外に設置すること、屋内の燃料取替用水タンクは原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプと異なる区画に設置することで位置的分散を図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.　余熱除去ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ等により再循環運転を行っている際に、各ポンプの流量低下等により格納容器再循環サンプスクリーンに閉塞の兆候を確認した場合、同兆候が現れた際の手順に着手する。この手順では、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの水源からの補給操作、同タンクを水源とした原子炉への注水等を計３名により実施する。

b.　恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を確認できない際、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の起動及び運転、原子炉への注水を計７名により約85分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の炉心注水の手順等について、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクの補給、原子炉への注水の継続等を定め、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、b)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d)格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの補給、原子炉への注水の継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（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、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等として自主的に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。

（２）その他の自主的対策設備

（２）－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、１次冷却系の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 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合であって、１、２号機淡水タンクの水位が確保されており、かつ消火用として電動消火ポンプの必要のない場合、電動消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、原子炉への注水を計３名により、約 40 分で実施する。

② 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。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。

③ 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合には、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計５名により約 60 分で実施する。

④ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。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）－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、１次冷却系の低圧時に原子炉を冷却する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－４．４－１参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

① Ｂ充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の機能喪失により、原子炉への注水を確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替炉心

注水に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動及び運転、原子炉への注水を計7名により約105分で実施する。

② 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量にて確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、燃料取替用水タンク（重力注水）による代替炉心注水に着手する。この手順では構成系統、余熱除去ポンプ供給弁の開操作、燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水を計3名により約25分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．４－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）、発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）等	ポンプ吐出圧力が低いため、蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないものの、補助給水ポンプの代替手段として、長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、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十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく、炉心注水として有効な手段となり得る。
A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、原子炉補機冷却水の代替手段となり得る。

燃料取替用水タンク（重力注水）	燃料取替用水タンクの水頭圧が１次冷却材の圧力を下回った場合は炉心へ注水できない可能性があるものの、比較的早い代替炉心注水の手段となり得る。

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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（※[45]）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）炉心の著しい損傷等を防止するための重大事故防止設備。

ロ）取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱により、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。

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）上記イ）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。

申請者は、第４８条等の要求事項に対応するため、タービン動補助給水ポンプ等により蒸気発生器２次側へ給水するとともに、主蒸気逃がし弁から蒸気を

（※[45]）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。

・原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能

放出する蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

（2）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[46]）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 主蒸気逃がし弁から蒸気を放出するとともに蒸気発生器2次側へ給水する2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するための設備及び手順等。

② 大容量ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニット（※[47]）による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。

③ 大容量ポンプを用いて代替補機冷却を実施するための設備及び手順等。

（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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、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

（１）第４８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４８条等に基づく要求事項に対応するため、その対策として2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するとし、そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故防止設備として位置付けるとしている。

（※[46]）有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧破損）、（格納容器過温破損）」、「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ー冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」、運転停止中の炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」をいう。

（※[47]）申請者は、格納容器内自然対流冷却時に、保有する格納容器再循環ユニットのうちA、B号機を使用するとしている。以下同じ。

規制委員会は、上記の対策が第４８条等要求事項イ)、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、主な設計方針は、2 次冷却系のフィードアンドブリードに用いるタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等は、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としている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)2 次冷却系のフィードアンドブリードに用いるタービン動補助給水ポンプの駆動源を蒸気とし、電動補助給水ポンプの電源を代替電源からの給電とし、主蒸気逃がし弁はハンドルを設け手動操作とすることにより、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電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源又は電源について多様性を有すること、b)タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクは設計基準事故対処設備である海水ポンプと離れた位置に設置することにより位置的分散を図り、独立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。

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）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.　海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、復水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）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名により実施する。

b.　海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確認された場合には、主蒸気逃がし弁による蒸気

発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計４名により約15分で実施する。

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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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の対策が第４８条等要求事項イ)、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）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

①　対策と設備

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.　２次冷却系のフィードアンドブリードを実施。そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。

b.　格納容器内自然対流冷却を実施。そのため、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。

c.　代替補機冷却を実施。そのため、大容量ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。

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. 格納容器内自然対流冷却に用いるＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット等は、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。

b. 代替補機冷却に用いる大容量ポンプ等は、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。

規制委員会は、申請者の計画において、a)格納容器内自然対流冷却に用いる大容量ポンプは駆動源をディーゼル駆動とすることにより、設計基準事故対処設備である電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源について多様性を有していること、b)Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは原子炉格納容器内に設置すること、また、大容量ポンプは海水ポンプに対して離れた屋外に保管することにより、設計基準事故対処設備である海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して位置的分散を図り、独立性を有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. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、大容量ポンプを用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置、ホースの接続等、系統構成、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計 22 名により約 7.5 時間で実施する。

b. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、大容量ポンプによる補機冷却海水通水による代替補機冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置、ホースの接続等、系統構成等を計 21 名により約 7.5 時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量ポンプの配置、ホースの接続等、系統構成、通水作業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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d)大容量ポンプの配置、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（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、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より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、更なる対策の抽出を行い、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、自主的な対策として、フロントライン系及び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多様性拡張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回復させるための設備（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。

① 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。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 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合には、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計５名により、約 60 分で実施する。

③ 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、制御用圧縮空気が供給されない場合には、所内用空気圧縮機による代替制御用圧縮空気供給に着手する。この手順は、通常の運転操作により実施する。

④ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が受電され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパ

ス弁による蒸気放出に着手する。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。

⑤ 原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、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、非常用炉心冷却設備作動信号が発信している場合には、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却に着手する。この手順では、系統構成、通水作業等を計 2 名により、約 55 分で実施する。

（2）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回復させるための設備（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。

① 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができない場合には、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計 5 名により約 60 分で実施する。

② 制御用空気喪失が継続する場合に主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合には、窒素ボンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復に着手する。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計 3 名により、約 34 分で実施する。

③ 長期的に制御用圧縮空気が必要と判断した場合には、B格納容器外制御用空気圧縮機の大容量ポンプを用いた海水冷却に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置、ホースの接続等を計 21 名により約 7.5 時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．５－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ	ポンプ吐出圧力が低いため、蒸気発生器 2 次側の圧力が低下しないと使用できないものの、補助給水ポンプの代替手

（電動）等	段として、長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。
所内用空気圧縮機	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、主蒸気逃がし弁の機能回復が可能。
空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却用）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、原子炉補機冷却水の代替手段となり得る。
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	窒素ボンベの容量から使用時間に制限があるものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。
B格納容器外制御用空気圧縮機（海水冷却）	系統構成に時間を要するものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能回復が可能。

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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（※[48]）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）上記イ）及びロ）の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。

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以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。

② 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替格納容器スプレイ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）（※[49]）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 Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。

（※[48]）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圧力及び温度を低下させる機能は以下のとおりとしている。

・格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁による原子炉格納容器への注水機能

（※[49]）有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧破損）、（格納容器過温破損）」、「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」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」、運転停止中の炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」をいう。

② 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

（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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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

（１）第４９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４９条等に基づく要求事項に対応するために、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. 格納容器内自然対流冷却。そのため、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。

b. 代替格納容器スプレイ。そのため、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等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.及びb.の対策が第４９条等要求事項イ）、上記b.の対策が第４９条等要求事項ロ）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. 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、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. 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる設計とする。

c. 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。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替格納容器スプレイに用いる恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、代替電源設備から給電することにより、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b)格納容器内自然対流冷却に用いるA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式が異なることから多様性を有していること、c)恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ格納容器スプレイ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を図り、独立性を有すること、d)恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、炉心崩壊熱により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、e)A、B格納容器再循環ユニットは、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱により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、f)代替格納容器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濃度を低下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。

また、規制委員会は、申請者が①a.に掲げる重大事故等対処設備について、第４９条等要求事項イ)、ハ)、①b.に掲げる重大事故等対処設備について、第４９条等要求事項イ)、ロ)、ハ）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. 格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa[gage]）以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、A、B格納容器再循環ユニットを用いる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納

容器再循環ユニットへの通水作業等を計 3 名により約 87 分で実施する。

b. 格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa[gage]）以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水されない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計 3 名により約 26 分で実施する。

c. 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計 21 名により約 8 時間で実施する。

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. の順に設定して明確化していること、b)格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業、代替低圧注水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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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)、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

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. 代替格納容器スプレイ。そのため、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等を新たに重大事故等対処設備として整備する。

b. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

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. 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、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. 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる設計とする。

c. 大容量ポンプは必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替格納容器スプレイに用いる恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、代替電源設備から給電されることから、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b)格納容器内自然対流冷却に用いるA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式について多様性を有していること、c)恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ格納容器スプレイポンプとは異なる区画に設置することによる位置的分散が図られ、独立性を有すること、d)恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、炉心崩壊熱により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、e)A、B格納容器再循環ユニットは、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による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、f)大容量ポンプは、3号炉及び4号炉で同時に格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水を格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、g)大容量ポンプは、3号炉及び4号炉で2セット2台（バックアップを含め、

共用で合計３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。

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.　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、1 次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa[gage]）以上であって、さらに原子炉格納容器へ注水されない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計 3 名により約 26 分で実施する。

b.　恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計 21 名により約 8 時間で実施する。

c.　全交流動力電源又は原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合には、大容量ポンプを用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計 22 名により約 7.5 時間で実施する。

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. の順に設定して明確化していること、b)格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、可搬型ホースの運搬、接続作業等の手順等を定め、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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)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（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より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、更なる対策の抽出を行い、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、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、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多様性拡張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 格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上であり、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計３名により約35分で実施する。

② 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、可搬式代替低圧注水ポンプの起動等を計21名により約８時間で実施する。

（２）サポート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 格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa[gage]）以上であって、さらに恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合には、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、Ａ格納容器スプレイポンプ(自己冷却)の起動等を計６名により約105分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．６－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替格納容器スプレイの手段となり得る。
可搬式代替低圧注水ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、代替格納容器スプレイの手段となり得る。
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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５０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、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条等における「原子炉格納容器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）格納容器圧力逃がし装置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。

申請者は、第５０条等の要求事項に対応するため、格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※[50]）において、原子炉格納容器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、全交流動力電源喪失時における格納容器内自然対流冷却を実施するため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、原子炉格納容器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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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

（１）第５０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５０条等に基づく要求事項に対応するために、格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット、Ａ、Ｂ、Ｃ原子炉補機冷却水ポンプ、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を新たに整備するとしている。

規制委員会は、上記の対策が第５０条等要求事項イ）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、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット等は原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保することであるとしている。

（※[50]）有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

規制委員会は、申請者の計画において、a)A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉補機冷却水を通水することにより、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による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、b)窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）は、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を確保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として、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa［gage］）以上であり、格納容器スプレイ流量が確認できない場合には、格納容器内自然対流冷却の手順に着手するとしている。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業を計3名により約87分で実施するとしている。

規制委員会は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却について、a)系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水等の手順等を定め、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、b)系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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の対策が第５０条等要求事項イ）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

①　対策と設備

申請者は、有効性評価（第３７条）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要となる対策として、全交流動力電源喪失時に格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、大容量ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとしている。

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.　Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保する。

b.　大容量ポンプは、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)Ａ、Ｂ原子炉格納容器再循環ユニットは、原子炉補機冷却水を通水することにより、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱により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、b)大容量ポンプは、3号炉及び4号炉で同時に格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水を格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、c)大容量ポンプは、3号炉及び4号炉で2セット2台（バックアップを含め、共用で合計3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。

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.　全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合に、原子炉補機冷却水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合には、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置及びホースの接続、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計22名により約7.5時間で実施する。

規制委員会は、格納容器内自然対流冷却について、a)大容量ポンプの配置、ホースの接続等、通水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、b)大容量ポンプの配置、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、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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．自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、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、原子炉格納容器の過圧破損を防止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、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合、喪失した場合のそれぞれについて、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

（１）重大事故等対処設備

①　対策と設備

申請者は、上記２．以外の設備として、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている。

a.　格納容器スプレイ。そのため、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備に位置付ける。

b.　代替設備を用いた代替格納容器スプレイ。そのため、燃料取替用水タンク、復水タンクを重大事故等対処設備として位置付け、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを新たに整備する。

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. 恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、原子炉格納容器内の雰囲気の冷却に必要な容量を確保する。

b. 燃料取替用水タンク及び復水タンクは、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは代替格納容器スプレイとして格納容器内の雰囲気の冷却に必要な容量を確保すること、b)代替格納容器スプレイの水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替えるまでの間に必要な容量を確保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. 格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa[gage]）以上で格納容器スプレイポンプが起動しておらず、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を１名により実施する。

b. 格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上で格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計３名により約 26 分で実施する。

c. 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動等を計 21 名により、約８時間で実施する。

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.の順に設定して明確化していること、b)格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ等について格納容器スプレイの実施、系統構成、恒設代替低圧注

水ポンプ及び可搬式代替低圧注水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、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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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、原子炉格納容器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自主的に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。

（２）その他の自主的対策設備

（２）－１　交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備（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 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により格納容器への注水が確認されない場合であって、１、２号機淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、格納容器への注水を計３名により約35分で実施する。

（２）－２　全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備（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 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により格納容器への注水が出来ない場合であって１、２号機淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計３名により、約35分で実施する

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．７－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。

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、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ）上記イ）の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）上記イ）の設備は、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 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

② 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

③ 充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる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を行う炉心注水を実施するための手順等。

④ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）又は恒設代替低圧注水ポンプによる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を行う代替炉心注水を実施するための手順等。

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）（※51）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、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するため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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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。

（※51）有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

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

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に落下した溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ。そのために、格納容器スプレイポンプ等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に落下した溶融炉心の冷却のための代替格納容器スプレイ。そのために、恒設代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

c.　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炉心注水。そのために、充てん/高圧注入ポンプ（高圧注入ライン使用、あるいは、充てんライン使用）、余熱除去ポンプ（低圧注入ライン使用）等を重大事故等対処設備として位置付ける。

d.　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代替炉心注水。そのために、Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ、Ｂ充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）等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. 及び b. の対策が第５１条等要求事項イ）、上記 c. 及び d. の対策が第５１条等基準要求ロ）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.　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恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイポンプ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、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、格納容器スプレイ水は溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

b.　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恒設代替低圧注水ポンプは、Ａ格納容器スプレイ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。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)恒設代替低圧注水ポンプは、代替電源設備から給電されるため、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b)恒設代替低圧注水ポンプは設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプとは原子炉補助建屋の異なる区画に設置されることにより設計基準事故対処設備に対する位置的分散が図られ、独立性を有すること、c)恒設代替低圧注水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の空冷式非常用発電装置から給電が可能な設計とすること、d)格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下部フロアまで流下し、さらに小扉及び連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水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①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、第５１条等要求事項ニ）及びホ）に適合する設計方針であることを確認した。

なお、申請者の計画においては、原子炉格納容器下部注水設備として可搬型の設備を重大事故等対処設備としていないことから第５１条等要求事項ハ）に適合する必要はない。

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

a.　炉心が損傷し、格納容器再循環サンプ広域水位が 67%未満の場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を１名により実施する。

b.　格納容器再循環サンプ広域水位が 67%未満であり、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が確認できない場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容

器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動操作等を計3名により約26分で実施する。

③－2）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

a. 炉心が損傷し、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。

b. 充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプの起動操作等を計2名により約15分で実施する。

c. A格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てん/高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水の手順に着手する。この手順は、中央制御室の通常の運転操作により実施される。

d. 充てん/高圧注入ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計3名により約26分で実施する。

e. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の起動等を計7名により約85分で実施する。

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③－1）a.、b.の順に、また、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手順として、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は③－2）a.、b.、c.、d.の順に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は③－2）d.、e.の順に設定して明確化していること、b)代替格納容器スプレイ、代替炉心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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)携行型通話装置等の必要な連絡手段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①a. から d. 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（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③－２）の手順等が第５１条等要求事項ロ）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. 及び b. の対策が第５１条等要求事項イ）に、①c. 及び d. の対策が第５１条等要求事項ロ）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が第５１条等要求事項ニ)、ホ）に適合する設計方針であること、①a. から d. 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

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に、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる格納容器下部への注水を必要な対策としている。この対策は、（１）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より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、更なる対策の抽出を行い、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、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は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

能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

（１）交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である時に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代替するための設備及び手順等

① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、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。

a. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な１、２号機淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計 3 名により約 35 分で実施する。

b. 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース等の運搬、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動等を計 21 名により約８時間で実施する。

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

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、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。

a. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉へ注水するために必要な１、２号機淡水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計３名により約 40 分で実施する。

b. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に着手する。こ

の手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、消防ポンプ及び消防ホースの運搬、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動並びに原子炉への注水を計22名により約8時間で実施する。

（２）全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した時に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代替するための設備及び手順等

① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能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。

a. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な１、２号機淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動等を計3名により約35分で実施する。

b. ディーゼル消火ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合には、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計6名により約105分で実施する。

c. 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース等の運搬、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプ等の起動等を計21名により約8時間で実施する。

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

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能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。

a. Ｂ充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要

な燃料取替用水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計7名により約105分で実施する。

b. A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSS 連絡ライン使用)の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な1、2号機淡水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動等を計3名により約40分で実施する。

c. A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSS 連絡ライン使用)の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、消防ポンプ及び消防ホースの運搬、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動並びに原子炉への注水を計 22名により約8時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．８－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
（落下溶融炉心の冷却）

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
可搬式代替低圧注水ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく下部キャビティへの注水が見込める手段となり得る。

表Ⅳ－４．８－２　申請者が多様性拡張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	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
可搬式代替低圧注水ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、炉心注水の代替手段となり得る
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく炉心注水として有効な手段となり得る。

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、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）PWR のうち必要な場合には、水素濃度制御設備及び手順等。

ロ）水素ガス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、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）上記イ）からハ）の設備は、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）炉心の著しい損傷後、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 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのPAR等及び手順等。

② 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのイグナイタ等及び手順等。

③ 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための可搬型格納容器内水素濃度計測装置等及び手順等（※[52]）。

④ 上記設備のための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等（※[53]）。

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）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 原子炉格納容器内の水素濃度を低減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を含み、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。

(※[52]) 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ポンプ等に関する手順等については、「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」及び「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」において整理。

(※[53]) 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。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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.　原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR温度監視装置を新たに整備する。（各５基）

b.　原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、イグナイタ及びイグナイタ温度監視装置を新たに整備する。（各12個及び予備各１個）

c.　原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、可搬型格納容器内水素濃度計測装置、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置等を新たに整備する。

なお、申請者は、上記対策のうち、格納容器内の水素濃度を低減する手段として、PARを重大事故等対処設備、イグナイタを自主的対策のための多様性拡張設備と位置付ける方針としていた。また、水素濃度を計測する手段としては、中央制御室からの監視に対応できないガス分析計（※54）を整備する方針としていた。このため、規制委員会は、申請者に、イグナイタについて、より高い耐震性をもたせるとともに確実な保守管理を行うために、重大事故等対処設備として位置付けることを検討すること、原子炉格納容器内の水素成層化を踏まえた設置位置を検討することを要求した。また、ガス分析計について、事故初期の放射線量が高い環境下での使用が困難であることなどから、監視方法を検討することを要求した。これを受けて、申請者は、水素濃度の低減及び計測手段について、下記の方針を反映した。

ア．格納容器内の水素濃度低減手段については、イグナイタの位置付けを重大事故等対処設備とした上で、装置の作動状況を中央制御室で監視するためにPAR温度監視装置及びイグナイタ温度監視装置を整備することとした。さらに、格納容器内での水素の成層化を考慮し、イグナイタを格納容器ドーム頂部にも設置することとした。

（※54）申請者が用いている名称はガスクロマトグラフであるが、本節ではガス分析計と記載している。

イ．水素濃度計測手段については、中央制御室での濃度監視を可能にするため可搬型格納容器内水素濃度計測装置、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置等を重大事故等対処設備として整備することとした。

規制委員会は、上記 a.及び b.の対策が第５２条等要求事項イ）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。

なお、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、第５２条等要求事項ロ）に対応する対策はない。

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.　水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

b.　水素濃度制御のための設備は、適切な位置に配置され、水素濃度を低減できる設計とする。

c.　水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、交流又は直流電源が必要な場合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 及びイグナイタは、作動時の水素燃焼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、それぞれの温度監視装置は水素処理能力へ悪影響を及ぼさない設計とすること、水素濃度を計測するための可搬型格納容器内水素濃度計測装置等は通常時には接続先の系統から分離され重大事故等発生時には系統構成可能とすること並びに設置場所にて固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、b)PAR は、水素の効率的な低減を考慮して原子炉格納容器内に分散させた配置とし、水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても水素濃度を低減できる設計とすること、イグナイタは、水素を計画的に燃焼させ、水素濃度ピークを抑制するため、水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に配置する設計とすること、c)PAR 温度監視装置、イグナイタ、イグナイタ温度監視装置、可搬型格納容器内水素濃度計測装置等は代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した設計とすることを確認した。

上記 a.、b.等の確認から、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、上記c.の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第５２条等要求事項ニ）を満たす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.　PAR は、格納容器内の水素濃度上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。炉心出口温度等により炉心損傷発生と判断した場合には、作動状況確認の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電（※[55]）を確認した後に手順に着手する。この手順は、中央制御室において 1 名により行う。

b.　非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合には、イグナイタによる水素濃度低減の手順に着手する。全交流動力電源が喪失した場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。この手順では、イグナイタの起動及び作動状況の確認を中央制御室において１名により行う。

c.　炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が 1×10^{5}mSv/h 以上に到達した場合には、可搬型格納容器内水素濃度計測装置による原子炉格納容器内水素濃度の監視の手順に着手する。この手順では、計測装置の接続、系統構成等を計 4 名により約 50 分で実施する。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ついても、計４名により約 50 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)水素濃度低減の手順等を明確化していること、b)水素濃度測定の手順等について、機器の運搬、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こと、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)事故環境下でも使用可能な携行型通話装置等の連絡手段を確保していること、e)操作エリアにおいて通常運転状態と同等の室温が確保され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（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。

(※[55])「Ⅳ－４．１４　電源設備及び電源の確保に関する手順等」より、代替電源である空冷式非常用発電装置等からの給電の準備に要する時間は約 16 分である。さらに、有効性評価では事象発生時の状況判断のための 10 分間を考慮し、代替電源からの給電開始を事象発生の約 26 分後としている。

また、上記 c. 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に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が、第５２条等要求事項イ）、ハ）、ニ）及びホ）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５２条等に適合するものと判断した。

なお、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、第５２条等要求事項ロ）に対応する対策はない。

（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水素濃度の低減、水素濃度の監視、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）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より確実にするため、更なる対策の抽出を行い、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監視手段の多様性を拡げるための多様性拡張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監視するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内水素濃度を監視するための設備（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。

a. 炉心損傷が発生し可搬型格納容器内水素濃度計測装置による監視が出来ない場合には、格納容器ガス水素分析計による原子炉格納容器内水素濃度の監視に着手する。この手順は、格納容器内の水素濃度を測定し、中央

制御室にて連続監視するものであり、制御用空気及び原子炉補機冷却水の供給機能が喪失している場合は、計4名により約90分で実施する。

b. 炉心損傷が発生し可搬型格納容器内水素濃度計測装置及び格納容器ガス水素分析計による監視が出来ない場合であって、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合には、ガス分析計による原子炉格納容器内水素濃度の監視に着手する。この手順は、格納容器雰囲気ガスを試料採取管に採取し、化学室における手分析で間欠的に水素濃度を計測するものであり、現場対応の計5名により約60分で実施する。制御用空気及び原子炉補機冷却水の供給機能が喪失している場合についても、計5名により約60分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．９－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
格納容器ガス水素分析計	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十分ではないものの、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の代替設備となり得る。
ガス分析計	事故初期の放射線量が高い環境下での使用が困難であり、また、中央制御室からの監視に対応していないものの、事象が長期的に安定した場合に可搬型格納容器内水素濃度計測装置の代替設備となり得る。

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を確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、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。

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）上記イ）及びロ）の設備は、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 水素排出及び放射性物質低減のためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等及び手順等。

② 水素濃度を推定し監視するための可搬型格納容器内水素濃度計測装置等及び手順等。

③ 上記設備のための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等（※[56]）。

（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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）以外の設備及び手順等を整備することにより、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。

（※[56]）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。

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５３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.　アニュラス空気浄化設備を用いたアニュラスからの水素排出（アニュラス内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む）。そのために、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ボンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b.　格納容器の水素濃度監視設備を用いたアニュラス水素濃度推定及び監視。そのために、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、可搬型格納容器内水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計等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５３条等要求事項イ）、上記b.の対策が第５３条等要求事項ロ）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.　アニュラス空気浄化ファン等は、設計基準事故対処設備としての機能を使用することによりアニュラス内の水素を屋外に排出することができるため、設計基準事故対処設備としての仕様と同じとするが、原子炉格納容器内の水素濃度低減機能等と相まって、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できる排出容量を確保する。

b.　可搬型格納容器内水素濃度計測装置は、原子炉格納容器内の水素濃度の測定ができる計測範囲とする。

c.　アニュラス空気浄化ファン、可搬型格納容器内水素濃度計測装置等は、交流又は直流電源が必要な場合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)アニュラス空気浄化ファン等は、格納容器破損防止対策の有効性評価に用いている格納容器漏えい率（0.16%/日）等を条件として評価した結果により、アニュラス内水素濃度を可燃限界未満とすることができる排出容量を確保していること、b)可搬型格納容器内水素濃度計測装置は、計測誤差を考慮した上で、0～20vol%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、c)アニュラス空気浄化ファン、可搬型格納容器内水素濃度計測装置等は代替電源設備である空冷式非常用発電装置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、上記c.の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第５３条等要求事項ハ）を満たす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る主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合には、交流動力電源及び直流電源が健全な場合のアニュラス空気浄化ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、アニュラス空気浄化ファン自動起動の中央制御室での確認等を１名により実施する。

b.　全交流動力電源又は常設直流電源の喪失と判断した場合には、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合のアニュラス空気浄化ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、現場での代替空気（窒素）供給ホースの接続作業、水素排出のための系統構成、アニュラス空気浄化ファンの起動等を計２名により約20分で実施する。

c.　炉心出口温度等により炉心の著しい損傷が発生したと判断した場合には、可搬型格納容器内水素濃度計測装置、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計等による水素濃度推定の手順に着手する。この手順では、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の運搬及び設置、アニュラス水素濃度の中央制御室での推定等を計２名により約50分で実施する。

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)空気供給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、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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。

なお、申請者は、アニュラス内の水素濃度について、原子炉格納容器内の水素濃度を監視することによって推定するとしていたが、その推定方法の詳細を示していなかった。このため、規制委員会は、アニュラス内の水素濃度推定方法の詳細を示すことを求めた。申請者は、あらかじめアニュラス水素濃度推定のための関係図を準備し、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器排気筒高レンジガスモニタ又はアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率との関係によりアニュラスへの漏えい率を推定し、そのアニュラスへの漏えい率推定値に応じたアニュラス内の水素濃度の推定を行うことを示した。これにより、規制委員会は、アニュラス内の水素濃度の推定が妥当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５３条等要求事項イ）からハ）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より確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、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、自主的な対策として、アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度監視及びアニュラス内の放射線量の推定のための多様性拡張設備及び手順等を整備するとした。

（１）アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度監視のための設備及び手順等

申請者は、アニュラスの環境が悪化するまでの水素濃度監視のためのアニュラス内水素濃度計測装置（表Ⅳ－４．１０－１参照。）を用いた主な手順等として、炉心出口温度等により炉心の損傷を判断した場合には、アニュラス内水

素濃度計測装置による水素濃度測定に着手するとしている。この手順では、中央制御室での監視を１名により実施するとしている。

（２）アニュラス内の放射線量の推定のための設備及び手順等

アニュラス内の放射線量の推定のための設備（表Ⅳ－４．１０－１参照。）として、格納容器排気筒高レンジガスモニタは常設設備であるが、設備が健全であれば、アニュラス内濃度推定に必要な測定値が中央制御室で速やかに得られるとしている。

以上により、規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．１０－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
アニュラス内水素濃度計測装置	耐放射線等のため、使用範囲に制限があるものの、設備が健全である場合は、アニュラス内の水素濃度監視の設備となり得る。
格納容器排気筒高レンジガスモニタ	重大事故等対処設備に要求される耐震性は十分ではないものの、設備が健全である場合は、アニュラス内の放射線量推定の設備となり得る。

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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５４条等の第１項は、使用済燃料貯蔵槽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、又は使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽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条等の第２項は、使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽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）及びその手順等。

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。

ロ）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）及びその手順等。

ハ）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その手順等。

さらに、使用済燃料貯蔵槽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。

ニ）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率を計測するための設備及びその手順等。

ホ）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視するための設備及びその手順等。

また、上記イ）、ロ）及びニ）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）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、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

ト）上記ロ）のスプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽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。

チ）上記ニ）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。

リ）上記ニ）の計測設備は、交流又は直流電源が必要な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 使用済燃料ピットへの代替注水のための消防ポンプ等及び手順等。

② 使用済燃料ピットへのスプレイのための可搬式代替低圧注水ポンプ等及び手順等。

③ 使用済燃料ピットへの放水のための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等及び手順等（※[57]）。

④ 状態監視設備（使用済燃料ピット温度、水位等を監視するための計測設備）及び手順等。

⑤ 状態監視設備に給電するための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等（※[58]）。

（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 使用済燃料ピットへの代替注水を行うための設備及び手順等。

② 使用済燃料ピットを監視するための設備及び手順。

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、使用済燃料ピット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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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。

（※[57]）放水砲等を用いた使用済燃料ピットへの放水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。

（※[58]）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。

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.　使用済燃料ピットへの代替注水。そのために、消防ポンプ等を新たに整備する。

b.　使用済燃料ピットへのスプレイ注水及び放水砲による注水。そのために、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等を新たに整備する。

c.　使用済燃料ピットの状態監視。そのために、使用済燃料ピット水位計（広域）（※[59]）、可搬型使用済燃料ピット水位計（※[59]）、使用済燃料ピット温度計（AM用）（※[59]）、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピットエリア監視カメラを新たに整備する。

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）及びハ）に、c.の対策が同ニ）及びホ）に対応するものであることを確認した。

なお、申請者は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等により水位が異常に低下して燃料体が露出した場合については、電波式の使用済燃料ピット水位計（広域）による水位計測は困難であるとしていた。このため、規制委員会は、水位が異常に低下した場合についても「重大事故等により変動する可能性のある範囲」であり測定可能であることが求められることから、多様な測定手段について検討し、説明することを要求した。これに対し、申請者は、使用済燃料ピット底部までの水位低下傾向を把握するため、フロート式の可搬型使用済燃料ピット水位計を整備する方針を示した。

規制委員会は、上記の対策により、使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料ピットの水位等を監視することができることを確認した。

また、申請者は、当初、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合には、可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイ注水設備のみを重大事故等対処設備として整備するとしていた。このため、規制委員会は、原子炉補助建屋が損壊した場合又は原子炉補助建屋に近づけない場合、スプレイ注水が困難になることも想定されるため、

（※[59]）申請者が用いている水位計及び温度計の名称は使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）であるが、本節では計測器であることがわかるように水位計、温度計と記載している。

その場合の環境への放射性物質の放出を低減するための設備を検討するよう求めた。これに対して、申請者は、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水設備を重大事故等対処設備として整備する方針を示した。これにより、規制委員会は、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が適切に整備されることを確認した。

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. 消防ポンプ等による代替注水は、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. 使用済燃料ピット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。

c. 代替注水設備は、使用済燃料ピット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、使用済燃料ピット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。

d. スプレイ設備は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備によっても水位が使用済燃料ピット出口配管下端より低く、かつ、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。

e. 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。

f. 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。

規制委員会は、申請者の計画において、a)消防ポンプ等を使用した代替注水は、ガソリン燃料で運転可能であり、淡水又は海水を水源とすることで、設計基準対象施設の注水設備である燃料取替用水ポンプ等に対して多様性を有し、また、これらのポンプを離れた位置に分散して保管することで位置的分散が図られる設計とすること、b)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可能な設計とすること、c)消防ポンプ等が必要な水位を維持するために必要な容量を有すること、d)燃料損傷を緩和するため、スプレイ設備は使用済燃料ピット全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、e)使用済燃料ピット水位計（広域）の測定可能範囲を可搬型使用済燃料ピット水位計で補うなどして、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、f)状態監視設備は代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した設計とすることを確認した。

上記a.、b.等の確認から、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）を満たす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、上記 c.から f.の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第５４条等要求事項ヘ）からリ）を満たす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. 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、もしくは使用済燃料ピットの水温が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が E.L.＋32.26m 以下まで低下した場合には、消防ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水の手順に着手する。この手順では、消防ポンプ、消防ホース等の運搬、設置、系統構成等を計６名により約４時間で実施する。

b. 使用済燃料ピット水位が E.L.＋31.01m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、可搬式代替低圧注水ポンプ等による使用済燃料ピットへのスプレイのための手順に着手する。この手順では、ポンプ、ホース等の運搬、接続作業、ポンプの起動、使用済燃料ピットへのスプレイ等を計 12 名により約２時間で実施する。

c. 重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット温度計（AM 用）及び使用済燃料ピットエリア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。使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、もしくは使用済燃料ピットの水温が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が E.L.＋32.26m 以下まで低下した場合には、可搬型使用済燃料ピット水位計及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ等を用いた使用済燃料ピットの状態監視のための手順に着手する。この手順では、可搬型設備の運搬、設置、接続等を計４名により約２時間で実施する。また、交

流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後に手順に着手する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の着手条件を明確化していること、b)消防ポンプ等による代替注水の手順等について、消防ホース等の運搬、接続作業、注水等を定め、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)可搬型設備保管エリア、運搬ルート、設置エリア周辺には作業を行う上で支障となる設備がないこと、d)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（手順等に関する共通的な要求事項）等を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

なお、申請者は、当初、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合の可搬式代替低圧注水ポンプ等による使用済燃料ピットへのスプレイ等の操作手順について、約７時間で実施するとしていた。このため、規制委員会は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいに対して速やかに対応できるよう検討することを求めた。これに対し、申請者は、ポンプの配置等の工夫により、スプレイ等の操作手順を約２時間で実施するとした。これにより、規制委員会は、使用済燃料ピットへのスプレイ等を開始する時間が短縮されたことを確認した。

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手順等が、第５４条等要求事項イ）からリ）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す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、「想定事故１」及び「想定事故２」に対する対策を、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視、及びそれらの設備へ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、使用済燃料貯蔵槽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より確実にするため、更なる対策の抽出を行い、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、使用済燃料ピットへの代替注水、状態監視及び漏えい緩和のための多様性拡張設備及び手順等を整備するとした。

（１）使用済燃料ピットへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピット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を以下のとおりとしている。

① 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、もしくは使用済燃料ピットの水温が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が E.L.＋32.26m 以下まで低下した場合には、燃料取替用水タンクによる使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、注水操作を１名により約 25 分で実施する。

② 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、もしくは使用済燃料ピットの水温が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が E.L.＋32.26m 以下まで低下した場合であって、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認した場合には、１、２号機淡水タンク（屋外消火栓）から電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、消火ポンプ等の起動、使用済燃料ピットへの注水を計３名により約２時間で実施する。

（２）使用済燃料ピットの空間線量率を計測するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットの空間線量率を計測するための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照。）を用いた主な手順等に関し、使用済燃料ピット区域エリアモニタは通常時から使用している設備であり、重大事故等発生時において既に使用可能な状態にあるとしている。

（３）使用済燃料ピットの水位及び温度を計測するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットの水位及び温度を計測するための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照。）を用いた主な手順等に関し、常設及び可搬型の使用済燃料

ピット水位計が故障した場合には、携帯型水位計、携帯型水温計等により水位及び水温を測定するとしている。

（４）使用済燃料ピット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、使用済燃料ピット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に関し、使用済燃料ピット水位がE.L.＋31.01m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下となり、かつ水位低下が継続する場合には、使用済燃料ピットにおいて、鋼板、ゴムシート、ロープ（吊り降ろし用）等を用いた水の漏えい緩和に着手するとしている。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計６名により約２時間で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．１１－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
燃料取替用水タンク等	燃料取替用水タンク等は共用設備であり、定期検査時の原子炉キャビティの水張りに使用されている場合等、必要な水量を確保できない場合があるものの、使用済燃料ピットへの注水の代替手段となり得る。
１、２号機淡水タンク等	消火を目的として配備しており、重大事故等対処設備に要求される設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの代替水源としての設備となり得る。
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的とする設備であるため、重大事故等対処設備として信頼性は十分ではないものの、使用済燃料ピットへの注水の代替手段となり得る。
使用済燃料ピット区域エリアモニタ	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、重大事故等の発生直後から空間線量率を把握する手段として有効である。
携帯型水位計、携帯型水温計等	使用済燃料ピットに接近可能な場合にしか使用できないものの、水位、水温を把握する手段として有効である。
鋼板、ゴムシート、ロープ（吊り降ろし用）等	使用済燃料ピット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、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確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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 原子炉格納容器及びアニュラス部（以下「原子炉格納容器等」という。）又は原子炉補助建屋等へ放水するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等の設備及び手順等。

② 海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための設備及び手順等。

③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲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、自主的に（１）以外の設備及び手順等を整備することにより、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

（１）第５５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.　放水設備を用いた屋外から原子炉格納容器等又は原子炉補助建屋への放水。そのために、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、スプレイヘッダ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b.　原子炉格納容器等又は原子炉補助建屋への放水による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）、上記b.の対策が第５５条等要求事項ロ）に対応するものであることを確認した。

なお、申請者は、当初、燃料体等の著しい損傷に至った場合の原子炉補助建屋への放水設備は、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲を用いることとし、重大事故等対処設備として整備するとしていた。このため、規制委員会は、原子炉補助建屋への放水を放水砲等より速やかに開始できるよう検討することを求めた。これに対し、申請者は、放水砲等より早く放水を開始できる可搬式代替低圧注水ポンプ、スプレイヘッダ等を重大事故等対処設備として整備する方針を示した。これにより、規制委員会は、放水砲等より放水を開始する時間が短縮できることを確認した。

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. 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉格納容器等又は原子炉補助建屋に向けて放水できるとともに原子炉格納容器の最高点である頂部に放水できる容量を有する設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）は、3 号炉及び 4 号炉の同時使用を想定し、3 号炉及び 4 号炉で 1 セット 2 台（共用で合計 2 台）、放水砲は、3 号炉及び 4 号炉の同時使用を想定し、3 号炉及び 4 号炉で 1 セット 2 台（バックアップを含め、共用で合計 3 台）を保管する。

b. 海を水源とした消防ポンプ、仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及びスプレイヘッダは、車両等により運搬、移動でき、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有する設計とする。可搬式代替低圧注水ポンプは、3 号炉、4 号炉それぞれ 1 セット（1 台）の使用を想定し、それぞれ 2 セット（バックアップを含め、共用で合計 5 台）を保管する。電源車は、3 号炉、4 号炉それぞれ 1 セット（1 台）の使用を想定し、それぞれ 2 セット（バックアップを含め、共用で合計 5 台）を保管する。スプレイヘッダは、3 号炉、4 号炉それぞれ 1 セット（2 個）の使用を想定し、それぞれ 1 セット（バックアップを含め、共用で合計 5 個）を保管する。仮設組立式水槽は、3 号炉、4 号炉それぞれ 1 セット（1 個）の使用を想定し、それぞれ 2 セット（バックアップを含め、共用で合計 5 個）を保管する。消防ポンプは、3 号炉、4 号炉それぞれ 1 セット（4 台）の使用を想定し、それぞれ 2 セット（バックアップを含め、共用で合計 17 台）を保管する。

c. 大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による原子炉建屋周辺への泡消火は、泡消火剤と混合しながら原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とする。また、車両等により運搬、移動でき、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。泡混合器は、3 号炉及び 4 号炉での使用を想定し、3 号炉及び 4 号炉で 1 セット 1 台（共用で合計 2 台）を保管する。

d. 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、3 号炉及び 4 号炉で 5 箇所の設置場所に各 2 組（バックアップを含めて、合計 11 組）とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉格納容器の頂部まで放水できること、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲は、車両等により運搬、移動できるため、原子炉格納容器等又は原子炉補助建屋に対して、複数の方向から放水できること、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、可搬式代替低圧注水ポンプ及びスプレイヘッダの保有数は、3号炉及び4号炉の同時使用を想定し、それぞれ、原子炉基数の半数以上を保管すること、b)航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡混合器により、泡消火剤を混合し、放水砲による泡消火ができる仕様であることを確認した。

なお、放水砲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取水路側と放水口側にシルトフェンスを設置し、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に掲げる設備を用いた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、①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)、ニ)、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る主な手順等は以下のとおりとしている。

a.　炉心出口温度が 350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が 1×10^{5}mSv/h 以上になり、原子炉格納容器へのスプレイがスプレイ流量等で確認できない場合には、原子炉格納容器等への放水の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプ（放水砲用）を取水箇所周辺に配置して、水中ポンプと大容量ポンプ吸込口を可搬型ホースで接続し、大容量ポンプ（放水砲用）から放水砲までホースを布設後、大容量ポンプ（放水砲用）を起動し、放水砲により放水開始するまでの作業を計12名により約3.5時間で実施する。

b.　使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.＋31.01m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続しており、さらに原子炉補助建屋の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値上昇により原子炉補助建屋に近づけないと判断される場合には、原子炉補助建屋への放水の手順に着手する。この手順では、放水砲の放水先

が原子炉格納容器等から原子炉補助建屋に変わるだけでその他の手順は上記a.の場合と同様である。

なお、使用済燃料ピットへのスプレイの本操作手順は、「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」において確認する。

c.　大容量ポンプ（放水砲用）、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、併せて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、シルトフェンスを海上に降ろし、シルトフェンスの両端をアンカーに固定し、1 層目シルトフェンスを海中に展張する。1層目シルトフェンスの設置が完了した後（計10名により約2時間で実施）、同様の方法で2層目シルトフェンスを海中に展張する作業（5箇所設置）を計10名により約3時間で実施する。

d.　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を行うための手順に着手する。この手順では、大容量ポンプ（放水砲用）を取水箇所周辺に配置し、水中ポンプと大容量ポンプ（放水砲用）の吸込口を可搬型ホースで接続し、大容量ポンプ（放水砲用）から放水砲までホースを布設後、大容量ポンプ（放水砲用）及び泡混合器を起動し、放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計12名により約3.5時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等により、原子炉格納容器等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格納容器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、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、大容量ポンプ（放水砲用）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（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、上記①a.の対策が第５５条等要求事項イ）、上記①b.の対策が第５５条等要求事項ロ）に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第５５条等要求事項ハ）、ニ）、ホ）に適合する設計方針であること、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より確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、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、海洋への拡散放射性物質の拡散抑制、航空機衝突による航空機燃料火災等時に泡消火を実施するための多様性拡張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 大容量ポンプ（放水砲用）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おいて、海洋への放射性物質の拡散を抑制するために排水路への吸着剤の設置に着手する。この手順では、吸着剤を現場に運搬し、放水口側、取水路側、側溝の順に配置する作業を計 20 名により約 10 時間で実施する。

（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小型動力ポンプ付水槽車による泡消火に着手する。この手順では、水源となる消火栓近傍に小型動力ポンプ付水槽車を設置し、可搬型ホースにより水源と小型動力ポンプ付水槽車を接続し、さらに消火活動場所に配置された化学消防自動車と可搬型ホースで接続し、化学消防自動車による泡消火を開始する。以上の作業を計 5 名により約 20 分で実施する。水源として他の防火水槽、海等を用いた場合も同様な手順である。

② 航空機燃料火災が発生した場合には、可搬式消防ポンプ及び中型放水銃による泡消火に着手する。この手順では、水源近傍に可搬式消防ポンプを

設置し、可搬型ホースを中型放水銃と接続し、中型放水銃による泡消火を開始する。以上の作業を計6名により約30分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．１２－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
放射性物質吸着剤	吸着剤を設置するのに約10時間かかるものの、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設備となり得る。
化学消防自動車、小型動力ポンプ付き水槽車、可搬式消防ポンプ、中型放水銃等	大容量ポンプ（放水砲用）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、アクセス道路及び航空機燃料飛散による建屋への延焼拡大を防止するための設備となり得る。

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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。

第５６条等における「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。

ニ）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。

また、上記イ）、ロ）、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。

ホ）各水源からの移送ルートが確保されていること。

ヘ）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。

ト）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 蒸気発生器２次側へ注水するための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。

② 炉心注水をするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。

③ 格納容器スプレイをするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。

④ 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転をするための設備及び手順等。

⑤ 使用済燃料ピットへ水を供給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、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を整備する方針は（１）の第５６条等で掲げる重大事故等対処設備及び手順等を整備する方針と同じであるとしている。

（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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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

（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を整備するとしている。

a. １次冷却系のフィードアンドブリード。そのために、燃料取替用水タンク、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

b. 復水タンクへの淡水又は海水の供給。そのために、消防ポンプ及びガソリン用ドラム缶を新たに重大事故等対処設備として位置付ける。

c. 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替及び復水タンクからの代替炉心注水。そのために、復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

d. 燃料取替用水タンクから海水への水源切替。そのために、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、仮設組立式水槽等を新たに重大事故等対処設備として位置付ける。

e. 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転。そのために、Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）、Ａ格納容器スプレイ冷却器等を新たに重大事故等対処設備として位置付ける。

f. 使用済燃料ピットへ淡水又は海水を注水。そのために、消防ポンプ及びガソリン用ドラム缶を新たに重大事故等防止設備として整備する。

規制委員会は、上記 a.、c. の対策が第５６条等要求事項イ）、ロ）、ホ）、上記 b.、d.、f. の対策が第５６条等要求事項イ）、ハ）、ヘ）、上記 e. の対策が第５６条等要求事項ニ）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、主な設計方針を以下のとおりとしている。

a. 1次冷却系のフィードアンドブリードに使用する燃料取替用水タンク、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁は、復水タンクに対して異なる系統の代替水源として設計する。また、燃料取替用水タンク、充てん/高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、屋外に設置する復水タンクと位置的分散を図る設計とする。

b. 復水タンクへの淡水又は海水補給に使用する消防ポンプ及びガソリン用ドラム缶は、屋外の異なる位置に分散して保管することで屋外に設置する復水タンクと位置的分散を図る設計とする。また、設計基準事故対処設備である復水タンクの枯渇に対する代替淡水源として、淡水貯水槽、3、4号機淡水タンク等の複数の淡水源を確保する設計とする。

c. 代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、充てん/高圧注入ポンプは、燃料取替用水タンクを水源とする炉心注水及び格納容器スプレイ系統に対して異なる系統の代替水源として設計する。また、復水タンクは屋外に設置し、原子炉補助建屋内に配置する燃料取替用水タンクと位置的分散を図る設計とする。

d. 代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、消防ポンプ等は、海水を供給するものであり、燃料取替用水タンク並びに復水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。また、仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、消防ポンプ等は、燃料取替用水タンク並びに復水タンクと位置的分散を図る設計とする。

e. 代替再循環運転をするためのA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）、A格納容器スプレイ冷却器等は、設計基準事故対処設備に対して多重性を有し、位置的分散を図る設計とする。

f. 使用済燃料ピットへの注水に使用する消防ポンプ等は、淡水又は海水を供給し、燃料取替用水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。また、消防ポンプ等は、燃料取替用水タンク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)設計基準事故対処設備である復水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットに対して蒸気発生器2次側による炉心冷却、炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピ

ットへの注水をするための代替注水として淡水又は海水を補給できること、b)復水タンクから水を供給する燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、消防ポンプは、燃料取替用水タンクと離れた位置に分散して設置又は保管され、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、復水タンクは屋外に配置し、原子炉補助建屋内に燃料取替用水タンクを配置することで位置的分散を図ること、また、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、c)A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器等による代替再循環設備は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん/高圧注入ポンプによる再循環設備に対して多重性を有していること、また、A格納容器スプレイポンプ等に対しては、余熱除去ポンプ等と異なる区画に設置することで位置的分散を図ることを確認した。

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タンクの枯渇、破損等による蒸気発生器２次側への注水機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンクを水源とする１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却するため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蒸気発生器２次側による炉心冷却中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認し、かつ２次系純水タンクから復水タンクへの補給ができない場合には、海水を用いて復水タンクに補給する手順に着手する。この手順では、消防ポンプ、消防ホース等を準備し、現場で復水タンクまで布設し、消防ポンプを起動し、海水を復水タンクへ補給する作業を計７名により約2.5時間で実施する。

c. 重大事故等発生時において炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合には、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替及び炉心注水を行う手順に着手する。この手順では、現場で燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ出口ラインのディ

スタンスピースの取替え及び燃料取替用水タンク補給用移送ライン水張りベンティング用ホースを取り付け、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを起動し、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を行い、恒設代替低圧注水ポンプを起動し、炉心注水を行う作業を計６名により約2.7時間で実施する。

d. 重大事故等の発生により、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合に燃料取替用水タンクから海水への水源切替を行うための手順の整備については、「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」における手順等と同じである。

e. 重大事故等の発生により、再循環運転中に原子炉格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転を行うため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。

f. 重大事故等の発生により、使用済燃料ピットへの水の補給が必要な場合に海水から使用済燃料ピットへの注水のための手順の整備については、「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」における手順等と同じである。

規制委員会は、申請者の計画において、復水タンクが水源として使用できない場合、2 次系純水タンクから海水までの代替水源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、可搬型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、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、消防ポンプ等の運搬、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（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①a. に掲げる対策について、第５６条等要求事項ホ）、ト）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.、f. の対策が第５６条等要求事項イ）からハ）、ヘ）、上記①e. の対策が第５６条等要求事項ニ）に対

応するものであること、①a.、b.、c.、d.、f.に掲げる重大事故等対処設備が第５６条等要求事項ホ）からト）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

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ピットの冷却をするために蒸気発生器２次側による炉心冷却、代替炉心注水、代替格納容器スプレイ及び使用済燃料貯蔵槽への注水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。これらの対策と設備、重大事故等対処設備の設計方針及び手順等は２．（１）第５６条等の規制要求に対する設備及び手順等と同じである。

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より確実にするため、更なる対策の抽出を行い、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多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

（１）蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等

申請者は、蒸気発生器２次側による炉心冷却をするための代替水源の確保と水の供給をするための設備（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、復水タンク水位計指示値が3.6%に低下するまでの間に、又は復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合において、２次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替えを行うための手順に着手する。この手順では、２次系純水タンク供給弁の開弁、復水タンク供給弁の閉止操作を１名により、約３分で実施する。復水タンクから２次系

純水タンクへの水源切替えについては補助給水ポンプを停止することなく切替えができる。

② 重大事故等の発生時に、復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、2次系純水タンクが破損等により機能喪失した場合には、復水タンクから脱気器タンクへの水源切替えを行うための手順に着手する。この手順では、脱気器タンク供給弁の開弁、復水タンク供給弁の閉止操作を1名により、約15分で実施する。

③ 水源となるタンクの切替え完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないようにし、切替える手順とする。

（2）炉心注水及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等

申請者は、炉心注水及び格納容器冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備（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 炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であると確認した場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又はインターフェイスシステムLOCA等により再循環運転ができない場合には、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給に着手する。この手順では、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給ラインの系統構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプの起動操作を計2名により、約25分で実施する。

② 1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができず、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であると確認した場合において、2次系純水タンク等の水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又はインターフェイスシステムLOCA等により再循環運転ができない場合には、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によるほう酸水の燃料取替用水タンクへの補給に着手する。この手順では、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給のための系統構成を行う操作を計2名により、約35分で実施する。

③ 2次系純水タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができず、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であると確認した場合において、火災が発生しておらず、１、２号機淡水タンクの水位が確保され、使用できることが確認できた場合、又はインターフェイスシステムLOCA等により再循環運転ができない場合には、１、２号機淡水タンクから

燃料取替用水タンクへの供給に着手する。この手順では、燃料取替用水タンクマンホールを開放し、消防ホースを１、２号機淡水タンクを水源とする消火栓から燃料取替用水タンクまで布設し、１、２号機淡水タンクから燃料取替用水タンクへの補給操作を計３名により約95分で実施する。

④　電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプにより原子炉格納容器へスプレイする手順については、「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」における手順等と同じである。

（３）使用済燃料ピットへ水を供給する設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットへ水を供給するための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照。）を活用した手順等の方針については、「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」における使用済燃料ピットへ注水する手順と同じであるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．１３－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
2 次系純水タンク、脱気器タンク	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、復水タンクの故障に際して、代替水源としての設備となり得る。
１、２号機淡水タンク等	消火を目的として配備しており、重大事故等対処設備に要求される設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、燃料取替用水タンクの枯渇や破損等に際して、代替水源としての設備となり得る。
1 次系純水タンク、ほう酸タンク	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。

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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。

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、「負荷の切り離しを行わず」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。

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 常設代替電源（交流）として空冷式非常用発電装置により給電を実施するための設備及び手順等。

② 号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルにより代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等。

③ 可搬型代替電源（交流）（※[60]）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 常設代替電源（直流）として蓄電池（安全防護系用）により給電を実施するための設備及び手順等。

⑤ 可搬型代替電源（直流）として電源車及び可搬式整流器により給電するための設備及び手順等。

⑥ 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 空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）として給電を実施するための設備及び手順等。

② 蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）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を含み、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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、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。

（※[60]）可搬型代替電源（交流）のうち、電源車（緊急時対策所用）に関する設備及び手順等については、「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．規制要求に対する設備及び手順

（１）第５７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.　常設代替電源（交流）からの給電。そのために、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b.　他号炉からの給電。そのために、他号炉のディーゼル発電機等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、号機間電力融通恒設ケーブル及び号機間電力融通予備ケーブルを重大事故等対処設備として新たに整備する。

c.　可搬型代替電源（交流）からの給電。そのために、電源車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

d.　常設代替電源（直流）からの給電。そのために、蓄電池（安全防護系用）を重大事故等対処設備として位置付ける。

e.　可搬型代替電源（直流）からの給電。そのために、電源車、可搬式整流器等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、代替所内電気設備分電盤、代替所内電気設備変圧器、可搬式整流器等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、上記 a. の対策が第５７条等要求事項ロ）、上記 b. の対策が第５７条等要求事項ト）、上記 c. 及び e. の対策が第５７条等要求事項イ）、上記 d. の対策が、第５７条等要求事項ニ）、上記 f. の対策が第５７条等要求事項チ）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.　非常用高圧母線に接続された空冷式非常用発電装置及び電源車は、設計基準事故対処設備のディーゼル発電機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.　蓄電池（安全防護系用）は、必要な期間にわたり電力の給電が可能な設計とする。

c.　電源車、可搬式整流器等は、設計基準事故対処設備の蓄電池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電力の給電が可能な設計とする。

d. 代替所内電気設備分電盤及び代替所内電気設備変圧器は、設計基準事故対処設備の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が可能な設計とする。

e. 可搬式整流器は、所内電気設備に対して独立性を有し、設計基準事故対処設備の所内電気設備に対して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)空冷式非常用発電装置、電源車、可搬式整流器、代替所内電気設備分電盤及び代替所内電気設備変圧器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、b)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、c)電源車は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり電力の給電が可能な設計とすること、d)蓄電池（安全防護系用）は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切離して計 24 時間の電力の給電が可能な設計とすること、e)所内電気設備は、代替所内電気設備分電盤、代替所内電気設備変圧器、可搬式整流器等を設けることなどにより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 f. 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. から f. 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)、ニ)、ホ)、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. 外部電源及びディーゼル発電機からの給電ができない場合には、空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計 3 名により約 16 分で実施する。

b. 予備変圧器の故障等により予備変圧器 2 次側恒設ケーブルによる他号炉からの電力融通ができない場合において、他号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、号機間電力融通恒設ケーブルによる他号炉か

らの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの接続、給電操作、受電の確認等を計5名により約2.3時間で実施する。

c. 号機間電力融通恒設ケーブル（1、2号炉用）による1号炉又は2号炉からの電力融通ができない場合には、電源車を代替電源（交流）とした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、受電の確認等を計5名により約2.8時間で実施する。

d. 電源車の故障等により代替電源（交流）から給電ができない場合において、他号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、号機間電力融通予備ケーブルによる他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの敷設、給電操作等を計19名により約2.6時間で実施する。

e. 全交流動力電源が喪失し、交流電源からの非常用直流母線への直流電源の給電が喪失した場合には、蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）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、動作状況を中央制御室で警報表示等により確認する。また、給電開始から1時間までに中央制御室から不要な負荷の切り離しを1名により約10分で実施する。さらに、8時間以降に現場で不要な負荷の切り離しを1名により約8分で実施する。

f. 代替電源（交流）から非常用直流母線へ給電できない場合には、可搬式整流器による代替電源（直流）からの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、受電の確認等を計3名により約2時間で実施する。なお、代替電源（直流）からの給電に必要な電源は、代替電源（交流）からの給電手順 a.、b.、c.、d. により給電する。

g. 所内電気設備の2系統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、代替所内電気設備分電盤、代替所内電気設備変圧器及び可搬式整流器を用いた空冷式非常用発電装置を代替電源とした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、受電の確認等を計4名により約3.8時間で実施する。

h. 各発電機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、燃料補給作業着手時間に達した場合には、空冷式非常用発電装置、電源車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、空冷式非常用発電装置に対して約2.4時間、電源車に対して約2.3時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順としてa.、b.、c.、d.の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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c.及びg.の手順等が第５７条等要求事項ヘ）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）、ロ）、ニ）、ト）、チ）に対応すること、①に掲げる重大事故等対処設備がハ）、ニ）、ホ）、チ）に適合する設計方針であること、③c.及びg.の手順等が第５７条等要求事項ヘ）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５７条等に適合するものと判断した。

なお、申請者は、蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）とした24時間の給電について、可搬型計測システムを8時間以内に設置して蓄電池（安全防護系用）の負荷を軽減することなどにより可能としていた。規制委員会は、蓄電池からの24時間の給電のための操作は簡易であることが必要であり、恒設設備による運用を検討することを求めた。これに対して、申請者は、中央制御室に蓄電池（安全防護系用）の負荷切り離しのための遠隔操作スイッチを設置すること、中央制御室からの簡易な操作により不要負荷を切り離すことなどにより、24時間にわたり電気（直流）の給電が可能であることを示した。これにより、規制委員会は、簡易な操作により蓄電池から24時間の給電が可能であることを確認した。

（２）第３７条等の規制要求に対する設備及び手順

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、空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）とした給電及び蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）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.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、これらに関する重要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より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、更なる対策の抽出を行い、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多様性拡張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 空冷式非常用発電装置の故障等により代替電源（交流）からの給電ができない場合であって、他号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、予備変圧器 2 次側恒設ケーブルによる他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計 6 名により約 55 分で実施する。

② 号機間電力融通恒設ケーブルによる他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電ができない場合であって、1 号炉又は 2 号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、号機間電力融通恒設ケーブル（1、2 号炉用）による 1 号炉又は 2 号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電操作、受電操作等を計 6 名により約 3 時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
（交流電源喪失時）

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
予備変圧器２次側恒設ケーブル	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、他号炉のディーゼル発電機が健全な場合は電力融通の手段となり得る。
号機間電力融通恒設ケーブル（1、2号炉用）	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、1号炉又は2号炉のディーゼル発電機が健全な場合は電力融通の手段となり得る。

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、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を確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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）原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順。

イ）－１　原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位。

イ）－２　原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量。

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又は監視及び記録する設備及び手順。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）以外の設備及び手順等を整備することにより、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.　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、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、重要な監視パラメータ（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。そのために、空冷式非常用発電装置等（※[61]）、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。

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）（以下「SPDS」という。）、SPDS 表示装置、可搬型温度計測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

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、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネル（※[62]）又は他ループによる監視及びパラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器（以下「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」（※[63]）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、①a. の対策が第５８条等要求事項イ）、ロ）、①b. の対策が第５８条等要求事項ハ）、①c. 及び d. の対策が第５８条等要求事項ロ）に対応するものであること、①d. の対策が第５８条のうち、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。

（※[61]）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。

（※[62]）申請者は、「重要な監視計器については、単一故障を想定してもパラメータを監視できなくならないように１つのパラメータを複数の計器で監視しており、複数の計器の１つを指すときにチャンネル」と定義。

（※[63]）申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

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な監視パラメータ

重要な監視パラメータ	主要パラメータ（代表）（※[64]）（計測範囲）	設計基準事故時の値	代替パラメータ（代表）（※[65]）	
			主要パラメータを計測する計器に故障の疑いがある場合	主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超えた場合（※[66]）
原子炉圧力容器内の温度	1 次冷却材高温側温度（広域）（0～400℃）	339℃	主要パラメータの他ループ	炉心損傷の判断値（350℃）を監視可能。さらに可搬型計測器にて 0～500℃まで計測可能。
原子炉圧力容器内の圧力	1 次冷却材圧力（0～20.6MPa（※[67]））	17.7MPa	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時において、1 次系最高使用圧力（17.16MPa）の 1.2 倍（20.59MPa）を監視可能。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位（0～100%）	93%以下	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位	重大事故等時において、加圧器の下部に位置する原子炉水位計にて原子炉容器頂部から底部まで監視可能。
原子炉圧力容器への注水量	恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算（0～170m^3/h）	－	燃料取替用水タンク水位	重大事故等時のポンプの注水量（0～140m^3/h）を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算（0～170m^3/h）	－	燃料取替用水タンク水位	重大事故等時のポンプの注水量（0～140m^3/h）を監視可能。

（※[64]）複数ある主要パラメータの代表を記載（【　】内は、多様性拡張設備）。
（※[65]）複数ある代替パラメータの代表を記載。
（※[66]）計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。
（※[67]）圧力はゲージ圧。以下、この表において同じ。

原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 （0～220℃）	125℃	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時の格納容器温度（200℃）を監視可能（さらに可搬型計測器にて計測可能）。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器広域圧力 （0～345kPa）	249kPa	主要パラメータの他チャンネル 格納容器広域圧力（AM用）（0～1MPa）	重大事故等時において、格納容器最高使用圧力（0.283MPa）の2倍（0.566MPa）を格納容器広域圧力（AM用）にて監視可能。
原子炉格納容器内の水位	原子炉下部キャビティ水位（※68）	－	格納容器再循環サンプ広域水位	重大事故等時において、必要な水量が原子炉下部キャビティ室にあることを監視可能。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 （0～20vol%）	－	主要パラメータの予備 PAR温度監視装置 イグナイタ温度監視装置	重大事故等時において、ジルコニウム－水反応等による水素濃度（13vol%）を監視可能。
アニュラス内の水素濃度	【アニュラス内水素濃度 （0～20vol%）】	－	格納容器内水素濃度 アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率と格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）との放射線量率の比により漏えい量を推定し、漏えい率からアニュラス内の水素濃度を推定。計測範囲は、格納容器内水素濃度と同様。

（※68）申請者は、商業機密のため、非公開としている。

原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）（10^3～10^8mSv/h）	（10^5mSv/h）	主要パラメータの他チャンネル	炉心損傷の判断値（10^5mSv/h）を監視可能。
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束（0～120%）	定格出力の約115倍	主要パラメータの他チャンネル	設計基準事故（制御棒飛び出し）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、負のドップラフィードバック効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様。
最終ヒートシンクの確保	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）（0～200℃）	－	主要パラメータの予備 格納容器内温度 格納容器広域圧力	重大事故等時の格納容器温度（200℃）を監視可能。さらに格納容器内温度及び格納容器広域圧力の低下により除熱状態を監視可能。
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器狭域水位（0～100%）	－	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器広域水位	重大事故時の蒸気発生器水位の変動を蒸気発生器広域水位にて監視可能。蒸気発生器広域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定。
水源の確保	燃料取替用水タンク水位（0～100%）	100%	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時において、水位（0～100%）を監視可能。

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な監視パラメータ及び重要代替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、代替パラメータ及び可搬型計測器により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)SPDS 等により重大事故等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た場合には、重要計器（他チャンネル又は他ループ）によるパラメータの推定の手順に着手する。

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 名により約 25 分で実施する。

d. 重大事故等が発生した場合には、SPDS 等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)計測される値の確からしさを判断の上で使用する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)SPDS 等により重大事故等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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、f)携行型通話装置等の必要な連絡手段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（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５８条等要求事項イ)、ロ)、①b. の対策が第５８条等要求事項ハ)、①c. 及び d. の対策が第５８条等要求事項ロ)に対応するものであること、①d. の対策が第５８条のうち、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第５８条等要求事項ニ）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。

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より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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求している。

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多様性拡張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（他チャンネル又は他ループ）、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た場合、若しくは計器の故障が疑われた場合には、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又は他ループの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」（※[69]）という。）、代替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として、直流電源喪失により、炉外核計装装置、放射線監視装置のパラメータが監視できない場合には、可搬型バッテリ（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源機能回復に着手するとしている。この手順では、炉外核計装装置の回復操作を計２名により約60分、放射線監視装置の回復操作を計２名により約50分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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。

（※[69]）申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

表Ⅳ－４．１５－２　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
当該パラメータの常用計器（他チャンネル又は他ループ）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）炉心出口温度（0～650℃）は、1次系冷却材高温側温度（広域）の常用代替計器であり、可搬型計測器を接続することで、約1300℃まで計測可能となる。
可搬型バッテリ（炉外核計装盤装置用、放射線監視装置用）	代替電源による給電ができない場合において、バッテリの容量に限度があるものの、炉外核計装装置、放射線監視装置の専用電源とすることで、格納容器内高レンジエリアモニタ、炉外中性子束等の重要なパラメータの定期的な傾向監視を行う手段となり得る。
プラント計算機（計算機運転日誌、警報記録）	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重大事故等の対処に必要となる監視パラメータの警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段となり得る。

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、原子炉制御室に原子炉施設外の状況を把握できる設備を有することを確認した。

重大事故等対処施設としては、重大事故が発生した場合においても運転員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を確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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、原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員が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。

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）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）への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　中央制御室遮蔽による適切な遮蔽、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニットによる室内の適切な空調管理のための設備及び手順等。

②　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。

③　運転員等のマスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において７日間で100mSvを超えないための体制の整備。

④　チェンジングエリア設営用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するためにチェンジングエリアを設ける設備及び手順等。

⑤　空冷式非常用発電装置からの給電により、中央制御室用の空調及び照明を維持するための設備及び手順等（※[70]）。

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、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、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（海側、山側）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。

（※[70]）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。

（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

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、中央制御室非常用循環ファン等の中央制御室空調装置により、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、中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン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線量が実効線量において７日間で 100mSv を超えないようにする。

b.　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。

c.　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。

d.　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ち込みを防止する。

規制委員会は、上記 a. の対応が第５９条等要求事項イ）、上記 d. の対応が第５９条等要求事項ロ）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.　中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファンは、2 系統を有し、また 3 号炉及び 4 号炉共用によって多重性を備える。

b.　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、保管場所を分散させるとともに、必要な数（バックアップを含む。）を確保する。

c.　可搬型照明（SA）は中央制御室照明に対して多様性を備え、その保管場所を分散させるとともに、必要な数（バックアップを含む。）を確保する。

d.　中央制御室の空調及び照明に対して、代替電源設備から給電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)中央制御室遮蔽による遮蔽、

中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファンによる空調管理に加え、外気を遮断し、中央制御室非常用循環ファン及び中央制御室非常用循環フィルタユニットを介することによる適切な空調管理により居住性を確保できること、また、全面マスクの着用及び運転員等の交代を考慮することで運転員等の被ばくによる実効線量の低減を図り、運転員等の被ばく線量が実効線量において７日間で 100mSv を超えない方針であること、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)可搬型照明は、配備されている通常照明に対して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、空冷式非常用発電装置とし、独立した電源供給ラインより給電が可能であることから、外部電源及び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、過圧破損（大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ失敗）を想定し、遮蔽、空調管理、全面マスクの着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7 日間で 3 号炉では約 6.5mSv、4 号炉では約 4.5mSv と評価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①a. から c. 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。

a.　非常用炉心冷却設備作動信号発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気隔離信号の発信が確認された場合には、中央制御室非常用循環ファン等で構成する中央制御室空調装置の起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環ファンの起動、中央制御室外気取入ダンパ及び中央制御室排気ラインの全てのダンパの閉止、中央制御室換気隔離モードの運転を中央制御室において１名で確認する。

b.　全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードにできない場合には、中央制御室非常用循環系の起動操作

の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環系を運転するため、現場でのダンパの開操作を計２名により約 65 分で実施する。

c. 重大事故が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合等には、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクの着用及び運転員事故時勤務体制へ移行する手順に着手する。この手順では、中央制御室にとどまる運転員等が全面マスクを着用する。

d. 中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードとなった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定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を１名で実施する。

e. 中央制御室非常用照明が使用できない場合には、可搬型照明（SA）による中央制御室の照明を確保する手順に着手する。この手順は、中央制御室において照明を確保するもので、１名により実施する。

f. 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ち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一部を恒設化し、設置を１名により約 19 分で実施する。

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)中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室の適切な空調管理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)運転員等の被ばく線量が実効線量において 7 日間で 100mSv を超えないための手順等を整備していること、d)可搬型照明の保管、配備のための手順等を整備していること、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、規制委員会は、申請者が、①a. から d. 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（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５９条等要求事項イ)、①d. の対策が第５９条等要求事項ロ）に対応するものであること、①a. の対策が第５９条等要求事項イ）－４に適合する設計方針であること、①a. から d. 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より確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、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多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

（１）中央制御室の照明確保の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、中央制御室非常用照明は通常時に使用する設備であり、継続して使用するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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—４．１６－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
中央制御室非常用照明	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、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ために申請者が計画する設備及び手順等が、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を確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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「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。

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。

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。

ヘ）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 モニタステーション又はモニタポストが機能喪失した場合に、可搬式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を記録するための設備及び手順等。

② 移動式放射能測定装置（モニタ車）が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測装置による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果を記録する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を記録する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可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。

⑤ 代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所を経由した給電により、モニタステーション及びモニタポストでの放射線量の監視、測定を継続するための設備及び手順等（※[71]）。

⑥ 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従って実施する体制の構築。

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。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、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。

（※[71]）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１８　緊急時対策所及びその居住性に関する手順等」において整理。

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 モニタステーション及びモニタポストは、これら専用の無停電電源装置により電源の供給を可能とするとともに、緊急時対策所を経由して電源車（緊急時対策所用）（DB）からも電源の供給を可能とすることにより、電源復旧までの期間を担保できる設計とする。

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、モニタステーション及びモニタポストは、専用の無停電電源装置及び緊急時対策所を経由した電源車（緊急時対策所用）（DB）により電源供給することで、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、以下の設備及び手順等を整備するとしている。

a. モニタステーション又はモニタポストが機能喪失した場合、可搬式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、可搬式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. 移動式放射能測定装置（モニタ車）が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ）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、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. 電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）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、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、電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置及び小型船舶を重大事故等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、可搬型気象観測装置により風向、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、可搬型気象観測装置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、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は、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタステーション、モニタポスト又は可搬式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、上記a.からc.の対策が第６０条等要求事項イ)及びロ)、上記d.の対応が第６０条等要求事項ハ)、上記e.の対応が第６０条等要求事項ホ)、上記f.の対応が第６０条等要求事項ヘ)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. 可搬式モニタリングポストは、モニタステーション、モニタポストに対して多様性を備えた設計とし、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（可搬式ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）は、移動式放射能測定装置（モニタ車）に対して多様性を備えた設計とし、位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。

c. 電離箱サーベイメータは、必要な台数を確保する。

d. 可搬型気象観測装置については、気象観測設備に対する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. モニタステーション又はモニタポストに対して、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所を経由して給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)可搬式モニタリングポスト、

可搬型放射線計測装置は、モニタステーション、モニタポスト及び移動式放射能測定装置（モニタ車）に対して、放射性物質の濃度、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、モニタステーション、モニタポスト及び移動式放射能測定装置（モニタ車）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)電離箱サーベイメータは、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、c)可搬型気象観測装置は、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、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、d)小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度、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)モニタステーション及びモニタポストは、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所を経由した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 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。

③　手順等の方針

申請者は、①の方針に従って整備す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、モニタステーション又はモニタポストの放射線量の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬式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。この手順は、計５名で可搬式モニタリングポストを順次６台配置する場合には約 3.4 時間で実施する。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、移動式放射能測定装置（モニタ車）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ことを確認した場合には、可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する。この手順では、計２名で車両にて移動後、測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても１箇所当たり約 1.2 時間で実施する。

c.　格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、測

定が必要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、計２名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても１箇所当たり約1.2時間で実施する。

d. 廃棄物処理設備排水モニタの指示値等により放射線量を確認し、放水に放射性物質が含まれているおそれがある場合には、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、計２名で測定及び記録を行い、約2.0時間で実施する。

e. 格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要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、計２名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても１箇所当たり約1.0時間で実施する。

f. 格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、モニタリングが必要と判断された場合には、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名で約3.5時間で実施し、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を含め計３名で１箇所当たり約1.7時間で実施する。

g. 原子力災害対策特別措置法第１０条事象と判断した場合には、可搬式モニタリングポストによる放射線量を測定する手順に着手する。この手順では、計４名で順次２台配置する場合には約1.3時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。なお、モニタステーション又はモニタポストの放射線量の測定機能が喪失した場合には、上記a.の手順に着手する。

h. 気象観測設備の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置を計６名、約2.2時間で実施する。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、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。

j. 放射性物質放出のおそれを確認した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手し、モニタステーション、モニタポスト及び可搬式モニタリングポストの検出器の養生を実施する。また、バックグラウンド値が通常より高い場合には、設備の除染、土壌の撤去、周辺樹木の伐採等により、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)原子炉施設から放出される放射線量の測定について、可搬式モニタリングポストの運搬、機器据え付け、測定の手順を整備し、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、電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順を整備し、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、可搬型気象観測装置の運搬、機器据え付け、測定の手順を整備し、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の国、地方公共団体との連携体制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、①a.から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（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.からc.の対策が第６０条等要求事項イ）及びロ)、①d.の対策が第６０条等要求事項ハ)、①e.の対策が第６０条等要求事項ホ)、①f.の対策が第６０条等要求事項へ）に対応するものであること、①a.から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、重大事故等対処のための設備及び手順等の多様性を拡げることにより重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、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多様性拡張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

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 モニタステーション及びモニタポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であ

れば継続して使用する。

② 移動式放射能測定装置（モニタ車）は、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。

③ 移動式放射能測定装置（モニタ車）に搭載している測定機器及び可搬型放射線計測装置の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であればγ線多重波高分析装置、ZnS シンチレーション計数装置及び GM 計数装置による測定に着手する。

④ 気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においても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、モニタステーション及びモニタポストへの交流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 モニタステーション又はモニタポストの交流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 電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所を経由してモニタステーション又はモニタ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電源車（緊急時対策所用）に切り替える。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．１７－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	多様性拡張設備に位置付けた理由
モニタステーション及びモニタポスト	設置場所の制約により、津波の影響を受ける可能性があることから、設備が健全である場合は、放射線量の測定手段として有効である。
移動式放射能測定装置（モニタ車）	通常時より使用しており、重大事故等時に使用できる場合は、測定手段として有効である。
γ線多重波高分析装置、ZnS	耐震性としては十分でなく、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較し、測定終了までに時間を要するため、重

シンチレーション計数装置、GM計数装置	大事故発生後初期には期待できないものの、放射性物質の濃度測定手段となり得る。
気象観測設備	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、設備が健全な場合には、風向、風速その他の気象条件の監視、測定及び記録する手段として有効である。
モニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置	モニタステーション又はモニタポストの受電設備の故障等のため、受電ができない場合に対して、モニタステーション又はモニタポストの機能維持に有効である。

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とすることを確認した。

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を確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより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３４条は、一次冷却材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、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること、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、④重大事故等に対処するために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を整備したものとしている。

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（※[72]）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。

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。

(※[72])

・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。

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、耐震構造とし、基準津波の影響を受けない１号炉及び２号炉原子炉補助建屋に設置。

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位置的分散を確保。

③ 代替電源設備（3台の電源車（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重性を確保。

④ 遮蔽、空気浄化ファン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 対策要員の装備（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。

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対策要員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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、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、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3号炉及び4号炉中央制御室以外の場所として1号炉及び2号炉原子炉補助建屋内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。

緊急時対策所内には、重大事故等対処への必要な指示、発電所内外との通信連絡及び要員の収容のため、緊急時対策所指揮所（以下「指揮所」という。）及び緊急時対策所待機場所（以下「待機場所」という。）をそれぞれ設置する。

a.　代替電源からの給電。そのために、指揮所用、待機場所用として共通の電源車（緊急時対策所用）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、指揮所、待機場所にそれぞれ緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所内可搬型エリアモニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、指揮所用、待機場所用として共通の緊急時対策所外可搬型エリアモニタ、可搬式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対策要員の収容。そのために、指揮所、待機場所にそれぞれ対策要員の装備（線量計及びマスク等）、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、チェンジングエリア設営用資機材等を新たに整備する。また、指揮所

に重大事故等対策の検討に必要な資料を新たに整備する。

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、指揮所に安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム、SPDS 表示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、指揮所に携行型通話装置、衛星電話、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を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、指揮所と待機場所間の通信連絡のために、インターフォン（指揮所ー待機場所間用）及び携行型通話装置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. 対策が第６１条等基準要求ハ)、上記 b. の対策が第６１条基準要求ニ)、上記 c. の対策が第６１条等基準要求ヘ)、ト)、チ)及びリ）に対応するものであることを確認した。

また、上記 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対策要員がとどまるための対策、上記 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対策要員を収容するための対策、上記 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、上記 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、地震力により機能を喪失しないとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置。

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. 電源車（緊急時対策所用）は、緊急時対策所に給電するため、多重性を確保する。

d. 緊急時対策所は、居住性を確保し、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、基準地震動に対する地震力に対し、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、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)電源車（緊急時対策所用）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を3台保管することで多重性を確保すること、d)緊急時対策所は、建屋と一体となった遮蔽、緊急時対策所換気設備（緊急時対策所可搬型空気浄化ファン、緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置）及び気密性により、緊急時対策所にとどまる対策要員の被ばく線量が実効線量において事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とすることを確認した。

また、指揮所及び待機場所に緊急時対策所換気設備、酸素濃度計等がそれぞれ整備され、指揮所と待機場所の通信連絡のためインターフォン（指揮所－待機場所間用）、携行型通話装置が整備されることを確認した。

なお、対策要員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、仮設設備等を条件に入れていない評価を行い、指揮所は7日間で35mSv、待機場所は7日間で34mSv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. から 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。

よって、規制委員会は、申請者が①a. から e. に従って整備する重大事故等対処設備について、第６１条等要求事項イ）からホ）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に掲げる設備を活用した手順等について、主な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、緊急時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には、電源車（緊急時対策所用）の給電の手順に着手する。この手順では、電源車（緊急時対策所用）の準備及び給電の操作を保修班計2名により約50分で実施する。

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、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所空気浄

化装置の操作等を指揮所及び待機場所において放射線管理班他計3名により約60分で実施する。

b. 3号炉及び4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する可搬式モニタリングポストの指示が上昇傾向にある場合又は緊急時対策所外可搬型エリアモニタの指示が0.1mSv/h以上となった場合には、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を停止し、空気供給装置による緊急時対策所内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所排気手動ダンパ、緊急時対策所空気浄化ファン給気手動ダンパ及び空気ボンベ流量調整ユニット出口弁等の操作を指揮所及び待機場所において放射線管理班他計2名により2組に分かれて約2分で実施する。

c. 3号炉及び4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する可搬式モニタリングポスト及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタにて空気吸収線量率等の指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合には、希ガスの放出の収束により、空気供給装置による緊急時対策所の加圧を停止し、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を起動する手順に着手する。この手順では、空気供給装置、緊急時対策所可搬型空気浄化装置、緊急時対策所可搬型空気浄化ファン給気手動ダンパ、空気ボンベ流量調整ユニット出口弁、排気手動ダンパの操作を指揮所及び待機場所において放射線管理班他計2名により約5分で実施する。

d. プルーム通過中において、緊急時対策所にとどまる要員は、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77名と、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必要な対策要員34名との合計111名と想定している。このうち指揮所に84名、待機場所に27名収容する。

③－3 必要な数の対策要員の収容に係る手順等

a. 可搬式モニタリングポスト等にて空気吸収線量率等を監視し、プルームの通過及び屋外作業可能なレベルまでの線量率低下を確認した場合には、緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を開始する手順に着手する。なお、チェンジングエリアはあらかじめ設置した状態とする。

b. 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、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要員を最大111名を収容する。このため、対策要員の装備（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、これらを指揮所及び待機場所それぞれで維持・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.　SPDS 表示装置は、指揮所立ち上げ時に安全管理班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指揮所に配備し、常に最新となるよう維持・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設備等の空気浄化装置、排気手動ダンパ等の操作手順等を整備していること、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、起動、ケーブル接続、給油等の操作手順等を整備していること、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ていること、e)対策要員が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。

また、指揮所及び待機場所に緊急時対策所換気設備、チェンジングエリアの操作等の要員をそれぞれ配置し手順等を定め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. から e. に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等技術的能力基準（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. から e. の対策が第６１条等要求事項ハ)、ニ)、ヘ）からリ）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. から e. に従って整備する重大事故等対処設備が第６１条等要求事項イ）からホ）に適合する設計方針であること、①a. から 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より確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、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、発電所外との通信連絡を行うための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

（１）発電所外との通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所外と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、設備が健全である場合、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、社内 TV 会議システム、及び加入電話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。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、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－４．１８－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電力保安通信用電話設備、無線通話装置、社内 TV 会議システム、加入電話	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。

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、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、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、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を確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより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）通信連絡設備が、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とするための設備及び手順等。

ロ）計測等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 電源車（緊急時対策所用）又は空冷式非常用発電装置及び手順等（※[73]）。

② 計測等行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有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、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、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。

（※[73]）空冷式非常用発電装置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。電源車（緊急時対策所用）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．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、データ伝送設備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、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 発電所外の本店原子力事業本部（若狭）、本店（中之島）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信設備を設置する設計とする。

② 緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備を設置する設計とする。

③ 通信設備及びデータ伝送設備は、有線、無線又は衛星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をするため、共通要因又は従属要因によって同時に機能が損なわれないように多様性を確保した通信連絡設備を設ける。

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、専用通信回線は、共通要因又は従属要因によって同時に機能が損なわれないように通信方式の多様性を有し、輻輳等による制限を受けることなく使用できる。

③ これら通信設備等は非常用所内電源又は無停電電源に接続する。

（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. 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へ給電。そのため、電源車（緊急時対策所用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム等へ給電。そのため、空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 計測等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、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV 会議システム、IP 電話、IP-FAX）を重大事故等対処設備として新たに整備し、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）及び携行型通話装置等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに増設する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第６２条等基準要求イ）、上記 b. の対策が第６２条基準要求ロ）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（固定）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及び SPDS 表示装置は、電源車（緊急時対策所用）又は空冷式非常用発電装置から給電され、多様性を有する。

b. 衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、携行型通話装置、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は多様性を有する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)衛星電話（固定）、安全パラメータ表示システム（SPDS）等は、空冷式非常用発電装置から給電され、この電源は、水冷であるディーゼル発電機等に対し空冷式であることから、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)衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システムは、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式を備えることで、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①a. 及び b. 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、その結果を現場と中央制御室との間では携行型通話装置、現場又は中央制御室と緊急時対策所との間では衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）により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、携行型通話装置の通話装置用ケーブル接続、乾電池残量の確認、連絡等を現場と中央制御室で実施する。

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、その結果を衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）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により、緊急時対策所と本店原子力事業本部（若狭）、本店（中之島）、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に接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、TV 会議システムの起動、通信状態の確認、通信先との接続操作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（固定）、衛星電話（携帯）、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は、電源車（緊急時対策所用）又は空冷式非常用発電装置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すること、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、携行型通話装置、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）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により発電所内外で共有される手順等を整備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. 及び b. 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（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、上記①a. の対策が第６２条等要求事項イ)、上記①b. の対策が第６２条等要求事項ロ）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６２条等に適合するものと判断した。

３．自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、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多様性拡張設備、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（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、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、加入電話及び社内 TV 会議システムは、通常時使用されている設備であり、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、上記の追加対策によって、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－４．１９－１　申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、加入電話、社内 TV 会議システム	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。

Ⅳ－５　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）

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 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、原子炉施設の状況把握が困難な場合及び状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう以下の２つ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により状況把握が困難な場合には、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、必要の都度緩和措置を行う。

b. 中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。

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対策要員（協力会社含む。）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を基に、大規模損壊発生時を想定し、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

（２）体制の整備

① 大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って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. 勤務時間外、休日（夜間）においても発電所内に重大事故等対策要員70名（消火活動要員7名含む。）を確保し、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、対応できるよう体制を整備する。

b. 勤務時間外、休日（夜間）における常駐者は、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が発生した場合にも対応できるよう、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する。

d. 建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員に、発電所対策本部での役務を割り当てる等の柔軟な対応をとる。

e. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの召集に時間を要する場合も想定し、発電所構内の最低要員数により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

f. プルーム放出時には、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は、発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として発電所へ再度非常召集する。

② 大規模損壊が発生した場合において、運転員、緊急時対策本部要員等が

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も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、プラントメーカ及び建設会社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、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して、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よる大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火剤等の資機材、中型放水銃等を配備する。

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 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備する。また、消火活動専用の通信連絡設備を配備する。

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。

V　審査結果

関西電力株式会社が提出した「高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）」（平成25年7月8日申請、平成26年10月31日、12月1日及び平成27年1月28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
安全重要度分類指針	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
安全評価指針	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力基準	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

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	関西電力株式会社
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
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
内部火災ガイド	原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
被ばく評価ガイド	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
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	高浜発電所原子炉施設保安規定
本申請	高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3 号及び 4 号発電用原子炉施設の変更）（平成 25 年 7 月 8 日申請、平成 26 年 10 月 31 日、12 月 1 日及び平成 27 年 1 月 28 日補正）
本発電所	高浜発電所
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
AED	大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス

AEI	大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われるが、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
AEW	大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却は出来るが、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
ATWS	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
BWR	沸騰水型原子炉
DCH	格納容器雰囲気直接加熱
ECCS	非常用炉心冷却装置
E. L.	標高
ERSS	緊急時対策支援システム
FCI	溶融燃料－冷却材相互作用
LOCA	冷却材喪失事故
MCCI	溶融炉心・コンクリート相互作用
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
RCP	原子炉冷却材ポンプ
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
SPDS	安全パラメータ表示システム（SPDS）
TED	過渡事象が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
T. P.	東京湾平均海面