

**四国電力株式会社伊方発電所の  
発電用原子炉設置変更許可申請書  
（3号原子炉施設の変更）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7月15日

原子力規制委員会



## 目次

I	はじめに	1
II	発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	4
III	設計基準対象施設	9
III-1	地震による損傷の防止（第4条関係）	9
III-1.1	基準地震動	10
III-1.2	周辺斜面の安定性	20
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）	29
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）	55
III-4.1	外部事象の抽出	56
III-4.2	外部事象に対する設計方針	57
III-4.2.1	竜巻に対する設計方針	58
III-4.2.2	火山の影響に対する設計方針	63
III-4.2.3	外部火災に対する設計方針	71
III-4.2.4	その他自然現象に対する設計方針	78
III-4.2.5	その他人為事象に対する設計方針	80
III-4.3	自然現象の組合せ	81
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	82
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）	82
III-6	火災による損傷の防止（第8条関係）	83
III-7	溢水による損傷の防止等（第9条関係）	95
III-8	誤操作の防止（第10条関係）	104
III-9	安全避難通路等（第11条関係）	104
III-10	安全施設（第12条関係）	105
III-11	全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）	108
III-12	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）	109
III-13	原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条関係）	111

III-14	安全保護回路（第24条関係）	112
III-15	保安電源設備（第33条関係）	112
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	116
IV-1	重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）	119
IV-1.1	事故の想定	120
IV-1.2	有効性評価の結果	132
IV-1.2.1	炉心損傷防止対策	132
IV-1.2.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失	132
IV-1.2.1.2	全交流動力電源喪失	138
IV-1.2.1.3	原子炉補機冷却機能喪失	146
IV-1.2.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	148
IV-1.2.1.5	原子炉停止機能喪失	153
IV-1.2.1.6	ECCS注水機能喪失	160
IV-1.2.1.7	ECCS再循環機能喪失	164
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）	170
IV-1.2.2	格納容器破損防止対策	177
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）	178
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）	185
IV-1.2.2.3	高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	192
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	198
IV-1.2.2.5	水素燃焼	202
IV-1.2.2.6	溶融炉心・コンクリート相互作用	208
IV-1.2.3	使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策	213
IV-1.2.3.1	想定事故1	214
IV-1.2.3.2	想定事故2	218
IV-1.2.4	運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策	221
IV-1.2.4.1	崩壊熱除去機能喪失	222
IV-1.2.4.2	全交流動力電源喪失	227
IV-1.2.4.3	原子炉冷却材の流出	232
IV-1.2.4.4	反応度の誤投入	237
IV-1.2.5	有効性評価に用いた解析コード	242
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）	258
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	

4 3 条関係)	265
IV-3. 1 重大事故等対処施設の地盤 (第 3 8 条関係)	266
IV-3. 2 地震による損傷の防止 (第 3 9 条関係)	269
IV-3. 3 津波による損傷の防止 (第 4 0 条関係)	273
IV-3. 4 火災による損傷の防止 (第 4 1 条関係)	273
IV-3. 5 重大事故等対処設備 (第 4 3 条関係)	274
IV-4 重大事故等対処設備及び手順等	278
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 4 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 関係)	278
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 4 5 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 関係)	284
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 4 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 関係)	292
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 4 7 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 関係)	301
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 4 8 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 5 関係)	312
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 4 9 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 関係)	319
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 5 0 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 7 関係)	327
IV-4. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備及び手順等 (第 5 1 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 関係)	334
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 5 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 9 関係)	344
IV-4. 1 0 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 5 3 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 0 関係)	351
IV-4. 1 1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等 (第 5 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 1 関係)	355
IV-4. 1 2 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 5 5 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 2 関係)	363
IV-4. 1 3 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 5 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 3 関係)	368

IV-4. 1.4	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）	376
IV-4. 1.5	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）	384
IV-4. 1.6	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）	394
IV-4. 1.7	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）	400
IV-4. 1.8	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）	409
IV-4. 1.9	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）	417
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）	422
V	審査結果	427
	略語等	428

## **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、四国電力株式会社(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「伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号原子炉施設の変更)」(平成25年7月8日申請、平成27年4月14日補正、平成27年5月11日再補正、平成27年6月30日再々補正)(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日原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。）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1306190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1306191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1306192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1306193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1306194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1306195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1306196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1306197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。

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、伊方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、原子力本部の各担当部門及び土木建築部（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、原子力本部（松山）及び本店（高松）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、本発電所の伊方発電所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伊方発電所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、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自動車等を運転する資格を有する技術者を確保する。
- (2) 設計及び工事に必要な技術者は、業務の各工程において必要な人数を配置する。また、運転及び保守に必要な技術者及び有資格者である技術者についても、業務を実施するために必要な人数を配置する。
- (3) さらに、必要な技術者については、採用、教育及び訓練を行うことにより、今後とも継続的に確保する方針とする。

規制委員会は、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、教育及び訓練実績により、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な技術者及び有資格者である技術者を確保していること、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3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37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ための活動並びに

関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づいて品質保証計画を定める。

- ② 本店各部所及び本発電所並びに監査部門である本店の考査室原子力監査担当においては、品質保証計画に基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める。
- ③ 社長は、品質保証計画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本部長の下、本店各部長、原子力保安研修所長及び発電所長は、同方針に基づき各部所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考査室原子力監査担当部長は、実施部門とは独立した立場で監査を実施する。
- ⑤ 社長は、管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行う。
- ⑥ さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、実施部門に共通する活動については本店の原子力発電所品質保証委員会において審議し、一方、本発電所において実施する活動は伊方発電所品質保証運営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、品質保証計画に従い、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、品質保証計画に従って、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、品質保証計画を定めた上で、その品質保証計画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、原子力保安研修所に加え、株式会社原子力発電訓練センター及び日本原子力発電株式会社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原子力本部長が選任し配置する。

(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特別管理職の職位の者から選任する。

(4) 運転責任者は、規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、当直の責任者である当直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、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度（以下「S波速度」という。）がおおむね700m/s以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないことを要求している。

申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。

- ① 本発電所敷地内で実施した試掘坑内弾性波探査結果、地表弾性波探査結果及びボーリング孔内P S検層結果より、敷地地盤のS波速度は約2.6～3.0km/sである。これらの結果から、S波速度約2.6km/sの堅固な岩盤が十分な広がりと深さをもっていることを確認した。以上のことから、敷地標高を考慮して標高（以下「EL.」という。）+10m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、敷地及び敷地近傍は三波川帯に位置し、塩基性片岩を主体とする三波川変成岩類が広く分布する。地盤には泥質片岩や珪質片岩の薄層が局所的に狭在する。敷地では、陸上域には崖錐堆積物、沖積層、海底には未固結の海底堆積物が被覆して分布する。
- ② 本発電所敷地内で得られた地震観測記録のうち、比較的規模の大きい内陸地殻内地震により得られた地震観測記録の応答スペクトルと Noda et al. (2002) の方法により推定した応答スペクトルとの比をとって増幅特性の検討をした結果、顕著な増幅はない。
- ③ 本発電所敷地内で得られた地震観測記録を、地震波の到来方向別に比較検討した結果、増幅特性が異なるような傾向はない。
- ④ 本発電所敷地内で実施したオフセットVSP探査の結果から、地下深部までの水平な反射面が連続し、地下構造に特異な構造が見られないことから、水平成層かつ均質と評価して一次元の速度構造をモデル化した。
- ⑤ 一次元の地下構造モデルは、地震基盤以浅の速度構造及び減衰構造については、敷地におけるPS検層や密度検層等を参考として設定した。地震基盤以深については Kakehi (2004) を参考として設定した。
- ⑥ 当該地下構造モデルから理論的に求まる伝達関数が、敷地の観測記録から求まる伝達関数と整合的であることを確認した。

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成層かつ均質と評価し、一次元地下構造モデルを設定しており、当該地下構造モデルは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、地形調査、地表地質調査、地球物理学的調査等を実施した。また、海域については、文献調査、海底地形調査、海上音波探査、地球物理学的調査等を行い、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、敷地前面海域の断層群、伊予セグメント、別府湾－日出生断層帯、F－21断層、五反田断層及び上関断層（F－15断層及びF－16断層）を震源として考慮する活断層として抽出し、活断層の位置、形状等の評価した。
- ③ 敷地近傍及び敷地においては、文献調査、地形調査、地表地質調査、ボーリング調査、海底地形調査、海上音波探査、地球物理学的調査等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。敷地におけるS<sub>1</sub>断層、S<sub>3</sub>断層を含めて、後期更新世以降の断層運動を示唆する変位地形及び地質構造は認めら

れないことから、敷地近傍及び敷地において、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、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮することを、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことを要求している。

申請者は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

### ① 内陸地殻内地震

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

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Zhao et al. (2006)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、敷地への影響が最も大きいと考えられる地震は、敷地前面海域の断層群による地震であった。敷地前面海域の断層群は中央構造線断層帯の一部であり、地震調査委員会(2011, 2005)において、中央構造線断層帯全体が同時に活動する可能性や別府一万年山断層帯の東端が中央構造線断層帯に連続している可能性が言及されていることを踏まえ、これらの連動を含む区間を考慮した断層群(以下「敷地前面海域の断層群(中央構造線断層帯)」という。)による地震を検討用地震として選定した。

### ② プレート間地震

プレート間地震については、過去の地震及び知見から敷地の震度が5弱

(1996年以前は旧気象庁震度階級V)程度以上であったと推定される南海トラフ沿いの6地震及び日向灘の2地震を抽出した。

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Zhao et al. (2006)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、内閣府検討会(2012)による南海トラフの巨大地震(陸側ケース)(モーメントマグニチュード(以下「Mw」という。)9.0)を検討用地震として選定した。

### ③ 海洋プレート内地震

海洋プレート内地震については、過去の地震から敷地の震度が5弱(1996年以前は旧気象庁震度階級V)程度以上であったと推定される3地震を抽出し、さらに地震調査委員会(2009)の地域区分の観点から、この3地震が所属する領域の隣の3領域からそれぞれ最も規模の大きい地震を1つずつ抽出した。

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Zhao et al. (2006)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行い、また世界で起きた大規模な地震に関する知見も踏まえ、1649年安芸・伊予の地震(Mw6.9)を検討用地震として選定した。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が当初、地震調査委員会が指摘した中央構造線断層帯と別府一万年山断層帯の連動の可能性よりも断層長さの短い断層群による地震を検討用地震としていたため、より長い連動ケースを検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、中央構造線断層帯と隣接する別府一万年山断層帯も含めた連動性を考慮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、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震、南海トラフの巨大地震（陸側ケース）及び 1649 年安芸・伊予の地震を考慮した想定スラブ内地震について、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 敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震

- a. 地震調査委員会（2011, 2005）における長期評価から、中央構造線断層帯と別府一万山断層帯とが連動する断層長さ約 480km を基本震源モデルとした。また、部分破壊するケースも考慮し、中央構造線断層帯石鎚山脈北縁西部－伊予灘区間（断層長さ約 130km）及び敷地前面海域の断層群（断層長さ約 54km）についても基本震源モデルとして評価を行った。震源モデル及び震源特性パラメータは、壇ほか（2011）や「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」（2009）（以下「レシピ」という。）に基づき設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、本発電所敷地及び敷地周辺の屈折法地震探査結果等から、断層上端深さを 2km、断層下端深さを 15km と設定した。また、傾斜角・すべり様式については、地震調査委員会（2011, 2005）及び調査結果に基づき、主たる敷地前面海域の断層群等は鉛直の右横ずれ断層と設定した。アスペリティは断層上端に各セグメント内に配置し、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. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、応力降下量を基本震源モデルの 1.5 倍又は 20MPa としたケース、傾斜角を横ずれ断層について北傾斜（断層により  $30^{\circ}$  から  $60^{\circ}$ ）及び南傾斜（ $80^{\circ}$ ）としたケース、破壊伝播速度を引き上げたケース、アスペリティを敷地正面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については、敷地が敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）から約 8 km と断層近傍にあることから、検討ケース毎に距離や地震規模の適用性を吟味し、Noda et al. (2002) の方法等の距離減衰式を採用した。地震動評価に当たって使用するマグニチュード（以下「M」という。）は、断層長さから松田（1975）により求めた。なお、Noda et al. (2002) における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は、安芸灘の地震（2001年3月26日、M5.2）の敷地での観測記録を発生位置やメカニズムは異なるものの要素地震として適切なものと評価し、適切に補正した上で、経験的グリーン関数法で評価した。施設に与える影響が大きいケースについては、長周期領域で理論地震動を求め、ハイブリッド合成法による評価も行った。
  - f. 断層モデルを用いた手法による地震動評価における震源特性パラメータのうち、地震モーメントについては、壇ほか（2011）の手法を基本として、断層面積等から求めた。断層長さ約480 km及び約130 kmについては、Fujii and Matsu'ura（2000）の手法、断層長さ約54 kmについては、入倉・三宅（2001）の手法でも設定した。また、壇ほか（2011）の手法では、平均応力降下量は3.4MPa、アスペリティの応力降下量は12.2MPaとした。また、Fujii and Matsu'ura（2000）の手法及び入倉・三宅（2001）の手法では、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レシピにおける断層面積の21.5%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 南海トラフの巨大地震（陸側ケース）
- a. 基本震源モデルは、内閣府検討会（2012）の南海トラフの巨大地震（陸側ケース）（Mw9.0）を採用し、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
  - b. 基本震源モデルに対して、強震動生成域の位置の不確かさを考慮して、敷地に最も近い日向灘域の強震動生成域を敷地の直下に追加配置したケースについても設定した。
  - c. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができるNoda et al.（2002）の方法を用いた。
  - d. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、適切な要素地震が得られていないことや内閣府検討会（2012）において統計的グリーン関数法が用いられていることを踏まえ、統計的グリーン関数法で評価を行うとともに、長周期領域で理論地震動を求め、ハイブリッド合成法による評価を行った。
- ③ 1649年安芸・伊予の地震を考慮した想定スラブ内地震
- a. 1649年安芸・伊予の地震を基に、当該地域の既往最大規模であるM7.0相当の断層面を敷地下方に設定した想定スラブ内地震を基本震源モデルとした。震源モデル及び震源特性パラメータは、笹谷ほか

(2006) 等に基づき設定した。

- b. 基本震源モデルに対して、2001年芸予地震の知見を考慮しアスペリティの位置及び断層傾斜角を設定したケース、アスペリティ位置の不確かさを考慮しアスペリティ上端を海洋性地殻上端に配置したケース、地震規模の不確かさを考慮し地震規模を M7.2 としたケース及び断層傾斜角の不確かさを考慮し共役の低角断層面を想定したケースについても設定した。
- c. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002) の方法を用いた。また、敷地での観測記録を基にした補正係数を適用した。
- d. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、安芸灘の地震 (2001年3月26日、M5.2) の敷地での観測記録を要素地震として適切なものと評価した上で、経験的グリーン関数法により評価した。震源特性パラメータについては、笹谷ほか (2006) の手法等に基づき、地震モーメントは  $M_w$  から設定し、次に地震モーメントから短周期レベル及びアスペリティの面積を設定し、これらをもとに断層面積を求めた後、円形クラックの式より求めた平均応力降下量とアスペリティ面積比からアスペリティの応力降下量を設定した。

規制委員会は、審査の過程において、敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) による地震動評価に当たっては、当該断層群が長大であるため、部分破壊も考慮するとともに、スケーリング則の適用性を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、敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) が長大な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、部分破壊については、断層長さ約 130km 及び約 54km を断層長さ約 480km ケースに加えて基本震源モデルとして設定した。スケーリング則については、壇ほか (2011) の手法を基本とするが、断層長さ約 480km と約 130km については Fujii and Matsu'ura (2000) の手法、断層長さ約 54km については入倉・三宅 (2001) の手法でも評価を行った。また、破壊伝播速度については、Bouchon et al. (2002) 等の知見を踏まえ、断層長さ約 480km と約 130km については破壊伝播速度が S 波速度と等しくなる場合、また、断層長さ約 54km については宮腰ほか (2003) の知見を踏まえて標準偏差  $1\sigma$  を考慮した場合を不確かさケースとして地震動評価を行った。

規制委員会は、申請者が実施した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価については、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 Mw6.5 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、本発電所立地地点と 2008 年岩手・宮城内陸地震震源域では、地形、第四紀火山との位置関係、地質、応力場、微小地震の発生状況等において特徴が大きく異なる。特に、軟岩・火山岩・堆積層の厚さの観点から、堅硬かつ緻密な結晶片岩が少なくとも地下 2km まで連続する本発電所立地地点と新第三紀以降の火山岩、堆積岩が厚く分布する 2008 年岩手・宮城内陸地震震源域とでは地域差が顕著であることから、観測記録収集対象外とした。
- (3) 2000 年鳥取県西部地震については、本発電所立地地点と 2000 年鳥取県西部地震震源域では活断層の成熟度等に地域差が認められ、地震が発生する深部地下構造にも違いがあると考えられるものの、一方で大局的にはいずれも西南日本の東西圧縮の応力場であることなどを踏まえ、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。その結果、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、加藤ほか(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、佐藤ほか(2013)でボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に基盤地震動



が推定されており、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、2000 年鳥取県西部地震震源域と本発電所立地地点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ざ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ざ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、震源近傍の観測記録を震源を特定せず策定する地震動として採用した。また、2004 年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤ほか（2013）で推定された基盤地震動に不確かさを考慮した地震動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-3-2 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  $650\text{cm/s}^2$ 、鉛直方向  $377\text{cm/s}^2$ )

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させて策定した地震動

② 基準地震動 Ss-2-1 から Ss-2-8

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 7 ケースの地震動及び東西方

向と南北方向の地震動を入れ替えた1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<sup>2</sup>、鉛直方向 485cm/s<sup>2</sup>)

① 基準地震動 Ss-3-1 及び Ss-3-2

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 2004 年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動及び 2000 年鳥取県西部地震における賀祥ダムの観測記録

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 及び Ss-2 の年超過確率は  $10^{-4} \sim 10^{-6}$  程度、「震源を特定せず策定する地震動」 Ss-3 の年超過確率は  $10^{-4} \sim 10^{-7}$  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号炉原子炉建屋周辺斜面及び海水ピット周辺斜面を選定した。
2. すべり安全率の評価は、施設周辺の地形及び地質・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荷重の方向と片理面の方向による影響等を考慮して設定した。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盤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 0.53 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、基準地震動  $S_1$  の応答スペクトルをおおむね下回らないようにする。

#### (2) 弾性設計用地震動

弾性設計用地震動  $S_d-1$  は、基準地震動  $S_s-1$  に基づき前項の条件で設定し、その最大加速度については水平方向  $345\text{cm/s}^2$ 、鉛直方向  $200\text{cm/s}^2$  である。また、 $S_d-2-1$  から  $S_d-2-8$ 、 $S_d-3-1$  及び  $S_d-3-2$  についても同様に、基準地震動に基づき前項の条件で設定する。

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おおむね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を 0.53 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。

なお、申請者は、弾性設計用地震動の年超過確率は  $10^{-3} \sim 10^{-5}$  程度としている。

### 3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

#### (1) 地震応答解析による地震力

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

申請者は、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針としている。

- ① S クラスの施設の地震力の算定方針

基準地震動及び弾性設計用地震動から定まる入力地震動を用いて、建物・構築物の三次元応答性状及び機器・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、施設と地盤との相互作用及び地盤の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせ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に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、水圧及び通常的气象条件による荷重）、運転時に作用する荷重（通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過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）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）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、荷重等を制限する値を許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。

Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、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。また、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合の影響も考慮して評価する。
- (5) 波及的影響の評価においては、溢水防護及び火災防護の観点からの波及的影響についても確認する。

規制委員会は、申請者が、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としていることから、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、断層の性状、鉱物脈との接触関係、鉱物の各種化学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を行い、その結果を以下のとおりとしている。

(1) 耐震重要施設付近の地盤では、比較的破碎幅が大きく連続性がある断層として、F a - 1 ~ F a - 5 断層及び f 4 断層が認められ、これらは粘土状の軟質部を含まない「岩石化した断層」と、それ以外の「軟質部を含む断層」とに区分される。

(2) 岩石化した断層には、F a - 1 断層、F a - 4 断層及び f 4 断層が該当する。これらの断層は、肉眼観察、物理試験及び針貫入試験の結果、断層内物質が周辺の母岩と密着して一体の岩石となっており、地下深部の封圧・温度で基質と岩片が固結したカタクレーサイトが地表付近に位置して以降の破断を受けていない断層である。

また、岩石化した断層の研磨片観察及び薄片観察によると、主せん断面に対応する細粒部において明瞭なせん断面が認められず、せん断方向を横断する方向に緑泥石（スメクタイトとの混合層を伴う）が脈状に成長していること等から、地下深部で活動して以降に地表付近で脆性破壊を受けていない。

(3) 軟質部を含む断層には、F a - 2 断層、F a - 3 断層及び F a - 5 断層が該当する。F a - 3 断層は、F a - 2 断層と互いに切り切られの関係にあるが、F a - 3 断層の最新活動面は F a - 2 断層を切っており、また F a - 5 断層も切っている。このため、軟質部を含む断層では、F a - 3 断層の活動時期が最も新しい。

F a - 3 断層の研磨片観察及び薄片観察によると、最新活動面と対応する細粒部を横断して緑泥石（スメクタイトとの混合層を伴う）が脈状に成長しており、その後脆性破壊を受けていないことから、緑泥石（スメクタイトと

の混合層を伴う)生成後にF a - 3断層は活動していない。F a - 3断層は地下深部における脆性破壊でカタクレーサイトとなっている。緑泥石脈(スメクタイトとの混合層を伴う)は、生成温度及び敷地における地温勾配から地下深部で生成したものであり、敷地付近における隆起速度との関係を考慮すると、緑泥石脈(スメクタイトとの混合層を伴う)を脆性破壊させていないF a - 3断層の活動時期は、後期更新世よりもはるかに古い。

F a - 2断層の研磨片観察及び薄片観察でも、せん断方向を横断して緑泥石(スメクタイトとの混合層を伴う)が脈状に成長しており、その後脆性破壊を受けていないこと等が認められ、緑泥石(スメクタイトとの混合層を伴う)生成後にF a - 2断層は活動していない。

なお、X線分析結果によると、岩石化した断層と軟質部を含む断層の双方の細粒部にスメクタイトが生成している。断層内の軟質部は、断層運動によって形成されたものではなく、スメクタイトが吸水して形成されたものと考えられる。

(4) 以上のことから、耐震重要施設付近の地盤に認められる6条の断層は、将来活動する可能性のある断層等には該当しないと評価した。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が当初、断層の細粒部を横断する鉱物脈が緑泥石であると評価していたため、必ずしも全てが緑泥石ではない可能性があることを指摘し、鉱物の同定を再検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、鉱物脈の詳細な分析を行い、緑泥石(スメクタイトとの混合層を伴う)であることを明らかにし、それを反映して断層の活動性評価を行った。

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た算定する地震力(耐震重要施設にあつては、基準地震動による地震力を含む。)が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けなければならないこと、さらに、耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することを要求し

ている。

申請者は、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号炉原子炉建屋、重油タンク等を対象に、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) 評価対象断面については、評価の対象となる耐震重要施設の配置、施設周辺の地形及び地質・地質構造を考慮し、3号炉原子炉建屋に対する評価対象断面として炉心で直交する2断面及び重油タンクに対する評価断面として重油タンクを通り直交する2断面を選定した。これらの評価対象断面に対して、簡便法を用いた絞り込みを行い、3号炉原子炉建屋の炉心を通る1断面及び重油タンクを通る1断面を対象に、基準地震動による地震力を作用させた動的解析を二次元有限要素法により行った。
- (4) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に荷重の方向と片理面の方向による影響等を考慮して設定した。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3号炉原子炉建屋の基礎底面における最大接地圧は $2.2\text{N/mm}^2$ 、重油タンクの基礎底面における最大接地圧は $0.2\text{N/mm}^2$ であり、基礎地盤を構成する $[C_H]$ 級以上の岩盤の極限支持力( $7.84\text{N/mm}^2$ 以上)を下回る。
- (6) 動的解析の結果から得られた3号炉原子炉建屋及び重油タンク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号炉原子炉建屋及び重油タンク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) 耐震重要施設は、岩盤に支持されていることから、不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下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敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）の活動に伴い生じる地盤の傾斜について Mansinha and Smylie(1971)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について、以下のとおりとしている。

- (１) 敷地周辺の既往津波及び痕跡高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、南海トラフ沿いのプレート間地震による1707年宝永地震津波、1854年安政南海地震津波及び1946年昭和南海地震津



波がある。また、伊予灘、別府湾、周防灘、豊後水道沿岸部での津波堆積物調査の結果、別府湾や豊後水道沿岸部では津波堆積物が確認されているが、敷地周辺の伊予灘沿岸部では津波堆積物は確認されておらず、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) プレート間地震については、文献調査、他の行政機関の検討結果、南海トラフ～琉球海溝のテクトニクス的背景等を踏まえ、南海トラフの巨大地震の津波波源として内閣府「南海トラフの巨大地震モデル検討会」(2011, 2012)が設定した Mw9.1 の波源モデルを考慮するとともに、南海トラフから南西諸島までの領域を対象とした津波波源として 2011 年東北地方太平洋沖地震規模 Mw9.0 の大きさを破壊する場合を想定し、琉球海溝北部から琉球海溝中部までの範囲を断層面積とした波源モデルを考慮した。
- (3) 海域活断層による地震に伴う津波については、敷地前面海域の断層群を含む中央構造線断層帯と別府一万年山断層帯が連動するケースとして、伊予セグメント、敷地前面海域の断層群及び別府一万年山断層帯の連動を考慮した断層群(以下「敷地前面海域の断層群(中央構造線断層帯:海域部)」という。)による地震に伴う津波を考慮した。別府一万年山断層帯については、別府湾沿岸部での痕跡高を精緻に再現している大分県(2013)の断層モデルを基本とした。また、土木学会(2002)に基づき、傾斜角、すべり角等を不確かさとして考慮するなど数値計算モデルを用いたパラメータスタディを実施した。
- (4) また、敷地前面海域の断層群(中央構造線断層帯:海域部)を波源とした津波評価においては、断層が一様かつ瞬時にすべるモデルの他に、断層の不均質な破壊を考慮したケースとして、大すべり域及び背景領域のすべり量を別々に設定するとともに破壊伝播を考慮する波源モデルについても評価を実施した。
- (5) 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、水位変動量が最大となるケースを選定した。
- (6) 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、波源に応じて東西約 180～2,300km、南北約 160～1,600km を計算領域とし、計算格子間隔は、最大 1,600m から最小 6.25m まで徐々に細かい格子サイズを設定した。また、数値シミュレーションにあたり、潮位条件及び断層活動に伴う地盤変動を考慮して検討を行った。さらに、計算手法や海底地形等のモデルの妥当性を確認することを目的に、1946 年昭和南海地震津波を対象に痕跡高さと計算値とを比較し、再現性を確保していることを確認した。
- (7) 海洋プレート内地震による津波については、想定される規模や敷地とプレ

ート境界との位置関係から、プレート間地震による津波と比較して影響が小さいと評価した。

規制委員会は、審査の過程において、敷地前面海域の断層群について連動を考慮した波源を基本ケースとして評価すること、すべり量に関する剛性率の妥当性を検討すること、津波シミュレーション計算で設定する渦動粘性係数の影響を検討することを求めた。

これに対して、申請者は、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯：海域部）として伊予セグメント、敷地前面海域の断層群及び別府－万年山断層帯が連動するケースを基本ケースとするとともに、剛性率、渦動粘性係数の値を見直して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。

## 2. 地震以外の要因による津波

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

申請者は、地震以外の要因による津波評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査の結果、敷地周辺において、海底地すべり、陸上の斜面崩壊（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) 火山の山体崩壊による津波については、別府湾沿岸で山体規模が最も大きい鶴見岳の山体崩壊について検討した。崩壊規模としては、崩壊地形から見積もった既往最大規模及び地形や溶岩の分布に基づく検討から設定した仮想的な規模の2ケースを設定した。各ケースについて Patra et al. (2005) による粒子流モデルによる岩屑流計算を実施し、山体崩壊による土砂の移動

の挙動や海底地形の時刻歴変化を計算するとともに、初期水位形状の算出に際しては、今村ほか(2001)による二層流モデル予測方法及び佐竹・加藤(2002)による運動学的モデル予測方法を用いた。

- (3) 陸上地すべりによる津波については、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及び空中写真・航空レーザー測量結果による地形判読を基に現地踏査を実施し、敷地周辺の伊予灘沿岸部の降雨地すべりを考慮することとした。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を踏まえ、地すべり規模を想定し、Patra et al. (2005)による粒子流モデルによる岩屑流計算を実施し、地すべりによる土砂の移動の挙動や海底地形の時刻歴変化を計算するとともに、初期水位形状の算出に際しては、今村ほか(2001)による二層流モデル予測方法及び佐竹・加藤(2002)による運動学的モデル予測方法を用いた。
- (4) 火山の山体崩壊及び陸上地すべりによる津波については、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て津波シミュレーションを実施し、水位変動量が最大となるケースを選定した。
- (5) 海底地すべりによる津波については、文献調査、敷地周辺の海底地形判読及び音波探査記録による検討の結果、他の要因による津波よりも影響は小さいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した地震以外の要因による津波の評価については、波源モデルの設定等に必要な調査を実施するとともに、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、プレート間地震及びその他の地震、又は地震及び地すべり若しく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、以下のとおり評価を示している。

- (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、関連性は低いと評価されるものの、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯：海域部）による地震に伴う津波と伊予灘沿岸部の地すべりによる津波の組合せに関する検討を実施した。
- (2) 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、地震に伴う津波の時刻歴水位と陸上地すべりに伴う時刻歴水位を足

し合わせ、津波の水位変動量が最大となるケースを抽出した。抽出したケースについて、地震に伴う津波と陸地すべり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、水位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み合わせ、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、敷地から沖合へ約2.5 km離れた水深約47mの地点で定義した。
- (2) 津波シミュレーションによる計算の結果から、敷地周辺への影響が最も大きい津波として、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯:海域部）による地震に伴う津波と伊予灘沿岸部の地すべりによる津波の組合せが抽出された。このため「敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯:海域部）による地震に伴う津波と伊予灘沿岸部の地すべりによる津波の組合せ」に加え、これを構成する「敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯:海域部）による地震に伴う津波」及び「伊予灘沿岸部の地すべりによる津波」について、海水ピットでの水理特性並びに循環水ポンプ及び海水ポンプの稼働条件を考慮した津波シミュレーション計算を行った。

その結果、評価地点における最も厳しい津波として、「敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯:海域部）による地震に伴う津波」1ケースと、「敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯:海域部）による地震に伴う津波と伊予灘沿岸部の地すべりによる津波の組合せ」の4ケースを基準津波として選定した。これらの基準津波定義位置で最大水位上昇量は+1.14～+1.88m、最大水位下降量は-1.18mである。

- (3) 基準津波に伴う砂移動の数値計算では、海上ボーリング調査等から砂の粒径、密度等を設定し、藤井ほか（1998）及び高橋ほか（1999）の方法を用い

て砂の堆積厚を評価し、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 $10^{-7}$ ～ $10^{-8}$ 程度、水位下降側の年超過確率は $10^{-5}$ ～ $10^{-6}$ 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等**

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、愛媛県の伊予灘に面した佐田岬半島の付け根に位置しており、敷地前面に流入する河川はないが、東方約 20km 地点に一級河川の肱川がある。
- ② 敷地は、主に東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）+10.0m、T.P. +32.0m、T.P. +84.0m 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として、T.P. +10.0m の敷地に原子炉建屋及び原子炉補助建屋を設置する。屋外設備としては、T.P. +10.0m の敷地地下部に海水管ダクト、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油配管ダクトを設置し、T.P. +10.0m の敷地に海水ポンプエリア、原子炉建屋屋上の T.P. +25.9m に補助給水タンク、T.P. +84.0m の敷地に重油タンクを設置する。
- ④ 津波監視設備として、海水ピットの T.P. 約+6m の位置に耐震型海水ピット水位計を、原子炉建屋屋上の T.P. +46.8m の位置に海面監視カメラを設置する。
- ⑤ T.P. +4.5m の敷地には、雑固体処理建屋等の建屋、荷揚岸壁等がある。
- ⑥ 港湾施設として、敷地内に荷揚岸壁があるが、敷地近傍に大型の港湾施設はない。
- ⑦ 海上設置物として、周辺の漁港に船舶、漁船が係留され、敷地東側に定置網、敷地西側の漁港に浮棧橋がある。
- 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 13km 及び約 18km に航路がある。

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である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、道路等を考慮してモデル化する。
- b. 津波の伝播経路上の人工構造物について、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物の設置状況を考慮してモデル化する。
- c. 敷地沿岸域及び海底地形は、海上保安庁の海図等に加え、最新の海底地形調査結果のデータを使用する。

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侵入角度及び速度、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. 埋立部の変形及び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. 敷地東方約20kmに位置する肱川については、敷地から十分離れており、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、朔望平均満潮位に潮位のばらつきを考慮して設定する。

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している。また、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の分析並びに基準津波定義地点及び海水取水口等における基準津波による時刻歴水位の比較から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、海水取水口周辺の局所的な海面振動の励起に関する評価を、基準津波定義地点及び海水取水口等における時刻歴水位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、以下のとおり実施している。

#### ① 潮汐による水位変動

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

#### ② 高潮による水位変動



潮汐以外の要因による潮位変動については、影響の大きなものとして高潮を抽出する。観測地点「松山」における至近約 50 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設定する。基準津波の波源である敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯：海域部）による地震の発生に伴い発電所敷地において 0.34m の隆起量又は 0.36m から 0.40m の沈降量が想定される。それらについて、下降側又は上昇側の水位変動に対してそれぞれ考慮する。

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（隆起又は沈降）を下降側及び上昇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、津波が遡上する T.P. +4.5m の荷揚岸壁から T.P. +5.0m の護岸部での浸水深は、大部分において 1.0m 以下（一部で 1.0m から 2.0m 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が設置されている周辺敷地高さは T.P. +10.0m 以上であり、津波による遡上波は地上部から到達、流入しない。
- c. 津波が遡上する T.P. +4.5m の荷揚岸壁から T.P. +5.0m の護岸部に、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はない。

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、基準津波による遡上域を把握するために実施した解析の結果に基づき、津波防護対象設備を遡上波が地上部から到達、流入しない位置に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、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。津波の流入防止等の方針を検討するために算定した海水ピットポンプ室、取水ピット及び放水ピットの入力津波高さ等に基づき検討した結果、海水ピットポンプ室の入力津波高さ T.P. + 4.9m に対して海水ポンプエリアの床面の位置が T.P. + 3.0m であることから、流入の可能性のある経路として、海水ピットを特定した。

### 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、浸水防止設備として、海水ポンプエリア床面には水密ハッチ及び床ドレンライン逆止弁を設置するほか、海水ポンプエリア壁面の貫通部には止水処置を実施し、除塵装置エリアから海水ポンプエリアへの連絡通路には水密扉を設置する。また、海水ポンプエリアに隣接する海水管ダクトの床面に、床ドレンライン逆止弁を設置する。

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海水ピットを流入経路として特定した上で、浸水防止設備の設置等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、津波が海水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、海水ポンプエリアの壁に貫通部があるため止水処置を実施する。海水ポンプエリアの床に点検用の開口部があるため水密ハッチを設置し、海水ポンプエリア及び海水管ダクトの床ドレンラインには逆止弁を設置する。また、除塵装置エリアから海水ポンプエリアへの連絡通路には水密扉を設置する。

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壁貫通部への止水処置の実施並びに除塵装置エリアからの連絡通路及び床への水密扉等の設置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、水密扉、水密ハッチ及び床ドレンライン逆止弁を設置することにより本エリアを防水区画化している。また、海水ポンプ本体に接続されている非常用タンクベント配管等並びに

浸水防止設備として設置する水密扉、水密ハッチ及び床ドレンライン逆止弁について、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上記②の浸水量評価に基づき、長期間の冠水が想定される場合は、海水ポンプエリアに排水設備を設置する方針としている。

規制委員会は、申請者が、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、原子炉建屋、原子炉補助建屋、海水ポンプエリア、海水管ダクト、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油配管ダクト、補助給水タンク及び重油タンクを設定す

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、タービン建屋から原子炉建屋及び原子炉補助建屋への浸水、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、水密扉及び床ドレンライン逆止弁を設置し、並びに貫通部止水処置を実施する。

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（原子炉建屋及び原子炉補助建屋）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. 屋外タンク等の損傷による溢水がタービン建屋内に流入する可能性があるため、屋外タンクの保有水による溢水量をタービン建屋内の流入において考慮する。

イ. 屋外タンク等の損傷による溢水のうち海水ポンプエリアへの流入については、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等」において溢水による影響評価を実施し、壁、扉、堰等を設置することにより海水ポンプエリアに流入させない設計とする。

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ピットポンプの排出量が大きく上回ることで、湧水ピット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、設備の施工上生じ得る隙間部

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、

施工上生じ得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、海水ピットポンプ室の基準津波による下降側の水位を、T.P. -4.4m と算定した。この値は、海水ポンプの取水可能（最低）水位（T.P. -4.10m）を下回る水位であるため、海水ポンプエリアに海水ピット堰を設置する。海水ピット堰には開閉式のフラップゲートを設け、通常時及び押し波時にはフラップゲートが開き海水ピット内に海水を導水し、引き波時には海水ピット内外の水位差でフラップゲートが閉じ海水ピット内の海水を保持できる構造とする。

#### c. 循環水ポンプによる影響

原子炉補機冷却海水系と循環水系の水路等を独立して設置することから、循環水ポンプの運転が、海水ポンプの取水性に影響を及ぼすことはない。

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との比較により取水性を評価した上で、海水ピット堰を設置することで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、循環水ポンプの運転による海水ポンプの取水性への影響もないことから、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、海水取水口付近の砂の移動及び堆積並びに海水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. 海水取水口付近の砂の移動及び堆積

基準津波に伴う砂の堆積について、砂移動解析では、海水取水口付近の砂の堆積はほとんどないことから、海水取水口は閉塞しない。

### 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3.7mm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0.27mm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. 海水取水口付近の漂流物

基準津波に伴う海水取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、発電所構内及び発電所近傍半径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、津波が遡上する T.P. +4.5m の荷揚岸壁にある資機材等を特定した。これらの設置位置及び津波の流向を踏まえると、漂流しても海水取水口へ向かうことはない。また、これらの漂流物が海水取水口に向かった場合を仮定しても、海水取水口上部に留まるため海面から十分深い位置にある海水取水口呑口に到達することはなく、通水機能は損なわれない。

オ. 発電所構内の荷揚岸壁に停泊する燃料等輸送船は、基準津波の波源が敷地に近く津波の到達までの時間的余裕がないことを考慮して、岸壁に係留することにより漂流させない設計とする。また、津波波源が発電所から離れており時間的余裕がある場合には、津波警報発令時に緊急退避する。

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船舶、漁船を特定している。この船舶、漁船の大部分は、西側護岸又は北側護岸で止まることから通水性に影響はない。一部が海水取水口へ向かったとしても、海水取水口上部に留まるため海面から十分深い位置にある海水取水口呑口に到達することはなく、通水機能は損なわれない。

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、原子炉建屋屋上の T.P. +46.8m の位置に海面監視カメラを、海水ピットの T.P. 約+6m の位置に耐震型海水ピット水位計を設置するとしている。海面監視カメラは赤外線撮像機能を有し、昼夜問わず監視可能な設計とし、耐震型海水ピット水位計は津波水位 T.P. -5.5m～T.P. +6.0m 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（海水ピット堰）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）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。

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。

##### (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（海水ポンプエリア水密扉等）について、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後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、津波防護施設の設計と同様に設定するとしている。

また、浸水防止設備のうち水密扉については、常時開閉可能であるが、開放後の確実な閉止操作、中央制御室からの閉止確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を実施する手順等を整備する方針としている。

規制委員会は、申請者が、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及び水密扉について開放後の確実な閉止操作等の手順を整備し、津波襲来時に閉止された状態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。

### **（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、入力津波高さに対して波力、漂流物の影響を受けない位置に設置し、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）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位置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. 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。
- 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」における漂流物の可能性の検討及びその影響評価結果から、津波防護施設及び浸水防止設備は、発電所構内（荷揚岸壁）及び発電所構外からの漂流物の影響を受けないとしている。一方、これに類似する影響として、津波防護施設及び浸水防止設備の周辺にある構造物が漂流物と同様の影響を与える可能性を評価するとしている。また、評価結果を踏まえて荷重の組合せを考慮することで、津波防護施設及び浸水防止設備を、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得る構造

として設計する方針としている。なお、津波監視設備については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）を受けない位置に設置するとしている。

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得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。

### 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。

一方、申請者は、3号炉が基準津波に対して余裕のある高さ T.P. +10.0m の敷地に囲まれていること、敷地外からの漂流物の影響を受けない位置に津波防護施設等を設置することなどを踏まえ、津波影響軽減施設等を設置しないとしている。

## 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。

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、竜巻による施設の倒壊等により竜巻防護施設又は竜巻防護施設を内包する施設を損傷させるお



そのある施設や、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竜巻による影響評価を行う対象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 (83m/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して設定している。

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いが、基準竜巻の最大風速を切り上げて設計竜巻の最大風速 (100m/s) とするとしている。また、設計竜巻の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衝撃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衝撃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衝撃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、建屋又は構築物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、建屋又は構築物による防護により、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、建屋又は構築物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. 竜巻随件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「竜巻随件事象」という。）の考慮については、竜巻ガイドにおいて、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とすることを示している。

申請者は、竜巻随件事象として、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、屋外にある危険物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、危険物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、竜巻随件事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随件事象に対して竜巻防護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 42 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として、鶴見岳、由布岳、九重山、阿蘇及び阿武火山群の 5 火山を抽出した。
- (2) 完新世に活動を行っていない火山について、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 35 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 2 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及び火山フロント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、阿蘇以外の火山については、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。阿蘇は、その噴火履歴から約 9 万～8.5 万年前の阿蘇 4 噴火が大型のカルデラを形成する噴火（以下「巨大噴火」という。）の中で最大とされ、火砕流堆積物は九州北

部及び中部並びに山口県南部の広い範囲に分布する。敷地に近い佐田岬半島、また敷地周辺での地質調査の結果では、阿蘇4火砕流堆積物は確認されておらず、敷地まで達していないと評価した。

(3) また、現在の阿蘇山の活動は、Nagaoka(1988)を参考にすると後カルデラ火山噴火ステージと判断されること、Sudo and Kong(2001)によると地下6kmに小規模なマグマ溜まりは認められるものの、大規模なマグマ溜まりは認められないこと、高倉ほか(2000)によると阿蘇カルデラの地下10km以浅にマグマと予想される低比抵抗域は認められないこと、三好ほか(2005)によると大規模な流紋岩質～デイサイト質マグマ溜まりは想定されていないこと、また、国土地理院による電子基準点の解析結果によると基線変化は認められないことから、現在のマグマ溜まりは巨大噴火直前の状態ではなく、今後も、現在のステージが継続するものと判断されることから、運用期間中の噴火規模については、後カルデラ火山噴火ステージである阿蘇山での既往最大噴火規模を考慮する。また、阿蘇山起源の火砕流堆積物の分布は阿蘇カルデラ内に限られることから、本発電所に影響を及ぼす可能性はないと評価した。

(4) このように、本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価を行った結果、阿蘇は後カルデラ火山噴火ステージでの既往最大規模、それ以外の火山は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、地球物理学的手法によるマグマ溜まりの存在や規模等に関する知見に基づいており、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、本発電所への影響はないと評価した。
- (2) 文献調査及び地質調査の結果から、敷地付近で厚さ 5cm を超える降下火山灰はいずれも九州のカルデラ火山を起源とする広域火山灰であり、地下構造に関する文献によると現在の九州のカルデラ火山のマグマ溜まりは巨大噴火直前の状態ではないため、発電所運用期間中に同規模の噴火の可能性は十分低く、これらの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。
- (3) 九重山を給源とする九重第一軽石は、四国南西端の宿毛市で火山灰が確認されている。宿毛市における地質調査の結果、厚さ 20cm の九重第一軽石を確認できるが、水流による再堆積層と判断できること、敷地周辺の宇和盆地の連続した細粒堆積物中に九重第一軽石と対応する火山灰層は認められないこと、九重第一軽石の分布の長軸は四国南西端方向であることから、敷地付近における火山灰の降下厚さは、ほぼ 0cm と評価した。また、文献調査の結果及び活動履歴等の検討結果を踏まえ、九重第一軽石と同規模の噴火規模を考慮し、須藤ほか（2007）の噴出量  $2.03\text{km}^3$  及び長岡・奥野（2014）の噴出量  $6.2\text{km}^3$  のケースで、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、降下火砕物の最大層厚は 14cm であった。
- (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 15cm 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設定した。粒径は調査の結果 1mm 以下が主体であったことを踏まえ 1mm 以下、密度は乾燥密度を  $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ 、湿潤密度を  $1.5\text{g}/\text{cm}^3$  と設定した。

規制委員会は、審査の過程において、九重山を対象とした降下火山灰シミュレーションによる降下火砕物の厚さと既往文献による火山灰等層厚線図との整合性を検討して評価することを求めた。

これに対して、申請者は噴出量  $2.03\text{km}^3$  に加えて噴出量  $6.2\text{km}^3$  のケースでも降下火山灰シミュレーションを行い、降下火砕物の影響評価を示した。

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、降下火砕物を含む海水及び空気の流路となる施設並びに外気を取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設を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、代替設備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設計対象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粒子の衝突、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)、機械的影響(閉塞、摩耗)、化学的影響(腐食)、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に応じて常時作用する荷重、運転時荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、設計対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余裕を有することにより、構造健全性を失わず安全機能を損なわない設計方針としている。また、降下火砕物の粒子の衝突の影響が考えられるが、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されるとしている。

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) 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、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。中央制御室は、降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、外気を遮断するため換気空調系の閉回路循環運転等を実施できる設計とした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保する設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物や設計対象施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入による機械的影響（閉塞、摩耗）に対する対策として、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、原子炉制御室にあつ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。

## (3) その他の降下火砕物が及ぼす影響に対する設計方針

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

### ① 構造物への化学的影響（腐食）

設計対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な流水幅を設け閉塞しないように設計するとしている。降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はないとしている。また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計するとしている。摩耗については、降下火砕物の硬度が砂よりも低くもろいことから、日常保守管理等により補修が可能としている。

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

響（腐食）

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

④ その他の影響

設計対象施設への直接的影響としては、上記の①から③の他に、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により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。

#### （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（腐食）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た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（※<sup>1</sup>）の安全性を損なわないようにディーゼル発電機の7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする設計とし

---

（※<sup>1</sup>）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。

ている。ディーゼル発電機の設計については「Ⅲ－１５ 保安電源設備（第３３条関係）」において記載する。

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、燃料油貯油槽及び重油タンクを備え、ディーゼル発電機の７日間の連続運転を可能とするため、重油移送配管により燃料の輸送を確実にを行う運用とするとしており、この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によって発生する火炎及び輻射熱の直接的影響並びにばい煙等の二次的影響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。なお、クラス３に属する構築物、系統及び機器については、代替設備等による必要な機

能の確保等により安全機能を損なわない設計とするため外部火災防護施設として抽出しないとしている。また、外部火災防護施設を内包する建屋についても設計上対処すべき施設として外部火災の影響評価を行う方針としている。

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等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンク火災等を含む。）による熱影響並びに二次的影響としてばい煙、有毒ガス及び近隣の産業施設の爆発に伴う爆風等による影響を考慮するとしている。

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

## 3. 外部火災に対する設計方針

### (1) 森林火災

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、国土地理院が承認した発電所周辺の航空写真を基に植生を判読し、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、愛媛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発電所地域で最も近い観測所の過去 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、発電所の南側に山林に沿った主要道路があるため、人為的行為を考慮して道路沿いに設定するとともに、卓越風向を考慮し、発電所の風上に発火点を 3 つ設定している。3 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、土地利用データについて、国土交通省により提供されている国土数値情報の 100m メッシュのデータを用い、地形データについては国土地理院により提供されている基盤地図情報の 10m メッシュの土地の標高、地形等のデータを用いている。

オ. 発火時刻の設定

申請者は、森林火災の発火時刻について、日照時間に応じた感度解析を行い、火線強度が最大となる時刻を採用している。

規制委員会は、発生を想定する森林火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、植生、気象条件等の設定が本発電所周辺の特徴を考慮していること、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 0.49m/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 2.1 時間としている。防火帯の外縁での最大火線強度を 14,758kW/m とし、これに必要な防火帯幅を 29.7m としている。また、最大の火炎輻射強度を 1,039kW/m<sup>2</sup> 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 2.1 時間と算出されたことから、発電所に常駐する消防要員等により、万が一の飛び火等による火災の延焼を防止することが可能であるとしている。

防火帯は、必要な防火帯幅が 29.7m と算出されたことから、約 35m 以上確保した上で、防火帯内に可燃物を含む機器等を設置する場合は、必要最小限とする運用としている。また、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が 1,039 kW/m<sup>2</sup> 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<sup>2</sup> とし、これに対する危険距離を算出した上で、危険距離に応じた離隔距離を確保するとしている。

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

外部火災防護施設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。屋外の外部火災防護施設については、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、屋外の安全



施設については、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、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・爆発が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想定している。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機落下確率が  $10^{-7}$  回/炉・年以上となる範囲が設定されていること、搭載された全燃料が燃焼した場合を想定していること、その上で輻射強度が最大となる航空機の種類と落下地点を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の保有量と外部火災防護施設を内包する建屋及び屋外の外部火災防護施設からの距離から、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による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、火災源として、発電所敷地内に存在する危険物及び発電所港湾内に停泊する船舶を特定し、これらによる火災が設定されていることを確認した。

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、外部火災防護施設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している。

屋外の外部火災防護施設については、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している。

また、屋外の安全施設については、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発電所敷地内の危険物による火災の重畳について、同様に建屋の外壁温度を評価し、離隔距離を確保することにより、外壁温度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による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、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、火災に伴い発生を想定する二次的影響として、ばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。

これら二次的影響に対する設計として、外気を取り入れる外部火災防護施設については、ばい煙に対して、フィルタにより一定以上の粒径のばい煙粒子を捕獲等することにより、安全機能を損なわないように設計するとしている。

さらに、中央制御室等の居住性を確保する必要がある場所は、ばい煙及び有毒ガスに対して、外気を遮断するため換気空調系の閉回路循環運転等を実施できる設計とした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保する設計方針としている。

規制委員会は、申請者による外部火災の二次的影響に対する設計が、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。降水に関連して発生する可能性がある自然現象として土石流を想定し、土石流の被害のおそれのある地域には重要安全施設を設置しない。重要安全施設以外の安全施設付近については、土石流に対し、本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類に応じて要求される安全機能を損なわない設計とする。このため、構築物にあっては、相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造とするとともに、構築物が損傷した場合には、構築物に対して補修等の運用上の措置等を講じる。
3. 落雷に対しては、建屋等に避雷針を設置するなど雷害防止対策を行う設計とする。
4. 生物学的事象に対しては、クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却海水設備に除塵装置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、海水ストレーナやボール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. 重要安全施設付近には急斜面、地滑り地形の存在は認められないため、地滑りに対しては、設計上考慮する必要はない。重要安全施設以外の安全施設付近については、地滑りに対し、本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類に応じ

て要求される安全機能を損なわない設計とする。このため、構築物にあっては、相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造とするとともに、構築物が損傷した場合は、構築物に対して補修等の運用上の措置等を講じる。

9. 敷地付近は、地形及び表流水の状況から判断して、洪水による被害は考えられない。

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。降水に関連して発生する土石流に対しては、土石流の被害のおそれがある場所に重要安全施設を設置しないこと。また、土石流の被害のおそれがある重要安全施設以外の安全施設については、本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類に応じて要求される安全機能を損なわない設計としていること。
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、「2.」の降水に関連して発生する土石流に対する設計の

方針と同様としていること。

9. 洪水に対しては、地形及び表流水の状況から判断して、洪水による被害は考えられないため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よう設計するとしている。

1. 船舶の衝突については、一般航路は発電所から離隔距離が確保されている。また、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の護岸等に衝突して止まることから取水性に影響はない。船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合はオイルフェンスを設置する措置を講じる。
2. 電磁的障害については、安全保護系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、約  $6.5 \times 10^{-8}$  回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である  $10^{-7}$  回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。
4. ダムの崩壊については、本発電所の近くのダムは、丘陵を挟んだ宇和海側にあり、また、ダムの崩壊により影響を及ぼすような河川はないことから、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. ダムの崩壊による影響に対しては、本発電所の近くのダムは、尾根を挟んだ反対側に存在しており、ダムの崩壊によって影響があるとは考えられないことから、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及び降水に関連して発生すると評価した地滑りを除くとともに、「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９事象に、地震及び津波を加えた11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」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。

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、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变化を踏まえて、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。なお、発電用原子炉施設において火災を想定した場合に、火災起因事象に対して機能要求が必須でない機器、代替手段により同一機能を確保できる機器、火災による誤動作を考慮しても原子炉の安全停止に影響を及ぼさない機器及び安全停止を達成する系統上のタンク等の不燃材で構成される機器等については、火災から防護する対象として抽出しない方針としている。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がを要求している。

#### (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 水素又はアセチレンを内包する設備等を設置す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 建屋内の変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する。
- ③ 難燃ケーブルは、実証試験によりケーブル単体で自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用する。
- 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、両端は耐火性を有するシール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

### (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。
- ⑥ 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。

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」を設置することにより誤作動しやすくなるなど火災感知器として有効に機能しない火災区域又は火災区画があることから、当該火災区域又は火災区画には、環境を考慮し、以下の①から③の火災感知器を組み合わせて設置することにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

- ① 屋外エリアでは、降水等の侵入による火災感知器の故障を防止するため、「非アナログ式であり防爆型の熱感知器」及び「非アナログ式であり屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）」を設置する。
- ② 水素等による引火性又は発火性の雰囲気形成のおそれのある場所では、火災感知器の作動時の爆発を防止するため、「接点構造を有しない非アナログ式の熱感知器」及び「非アナログ式であり防爆型の煙感知器又は熱感知器」を設置する。
- ③ 「非アナログ式である炎感知器」は、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、また、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及び防水型とする。

以上の感知器はそれぞれ誤作動を防止するため、熱感知器は周囲温度より高い温度で作動するもの、炎感知器は炎特有の性質を検知する赤外線方式のものを採用し、煙感知器は蒸気等が充満する場所に設置しない。

## (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、中央制御室からの手動操作が可能な消火設備又は自動消火設備である全域ハロン消火設備等を設置する。

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煙検出設備を設置することにより早期の消火活動が可能である火災区域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が可能な消火設備又は自動消火設備である全域ハロン消火設備等を設置する。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。

② 消火用水供給系の多重性又は多様性の確保（原子炉格納容器内）

原子炉格納容器スプレイ設備の水源は、ろ過水貯蔵タンク及び脱塩水タンク各 1 基、これらが使用できない場合に燃料取替用水タンク 1 基を水源とする。原子炉格納容器スプレイ設備のポンプは、格納容器スプレイポンプ 2 台を設置し系統の多重性を有する設計とする。飲料水系や所内用水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水の供給を優先する設計とする。

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、格納容器スプレイポンプは、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. 消火用水供給系の多重性又は多様性の確保（原子炉格納容器外）
- b. 消火剤及び消火水の確保
- c. 移動式消火設備の配備
- d. 中央制御室への故障警報を発するのための吹鳴機能の確保
- e. 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
- f. 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のための吹鳴機能の確保
- g. 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
- h. 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、使用済燃料ピット、使用済樹脂貯蔵タンク室、使用済樹脂タンク室及び脱塩塔室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 3℃まで低下した場合、凍結を防止するために、屋外の屋外消火栓を微開し通水する運用とする。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 屋外の消火設備は、制御盤、ポ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、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより当該機器の機能及び性能の維持ができる運用とする。
- 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た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付近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。

また、水以外を用いる消火設備として、ハロンを用いることとしているが、ハロン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、原子炉を安全に停止するために必要な機能を確保するために必要な機器（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。）を防護し、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、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。さらに、互いの系統間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かない。

### ③ 1時間の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、1時間の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、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、原子炉制御室のうち制御盤内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) 原子炉制御室制御盤内における火災の影響軽減対策

申請者は、中央制御室中央制御盤内で発生が想定される火災に対して、運転員の操作性及び視認性向上を目的として機器等を近接して設置することから、上記(2)の系統分離対策を講じることができないものの、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 中央制御盤内にお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できるようサーモグラフィカメラ等を配備すること。
- ⑥ 中央制御盤の一つの区画内で火災が発生し当該区画の安全機能が全て喪失した場合であっても、他の区画の制御盤による運転操作、現場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、蒸気発生機のループ毎に設置する等により、6m以上の水平距離を可能な範囲で隔離すること、また、異なる格納容器貫通部を通し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。また、ケーブルトレイには、火災の延焼や火災からの影響を抑制するための蓋を設置すること。
- 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感知器を設置すること。ただし、天井空間が広く煙が周囲に拡散される場所に設置する「非アナログ式の炎感知器（赤外線）」は、外光が当たらず高温物体が近傍にないようにすること。また、原子炉格納容器ループ室及び加圧器室に設置する「非アナログ式の熱感知器」は、念のため接点構造を有しないもの又は防爆型の熱感知器とすること。
- ⑤ 原子炉格納容器内で火災が発生した場合の消防要員又は運転員（以下「消防要員等」という。）の進入の可否の判断を含めた消火手順を定め、消防要員等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 消防要員等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 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

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、放射性物質の貯蔵及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁等によって他の火災区域から分離すること、他の火災区域又は火災区画へ火炎、熱、煙が悪影響を及ぼさないよう換気空調設備には防火ダンパを設置する設計とすること、中央制御室の火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備すること、互いに相違する系列はそれぞれのフロアケーブルダクトにより分離しハロン消火設備による消火を行う設計とすること、油タンク付近の火災により油タンク内で発生するガスをベント管等により屋外へ排気する設計とすることとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、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) フロアケーブルダクトは、運転員が消火活動を行うことができないことから、全域ハロン自動消火設備により消火する設計とする。
- (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、防災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. 防護対象設備を防護するための設計方針
5. 溢水防護区画外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針
6. 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
7. 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。溢水量の算出に当たっては、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離範囲内の系統保有水量を合算して溢水量を設定する方針としている。ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量と漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定するとし、配管の破損形状については、配管が内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、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放水を溢水源として設定している。溢水量の算出に当たっては、単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としている。消火栓からの放水時間の設定は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。

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耐震性が確保されない機器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。

溢水量の算出に当たっては、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溢水量を設定する方針としている。容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水の全量流出を基本としている。

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、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。

また、規制委員会は、申請者が、スロッシングによる溢水量について、評価条件を保守的に設定するとともに実績のある解析プログラムを使用する方針としていることを確認した。

### (4) その他の要因による溢水

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

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



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

### 3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

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

#### (1) 溢水防護区画の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、防護対象設備が設置されている全ての場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な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、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、消火活動時に区画の扉を開放する場合は、扉を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維持し、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. 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、原子炉制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路に対しては、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されている。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。その際、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮する。
- ③ 上記①、②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、隔離により漏えい停止を行う場合は、運転員による中央制御室からの手動操作ができる設計とする。

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、溢水により生じる水位が、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それぞれを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、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、天井面の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されている。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。

- ① 防護対象設備が被水試験等により確認された防滴機能を有しており安全機能を損なわない設計とする。
- 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 防護対象設備への保護カバー等による被水対策を実施する。

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、蒸気影響を及ぼすおそれのある配管等は、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計としている。高エネルギー配管等の破損を想定した場合、想定により発生する漏えい蒸気に対して、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) その他の要因による溢水に対する設計方針

申請者は、竜巻その他の地震以外の自然現象による屋外タンク等の破損に対しては、溢水防護区画内に設置される防護対象設備の安全機能が損なわれるおそれがある場合、壁、扉、堰等により溢水防護区画内への浸水を防止する設計としている。地下水に対しては、建屋最下層にある湧水ピットに集水する設計とし、湧水ピットポンプ等により溢水防護区画へ地下水が流入しない設計としている。また、機器の誤作動による漏えい事象に対して、漏えい検知システム等による早期検知が可能とし、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計としている。

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

#### (5) 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空間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. 溢水防護区画外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針

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

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

## 6. 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。

## 7. 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、系統等により色分け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つて、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、

避難用照明とは別に非常用電源から給電できる運転保安灯を設置する設計とする。

2. 運転保安灯のうち、全交流動力電源喪失時に操作が必要な場所には、専用の内蔵電池を備える無停電運転保安灯を設置する設計とする。
3. 夜間にミニローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合に備えて、輸送開始が必要となる時間までに可搬型照明を準備可能な設計とする。

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る方針としていること、また、可搬型照明を時間的余裕も考慮し準備可能とすることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とする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、アニュラス空気再循環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給気系統のフィルタユニット及びダクトの一部、試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備及び原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリングを抽出している。

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

アニュラス空気再循環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並びに中央制御室非常用給気系統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とする



ことができること、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

試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備は、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態を把握する機能が単一故障によって喪失した場合であっても、格納容器再循環サンプ水位を確認することにより、原子炉の停止状態として未臨界であることを把握できることから、当該機器に対する多重性は必要ないとしている。

また、原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリングは、安全機能に最も影響を与える単一故障として静的機器である配管一箇所の全周破断を仮定した場合であっても、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置することにより、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるため、当該機器に対する多重性は必要ないとしている。

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、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並びに中央制御室非常用給気系統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1次冷却材をサンプリングする設備については、1次冷却材喪失事故後24時間が経過した時点でほう酸タンク及び燃料取替用水タンクからのほう酸水が注入されているため、格納容器再循環サンプ水位を測定することにより、炉心に注入されるほう酸量を把握し炉水中のほう素濃度が未臨界維持に必要なほう素濃度以上であることを確認できることから、所定の安全機能を代替することができるとしていること。

また、単一の設計とするとした原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリングについては、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置することにより、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成し、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非常用所内高圧母線について、また、重要安全施設以外の安全施設のうち、給水处理系統、補給水系統及び補助蒸気設備について、1号炉及び2号炉と3号炉間で相互に接続するとしている。これらの設備については、以下の理由から共用又は相互に接続するとしている。

### (1) 重要安全施設

抽出された非常用所内高圧母線は、相互に接続するものの通常時は号機間連絡ケーブルの両端の遮断器により電氣的に分離させ、重大事故等発生時には遮断器を投入することにより、迅速かつ安全に号機間の電力融通を可能とし、電源供給の多様化を図ることで安全性が向上することから、3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

抽出された給水处理系統、補給水系統及び補助蒸気設備は、通常時は連絡弁を施錠閉とすることにより物理的に分離し、また、連絡時においても接続する設備の最高使用圧力等を同じとすることから、3号炉の安全性が損なわれないとしている。

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非常用所内高圧母線を相互に接続することは、3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給水处理系統、補給水系統及び補助蒸気設備を相互に接続することは、3号炉の安全性を損なわないと判断した。

## Ⅲ－11 全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）

第14条は、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（非常用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約 40 分間に対し、十分長い間、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を確保するための設備の動作に必要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（非常用）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 号ニは、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（燃料取扱棟の構造物、使用済燃料ピットクレーン、燃料取扱棟クレーン）。

(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 燃料取扱棟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 燃料取扱棟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が使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

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水位、水温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、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デ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、電氣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に、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1母線、187kV母線を2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つては、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（四国中央西幹線）1ルート2回線と、受電専用187kV送電線（伊方南幹線、伊方北幹線）2ルート4回線の3ルート6回線で電力系統に連系しており、500kV送電線は約73km離れた川内変電所に連系し、187kV送電線は約27km離れた大洲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（四国中央西幹線）2回線と187kV送電線（伊方南幹線、伊方北幹線）4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、電線路を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6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送電線は主変圧器及び所内変圧器を介して接続するとともに、187kV送電線はタイラインにより予備変圧器を介して接続する設計としている。また、開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とした上で、遮断器等の機器についても、耐震性の高いものを使用している。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。

ディーゼル発電機の連続運転に必要な燃料を貯蔵する設備は、既設のディーゼル発電機燃料油貯油槽に加え、7日間の連続運転を可能とするために重油タンクを新たに発電所敷地内に設ける設計としている。燃料油貯油槽と重油タンク

クは、接続されていないことから、連続運転のためには重油移送配管又はミニローリーより燃料を輸送する必要がある。輸送に当たっては、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）に対して、重油移送配管又はミニローリーが同時に機能喪失しないよう位置的分散等を図り輸送手段を必ず1手段確保し、確実に輸送する運用によって7日間の連続運転に支障のない設計としている。

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 非常用所内電源設備について、多重性及び独立性を考慮し、それぞれ別の場所に設置することにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備の機能を確保する。
- ② ディーゼル発電機の7日間連続運転を可能とするために、必要となる燃料を貯蔵する設備として、燃料油貯油槽に加えて重油タンクを設置し、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）を想定しても、輸送手段を必ず1手段確保し、重油タンクから燃料油貯油槽に燃料の輸送を確実に行う。

## （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3号炉に単独で設置し、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、起回事象（※<sup>2</sup>）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。

起回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、起回事象、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を審査する。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は変わりはないかを審査する。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。

## 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

---

（※<sup>2</sup>）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。

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が要求している。

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(※<sup>3)</sup>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が要求している。

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。

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。

---

(※<sup>3)</sup> 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。

## 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（※<sup>4</sup>）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※<sup>5</sup>）」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）

### 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

（※<sup>4</sup>）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。

（※<sup>5</sup>）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。

- c. 原子炉压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（※<sup>6</sup>）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。
- 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

---

（※<sup>6</sup>）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。

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 4 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、原子炉補助建屋損傷（複数の信号系損傷を含む。）、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 4 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、4 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、4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（※<sup>7)</sup>）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（vモード）
- 3) 格納容器隔離失敗（βモード）
- 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）

（※<sup>7)</sup> 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, 2008年4月

- 6) 溶融物直接接触 ( $\mu$  モード)
- 7) 格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$  モード)
- 8) 水素燃焼又は水素爆轟 ( $\gamma$  モード)
- 9) ベースマット溶融貫通 ( $\varepsilon$  モード)
- 10) 格納容器貫通部過温破損 ( $\tau$  モード)
- 11) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 ( $\delta$  モード)
- 12) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損 ( $\theta$  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 (※<sup>8</sup>) 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、 $\beta$  モード、 $g$  モード及び地震による格納容器破損 ( $\chi$  モード) が考えられるが、 $\beta$  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、 $\chi$  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 ( $\alpha$  及び  $\beta$  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 つの破損モード ( $\theta$ 、 $\nu$  及び  $g$  モード) について、事故シーケンスグループに含

(※<sup>8</sup>) 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。

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、7つの格納容器破損モード（ $\eta$ 、 $\mu$ 、 $\sigma$ 、 $\gamma$ 、 $\varepsilon$ 、 $\tau$ 及び $\delta$ 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、起回事象と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、各起回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4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 8 つの基準を参考に、網羅的に 54 の自然現象と 23 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 つ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（ $\alpha$ 及び $\beta$ 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（ $\alpha$ 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（ $\beta$ 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（TI-SGTR）は、1次冷却系が高圧かつ蒸気発生器圧力が低圧で蒸気発生器への給水がない限定的な条件で発生する可能性がある。TI-SGTRの発生条件のうち、1次冷却系が高圧で推移することについては、1次系強制減圧を確実にを行うための対策が整備され、この1次系強制減圧（加圧器逃がし弁の開状態）は1次系が高温状態でも実施できることを解析により確認している。蒸気発生器への給水については、蒸気発生器への複数の給水手段を整備している。よって、TI-SGTRの発生を防止できる。

規制委員会は、 $\alpha$ 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、 $\beta$ 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を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4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	大破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗＋低圧再循環失敗	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、破断口径の大きい「大破断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＋高圧再循環失敗	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量を考慮する。
	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、事故進展が速いため、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＋高圧注入失敗＋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。また、事故進展を速める観点から高圧注入失敗の重量を考慮する。
	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。(※<sup>9</sup>)
- (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。

---

(※<sup>9</sup>)「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、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（※<sup>10</sup>）を用いる。

(※<sup>10</sup>) 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、1次冷却材ポンプ（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、高圧注入ポンプ2台使用時の最小注入特性とする。1次冷却材の放出には、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個あたりの容量は設計値とする。
- 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、一時的に炉心が露出するものの、直後に再冠水するため、炉心露出時の燃料被覆管の最高温度（約366℃）は事故発生当初の燃料被覆管の温度（約380℃）以下となることから、解析結果に与える影響はない。

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、本重要事故シナリオ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 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、18名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、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を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kL、緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kL、軽油タンクに備蓄された軽油量約55kL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) 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ぬ可能性がある。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、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 (176°C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、補助給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、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ (B、自己冷却式)、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中型ポンプ車による高圧注入ポンプ（B、海水冷却）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、高圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、中型ポンプ車、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）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、中型ポンプ車による格納容器再循環ユニット（A 及び B）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、中型ポンプ車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 及び B）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、ミニローリー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 $109\text{m}^3/\text{h}$ 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 $1.5\text{m}^3/\text{h}$ 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、最小保有水量 $29.0\text{m}^3/\text{基}$ 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充てんポンプ（B、自己冷却式）の注水流量 $30\text{m}^3/\text{h}$ を用いる。これは、1次冷却系圧力 $0.7\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 $0.83\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 $208^\circ\text{C}$ （1次冷却系圧力約 $1.7\text{MPa}[\text{gage}]$ ）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 $1.7\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 $170^\circ\text{C}$ （1次冷却系圧力約 $0.7\text{MPa}[\text{gage}]$ ）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 次冷却系圧力が約 0.7MPa[gage]に到達した時点とする。

## 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格納容器内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小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、27名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32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参集要員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、その水源は補助給水タンク(662m<sup>3</sup>)である。この補助給水タンクへの補給を行わない場合、事象発生から約11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補助給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の7日間の運転継続に必要な重油量は約134kLであり、発電所内の重油タンクに備蓄された使用可能な重油量約258kLで対応が可能である。また、緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び使用済燃料ピットへの注水等に必要な軽油量の合計は、約27kLであり、発電所内の軽油タンクに備蓄された軽油量約55kL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1,309kWであり、空冷式非常用発電装置の給電容量約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くとすると、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主蒸気ライン圧力、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：原子炉補機冷却システム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、原子炉補機冷却システム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、原子炉補機冷却システム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、補助給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、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）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：原子炉補機冷却システムによる冷却の代わりとして中型ポンプ車による高圧注入ポンプ（B、海水冷却）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、高圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、中型ポンプ車、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）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、中型ポンプ車による格納容器再循環ユニット（A 及び B）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、中型ポンプ車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 及び B）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ル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：高圧注入ポンプ等による炉心注水を実施する。このため、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、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）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 及び B）、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ル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、高圧再循環運転に

よる炉心冷却に移行する。このため、高圧注入ポンプ、格納容器再循環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 時に格納容器スプレイ注入機能及び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除熱及び低圧再循環による炉心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：大破断 LOCA における破断口径は約 0.7m (27.5 インチ) の完全両端破断とする。これは、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（原子炉圧力容器と 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ル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、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. 大破断 LOCA の発生後、一時的に炉心が露出するものの ECCS による炉心注水により再冠水し、その後は高圧再循環により炉心の冠水状態が維持される。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）の解析結果を参照する。その結果、PCT は約 1,039℃であり、1,200℃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. 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格納容器内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 0.340MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 133℃に抑えられる。
- c. 高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

本重要事故シーケンスにおいては、起因事象として低温側配管の完全両端破断が発生するものとしており、破断口径の変動を考慮した場合には、解析条件として設定している破断口径より小さくなる。このため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

格納容器再循環ユニットの除熱特性を、粗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10分後から50分間で終了し、実施は解析上事象発生後約4.5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、その操作前に他の操作を実施していない。また、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13名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32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を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kL、緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の燃料貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kL、軽油タンクに備蓄された軽油量約55kL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とため、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「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環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より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（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「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧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、実機の除熱特性の設計値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粗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 6.3～約 11.6MW）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 8 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：新たに多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）（※<sup>11</sup>）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、蒸気発生器及び補助給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、緊急ほう酸注入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自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止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自動停止機能が喪失する事故」は、多様化自動作動盤（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自動停止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

---

（※<sup>11</sup>）多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）とは、原子炉の緊急停止失敗時に、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。



いる。

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、 $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 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：多様化自動作動盤（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值となるため、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：多様化自動作動盤（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自動停止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、多様化自動作動盤（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  $360^\circ\text{C}$  に、1 次冷却系の最高圧力は約  $18.5\text{MPa}[\text{gage}]$  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れいするが、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. 緊急ほう酸注入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自動停止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°C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れいするが、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. 緊急ほう酸注入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、ドップラ係数の最確値に対して20%増加させる。

結果として、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止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自動停止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、原子炉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19名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32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を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄さ

れた重油量約 516kL で対応が可能である。また、緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に必要な軽油量及び中型ポンプ車による補助給水タンクへの給水に必要な軽油量の合計は、約 13kL である。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄された軽油量約 55kL 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多様化自動作動盤（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自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において多様化自動作動盤（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よって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停止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、多様化自動作動盤（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自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止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  $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$  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、緊急ほう酸注入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  $176^\circ\text{C}$  以下及び圧力  $2.7\text{MPa}[\text{gage}]$  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 次冷却系圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の 1.2 倍 ( $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ ) 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次冷却系圧力が原子炉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より変わら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、補助給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ル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ル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 15cm (6 インチ)、約 10cm (4 インチ)、約 5cm (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（原子炉圧力容器と 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、最小保有水量 29.0m<sup>3</sup>/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）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 0.214MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 120°C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、解析条件として最小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小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大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は変わりはない。

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、本重要事故シナリオ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 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は17名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量は約516kLであり対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄された軽油量約55kL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、事故シナリオグループ「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。

重要事故シナリオ「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（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：2 系統の再循環サンプ隔離弁の開放に失敗した場合には、余熱除去ポンプと格納容器サンプ隔離弁のバイパス弁を用いた代替再循環運転による炉心の冷却を実施する。高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプが機能喪失した場合には、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を実施する。このため、格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用)、格納容器再循環サンプ B 隔離弁バイパス弁を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器スプレイ冷却器 (B)、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及び高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压力容器内水位、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）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（原子炉压力容器と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、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り、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、 $200\text{m}^3/\text{h}$ 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

申請者が行った格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環を行う場合の解析の結果(※<sup>12</sup>)は、以下のとおりである。

---

(※<sup>12</sup>) 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合の解析結果のうち、ECCS再循環切替失敗までの事象進展は、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環を行う場合と同じである。また、ECCS再循環機能喪失後は、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環を行うこととしており、ECCS再循環機能喪失から15分以内に対応が可能であること及び炉心注水流量は系統構成上 $200\text{m}^3/\text{h}$ を確保可能であることから、上記の格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環を行う場合の結果で対策の有効性を確認できる。

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）の解析結果を参照する。その結果、PCT は約 1,039°C であり、1,200°C 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）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 0.214MPa[gage] に、原子炉格納容器の最高温度は約 120°C 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い。PCT が 1,200°C 以下であるという評価項目を満足することによりは変わらない。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 9 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、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 次冷却系圧力及び温度が高めに解析されている。炉心の崩壊熱として最確値を与えた場合には、1 次冷却系圧力が低くなることで ECCS による炉心注水流量が多くなり、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、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 14 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は 32 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を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 516kL、緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に必要な軽油量は約 5kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約 516kL、軽油タンクに備蓄された軽油量約 55kL 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及び高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より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（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及び高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9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による1次冷却系の減圧と高圧注入ポンプによる炉心注水を実施する。このため、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、補助給水タンク、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、健全側余熱除去系による炉心冷却を実施する。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。
  - 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：「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 2.5cm (約 1 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 7.6cm (約 3 インチ) 相当とする。余熱除去系機器等では、等価直径約 2.9cm (約 1.15 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、原子炉の自動停止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、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、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、高圧注入ポンプによる炉心注水を、充てんポンプ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%以上で安定又は上昇中等）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。

#### 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、原子炉トリップ信号発信から 10 分後とし、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。

高圧注入ポンプによる炉心注水を、充てんポンプ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%以上で安定又は上昇中等）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、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等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を専用工具にて異なるフロアから遠隔操作で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、健全側余熱除去系による炉心冷却を開始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 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、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を専用工具にて異なるフロアから遠隔操作で閉止し、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、13名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32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を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kL、緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量は約516kL、軽油タンクに備蓄された軽油量は約55kL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と見做すため、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、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧、高圧注入ポンプによる炉心注水等が、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「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」において2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧、高圧注入ポンプによる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より変わりが無いことを確認した。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 1 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を専用工具にて異なるフロアから遠隔操作で閉止するなどにより漏えいを停止させ、健全側余熱除去系による炉心冷却を実施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については実機の口径に基づき、余熱除去系機器については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値を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ぬと要求している。

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(※<sup>13</sup>)。
- (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。

---

(※<sup>13</sup>) 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。

(h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔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熔融炉心が適切に冷却されること。

(i) 熔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熔融炉心が適切に冷却されること。

上記の評価項目 (a) 及び (b) において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。

申請者は、上記の評価項目 (a) 及び (b) について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する評価温度（以下「限界温度」という。）及び評価圧力（以下「限界圧力」という。）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 200℃、最高使用圧力の 2 倍 (2Pd) 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、熔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熔融炉心を冠水・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、代替格納容器スプレイポンプ、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、補助給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、中型ポンプ車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及びB）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作動温度計測装置、イグナイタ、

イグナイタ作動温度計測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 時に低圧注入機能、高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 1 次冷却材の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 時に低圧注入機能、高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、代替格納容器スプレイ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（A 及び B）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熔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、低圧注入機能、高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。代替格納容器スプレイ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  $140\text{m}^3/\text{h}$  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：代替格納容器スプレイ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、中型ポンプ車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 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 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再循環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再循環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  $0.166\text{MPa}[\text{gage}]$  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  $0.335\text{MPa}[\text{gage}]$ 、約  $133^\circ\text{C}$  に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 72 時間時点でも低下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 5.1TBq 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、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、本評価事故シナリオ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 本事故シナリオの対応及び復旧作業に必要となる要員は27名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シナリオが発生してから燃料取替用水タンク水量 1,780m<sup>3</sup>が枯渇する約12時間後までに補助給水タンクとの連絡操作を行うとともに、中型ポンプ車により、海水を補助給水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。空冷式非常用発電装置を7日間運転継続した場合に必要な重油量は約134kLである。これに対して、発電所内の重油タンクに備蓄された重油量約258kLで対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却等に必要な軽油量の合計は約27kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kL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と見做すため、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。

評価事故シナリオ「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高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（余熱除去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 時に低圧注入機能、高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、代替格納容器スプレイ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代替格納容器スプレイに用いる場合もあるとしている。しかしながら、代替格納容器スプレイ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、全交流動力電源喪失と LOCA が重畳した場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）により代替炉心注水を行うが、1次冷却系圧力の急速な低下等により大破断 LOCA であると判断した場合には、充てんポンプ（B、自己冷却式）に加えて、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行うとしている。加えて、この炉心注水を行っている間に炉心出口温度が 600℃を超えて上昇する場合、毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続している場合には、炉心損傷の兆候があると判断し、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容

器へ切替え、原子炉下部キャビティ注水を実施すること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) 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 5.6TBq) 及び 100 日間 (約 5.6TBq) 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。

## (3) 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 0.016MPa 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、熔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次冷却系が高压となり、原子炉圧力容器が破損する際に熔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を防止する観点から、原子炉圧力容器破損までに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熔融炉心を冠水・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：高压熔融物放出/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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧については、格納容器破損モード「高压熔融物放出/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原子炉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、代替格納容器スプレイ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（A 及び B）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 1.5m<sup>3</sup>/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原子炉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：代替格納容器スプレイ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 1,700m<sup>3</sup> 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。中型ポンプ車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、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧により原子炉圧力容器破損時の 1 次冷却系圧力は低く抑えられる。
- b. 加圧器安全弁の作動に伴う加圧器逃がしタンクラブ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°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 72 時間時点でも低下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、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 28 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は 32 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 1,780m<sup>3</sup> が枯渇する約 15 時間後までに補助給水タンクとの連絡操作を行うとともに、中型ポンプ車により、海水を補助給水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。空冷式非常用発電装置を7日間運転継続した場合に必要な重油量は約 134kL である。これに対して、発電所内の重油タンクに備蓄された使用可能な重油量約 258kL で対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却等に必要な軽油量の合計は約 27kL である。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約 55kL 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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、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、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、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、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、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と同程度の値として、 $1.5\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ 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、原子炉容器ふたフランジ、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、原子炉容器ふた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容器ふた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原子炉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3時間程度は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態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は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までに1次冷却系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までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を実施する。このため、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。また、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。このため、窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用）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、代替格納容器スプレイ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

内容融炉心-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による 1 次系強制減圧により低下し、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。原子炉圧力容器下部プレナム水が喪失すると、1 次冷却系圧力は低下に転じ、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 (※<sup>14</sup>)、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、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧は、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

(※<sup>14</sup>) 「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」 2. (3) MAAP を参照。



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。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、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧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。

## 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加圧器逃がし弁による 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、加圧器逃がし弁による 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ポンベ（加圧器逃がし弁用）、常設直流電源系喪失に備えて加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池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) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の継続性

申請者は、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧によって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加圧器逃がし弁による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、加圧器逃がし弁による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加圧器逃がし弁による

1次系強制減圧後の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、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧後の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熔融進展が遅くなり、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熔融物の飛散

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、熔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、熔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熔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、多くの熔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、飛散する熔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 原子炉压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「原子炉压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「本格格納容器破損モード」という。）では、原子炉压力容器外の 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) 急速な原子炉压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) 本格格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格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 本格格納容器破損モードの特徴：原子炉压力容器外の 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。本格格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉压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、代替格納容器スプレイポンプ、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、補助給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 時に低圧注入機能、高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、熔融炉心から冷却材の伝熱による水蒸気発生観点から、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熔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、熔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°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 72 時間時点でも低下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

原子炉圧力容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧力スパイクへの影響因子として、原子炉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熔融燃料-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 時に低圧注入機能、高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（余熱除去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 時に低圧注入機能、高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（※<sup>15</sup>）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

（※<sup>15</sup>）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



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。また、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、代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置、ミニローリー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、補助給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。また、水素濃度の監視、イグナイタ及び PAR の作動状況の監視を行う。このため、格納容器水素濃度計測装置、イグナイタ作動温度計測装置、PAR 作動温度計測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 時に低圧注入機能及び高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相対的に高くなる観点では、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. 事象発生後、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することにより、ジルコニウム-水反応による水素が発生するとともに、約24分後には炉心溶融が開始する。
- 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-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11.3 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低下し、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-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 12.1vol%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 28 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は 32 名であり対応が可能である。
- ② 燃料取替用水タンク (1,530m<sup>3</sup>) 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%) に到達すれば、格納容器再循環サンプ水位計 (広域) 指示を確認し、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 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は、ディーゼル発電機の 7 日間の運転を考慮すると合計約 516kL 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槽及び重油タンクに備蓄された重油量約 516kL で対応が可能である。緊急時対策所用発電機の

7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLで対応が可能である。また、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 時に低圧注入機能及び高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（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、原子炉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 時に低圧注入機能及び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 12.1vol%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、原子炉格納容器内の水素濃度は均一化しているとしている。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、原子炉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、仮に原子炉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、原子炉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 作動温度計測装置及びイグナイタ作動温度計測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溶融炉心からの崩壊熱や化学反応により侵食され、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により原子炉下部キャビティへ注水する。このため、代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置、ミニローリー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、補助給水タンク、燃料油貯油槽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 時に低圧注入機能、高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 時に低圧注入機能、高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、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ並びに中型ポンプ車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（事象発生約 49 分後）に代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ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（※<sup>16</sup>）。しかし、これらの現象は不確かさが大きく、また、知

（※<sup>16</sup>）「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」 2.（3）MAAP を参照。



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。

## 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 時に低圧注入機能、高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、余熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高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計の作動及び格納容器再循環サンプル水位（広域）の上昇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、拡がり小さい場合（拡がり面積約 11m<sup>2</sup>）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、中型ポンプ車及びミニローリー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、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット水位 (AM) 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：使用済燃料ピット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℃、水位は通常水位—0.08m 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：中型ポンプ車の流量は  $25 \text{ m}^3/\text{h}$  とする。
- d. 操作条件：中型ポンプ車による注水の準備は、事象発生後、使用済燃料ピット水温が  $65^\circ\text{C}$  に達した時点から準備を開始するものとし、緊急時対応要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から 5.6 時間後に開始するものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料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  $100^\circ\text{C}$  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 1.9 日である。一方、事故発生後、中型ポンプ車による注水の準備に要する時間は 5.6 時間(約 0.3 日)後である。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. 中型ポンプ車の流量は  $25\text{m}^3/\text{h}$  であり、使用済燃料ピット水温が  $100^\circ\text{C}$  に到達した後の崩壊熱による蒸発量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 0.974）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 1.0（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  
初期水温の変動を考慮した場合、事故条件として設定している水温 ( $40^\circ\text{C}$ ) より高くなる場合には、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温 ( $65^\circ\text{C}$ ) に到達するまでの時間は短く

なり、中型ポンプ車による注水操作の開始が早くなるが、現場における中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、操作開始時間が変動しても対応が可能である。

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 1.9 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 台故障時の水温の上限）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 1.7 日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の 5.6 時間（約 0.3 日）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

中型ポンプ車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 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 20 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は 27 名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故の対応では、25m<sup>3</sup>/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、2 次系純水タンク等の淡水又は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を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 516kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約

516kLにて対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び7日間の中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水に必要な軽油量の合計は約13kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLにて対応が可能である。

## 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0.974であり、未臨界は確保されるところとしていた。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ころとしていた。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（通常水位—1.36m）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：中型ポンプ車による注水は、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、緊急時対応要員の移動及び注水準備等に必要時間を考慮して、事象発生から2.2時間後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

## 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. 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7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1.2日である。一方、事故発生後、中型ポンプ車による注水の準備等に要する時間は2.2時間（約0.1日）後である。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. 中型ポンプ車の流量は25m<sup>3</sup>/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0.974）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  
使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、水位低下に要する時間は変動する。ただし、本評価においては、事象

発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの水位の低下に要する時間は考慮せず、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始することから、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態が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 1.2 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 台故障時の水温の上限）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 1.1 日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の 2.2 時間（約 0.1 日）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

中型ポンプ車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以下のとおりとしている。

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 21 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員 27 名で対応が可能である。

燃料等については、「想定事故 1」と同一である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「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（※<sup>17</sup>）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ナリオグループに対して、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

（※<sup>17</sup>）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。

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**

運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（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の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、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：充てんポンプにより炉心に注水し、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、充てんポンプ、燃料取替用水タンク、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。
- 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、原子炉格納容器の除熱を継続する。このため、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ、格納容器スプレイ冷却器(B)、格納容器再循環ユニット（A及びB）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）時間として、原子炉停止後 55 時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、資源の確保の観点では、厳しい設定となる。
- d. 機器条件：充てんポンプによる炉心注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$  とする。これは、炉心注水開始を事象発生後 50 分とした場合の崩壊熱による蒸発量（ $29.7\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回る流量である。
- e. 操作条件：充てんポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生を検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から 50 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を始め、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 50 分から充てんポンプにより炉心注水を開始することにより、事象発生後 140 分には加圧器開口部からの

流出流量と炉心への注水流量とが釣り合い、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、充てんポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、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、原子炉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可能性がある。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及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環運転に切替えるとともに、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで原子炉を安定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0.6m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

充てんポンプ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、他の操作との重複もないことから、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、本重要事故シナシ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 本重要事故シナシスの対応に必要な要員は 25 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は 30 名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シナシスが発生し、7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 516kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約 516kL で対応が可能である。緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に必要な軽油量は約 5kL である。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約 55kL 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、運転停止中事故シナシスグループ「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充てんポンプによる炉心注水並びに格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）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。

重要事故シナシス「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、充てん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、充てん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）原子炉圧力容器内の水位が低下した場合の遮蔽性能確保

原子炉圧力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、原子炉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圧力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、原子炉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、原子炉圧力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、原子炉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原子炉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、原子炉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最大とした場合でも、1次冷却材沸騰時に最大となる実効増倍率は約0.91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、実効増倍率は上昇するものの、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**

運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下この節において「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の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、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、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要がある。

- ③ 初期の対策：代替格納容器スプレイ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、代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置、ミニローリー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 安定状態に向けた対策：格納容器再循環サンプと高圧注入ポンプを用いた高圧再循環運転により炉心への注水を継続する。このため、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）、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、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。また、格納容器再循環ユニットに海水を通水することで格納容器内自然対流冷却を実施し、原子炉格納容器の除熱を行う。このため、中型ポンプ車、ミニローリー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及びB）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」が起こるとする。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 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：代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$  とする。これは、代替炉心注水開始を事象発生後 50 分とした場合の崩壊熱による蒸発量 ( $29.7\text{m}^3/\text{h}$ ) を上回る流量である。
- e. 操作条件：空冷式非常用発電装置が利用できるのは、事象発生から 45 分後以降とする。代替格納容器スプレイポンプによる代替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代替格納容器スプレイによる代替炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から 50 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 45 分で空冷式非常用発電装置が利用可能になり、50 分後に空冷式非常用発電装置を電源とする代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始する。これにより、事象発生後 140 分には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、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水により、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、原子炉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  $0.15\text{mSv/h}$  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及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、中型ポンプ車を用いて高圧注入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、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）を用いた高圧再循環運転に切替えるとともに格納容器再循環ユニット（A 及び B）を用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉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 0.6m 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

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水は、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、本重要事故シナリオ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 本重要事故シナリオの対応に必要な要員は 25 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は 30 名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、空冷式非常用発電装置による電源供給を 7 日間継続する場合に必要な重油量は、約 134kL である。これに対して、発電所内の重油タンクに備蓄された使用可能な重油量約 258kL で対応が可能である。緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に必要な軽油量及び中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水等に必要な軽油量の合計は約 27kL である。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約 55kL 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、運転停止中事故シナリオグループ「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、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水、高圧注入ポンプ(B、海水冷却)を用いた高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニット(A及びB)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。

重要事故シナリオ「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喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイポンプによる代替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、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、高圧注入ポンプ(B、海水冷却)を用いた高圧再循環運転に切替え、さらに格納容器再循環ユニット(A及びB)を用いた格納容器内自然

対流冷却による原子炉格納容器の除熱を継続することにより、原子炉を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに規制委員会は、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**

運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（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の損傷に至る。

- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、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、ディーゼル発電機、充てんポンプ、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：格納容器スプレー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、原子炉格納容器の除熱を継続する。このため、格納容器スプレーポンプ(B、代替再循環配管使用)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、格納容器再循環サンプ、格納容器スプレー冷却器(B)、格納容器再循環ユニット(A及びB)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圧力バウンダリ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「原子炉冷却材圧力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「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」が起これとする。
- 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強制注入、1次冷却系における冷却材放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。また、外部電源はないものとする。これは、資源の確保の観点では、厳しい設定となる。
- 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 台による浄化冷却運転時の最大流量である  $380 \text{ m}^3/\text{h}$  とする。流出する口径は余熱除去系統の最大口径で約 20cm（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. 1 次冷却系の水位が 1 次系冷却材配管の下端に到達した時点で両系列の余熱除去系が機能喪失するものとする。
- d. 機器条件：充てん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、注水開始時点の崩壊熱による蒸発量 ( $29.8 \text{ m}^3/\text{h}$ ) 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、 $31 \text{ m}^3/\text{h}$  とする。
- e. 操作条件：充てんポンプによる炉心注水は、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失から 20 分後に開始するものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 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 分より充てんポンプによる炉心注水を開始する。これにより、加圧器からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合い、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、原子炉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、原子炉冷却材流出システムの隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル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  $\pm 10\%$  ( $\pm 0.4\text{m}$ ) 程度である。したがって、実際の炉心水位が評価値より  $0.4\text{m}$  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  $1.1\text{m}$  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 次系冷却材配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。

#### 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 次系冷却材配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。操作開始が遅くなる場合には、操作開始時点における崩壊熱が小さくなるため、1 次冷却材の蒸発率が小さくなり、1 次冷却系の保有水量の減少が抑制されるため、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 12 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は 30 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を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 516kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約 516kL で対応が可能である。緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に必要な軽油量は約 5kL である。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約 55kL 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、運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している充てんポンプによる炉心注水及び格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）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圧力バウンダリ機能が喪失する事故」において、充てん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圧力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圧力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**

運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下この節において「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：純水補給流量制御弁及び体積制御タンク補給水制御弁の「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、充てんポンプ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「原子炉起動時における反応度の誤投入」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する。
- 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「線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、原子炉圧力容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた $213\text{m}^3$ 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ほう素濃度要求値の制限値である $4,400\text{ppm}$ とし、臨界時は $1,800\text{ppm}$ とする。

- d. 事故条件：原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、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（約100m<sup>3</sup>/h）に余裕を持たせた値である107m<sup>3</sup>/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「線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「線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82分後に「線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92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「線源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約82分を要し、臨界（ほう素濃度：1,800ppm）に至るまでにはさらに約25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15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1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度4,400ppmまで濃縮するのに要する時間は約7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 10 名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は 30 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を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 516kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約 516kL で対応が可能である。緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に必要な軽油量は約 5kL である。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約 55kL 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、運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している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より変わら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。

#### (2) 電源が復旧した際に 1 次系補給水ポンプが自動起動してほう酸希釈が再開される可能性の有無

申請者は、外部電源喪失が発生後、電源が復旧した際に 1 次系補給水ポンプ

が自動起動してほう酸希釈が再開される可能性の有無について検討していなかった。ほう酸希釈が再開された場合には、純水塊が炉心に送り込まれ、反応度事故によって燃料の損傷を引き起こす可能性がある。このため、規制委員会は、ほう酸希釈が再開される可能性の有無について詳細な説明を求めた。申請者は、充てんポンプはブラックアウト信号発信により自動起動しないこと、充てんポンプを再起動する前には希釈信号をリセットさせる手順が整備されていることを示した。これにより、規制委員会は、設備・手順の両面から、電源が復旧した際のほう酸希釈の再開防止を図っ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、炉心損傷後特有の熔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(※<sup>18</sup>)及び SKETCH-INS(※<sup>19</sup>)/TRACE5.0(※<sup>20</sup>)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より予測するとした。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

(※<sup>18</sup>) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho, December 2001.

(※<sup>19</sup>) (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

(※<sup>20</sup>) 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, June 2007.

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 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°C、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 と同様であり、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 $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 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、LANL の Doppler-Defect Benchmark (※<sup>21</sup>) 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の評価となり得ることから、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

---

(※<sup>21</sup>) Russell D. Mosteller, “The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results,” LA-UR-07-1000, April 2007.

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 $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、加圧器圧力で $\pm 0.2\text{MPa}$  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。

#### 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得る「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侵食量について、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 (※<sup>22-23</sup>) 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

---

(※<sup>22</sup>) 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) .

(※<sup>23</sup>) R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, vol. 3, NRC. (2001)

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[gage]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侵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、スプレー、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号炉の原子炉压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、確実に実行でき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ホイールローダ等の重機を保管し、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。

## 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、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、主要な設備の取替え部品、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、複数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 1 b)】  
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 1 c)】
- 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. 発電所災害対策本部長が、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運転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 1 d)】
- 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 1 e)】
- 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、運転員及び消防要員を除く発電所災害対策要員（以下「発電所災害対策本部要員」という。）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 1 f)】
- 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2 a)】

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2 b)】

a. 発電所災害対策要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。

b. 現場作業を行う発電所災害対策要員と運転員が連携して一連の活動を行う訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。

### ③ 保守訓練の実施【解釈2 c)】

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2 d)】

高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であること。

### ⑤ マニュアル等を即時利用可能とするための準備【解釈2 e)】

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 3 a)】
  - 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 3 b)】

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. 発電設備の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班
  - c. 火災発生時に消火活動を実施する班

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 3 c)】
  - a. 複数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、発電所災害対策本部長の指示により複数名指名した総括の指示のもと、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. 必要な発電所災害対策要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。
- ④ 支援組織の構成【解釈 3 d)】
  - a. 発電所災害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、事故拡大防止のための運転措置及び保安上の技術的支援を行う班で構成すること。
  - c. 運営支援組織は、発電所災害対策本部の運営及び情報収集を行う班、発電所災害対策要員の被ばく管理及び放射性物質による汚染の除去を行う班、放射線量等の状況把握を行う班、報道機関等の対応を行う班、資機材の輸送調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 3 e)】
  - a. 所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所災害対策本部を設置し、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、3号炉運転中においては、発電所内に、緊急時対応要員22名、運転員10名の合計32名を常時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緊急時対応要員の体制に係る管理を行うことを示した。また、緊急時対応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）】

発電所災害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、緊急時用携帯型通話設備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、非常体制を発令した場合に災害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. 災害対策本部は、発電所災害対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として事故拡大防止対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、運営支援組織として、情報収集を行う班、報道対応を行う班等で構成する方針であること。
- c. 災害対策本部（高松）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. 災害対策本部は、原子力本部（松山）及び本店（高松）で構成され、社長を総本部長とする災害対策総本部を構成し、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。

なお、規制委員会は、緊急時における発電所と災害対策本部の役割を明確にすること及び社長が災害対策本部（高松）から災害対策本部（松山）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災害対策本部の権限において対応すること、災害対策本部（高松）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、災害対策本部からの支援体制が適切に確保されることを確認した。

- ⑩ 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携し、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（※<sup>24</sup>）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、緊急時対策所等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**

---

（※<sup>24</sup>）「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。



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、断層の性状、鉱物脈との接触関係、鉱物の各種化学分析及び各断層の切り切れ関係に着目した手法による検討を行い、その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緊急時対策所、海水取水口、海水取水路及び軽油タンク付近の地盤では、比較的破砕幅が大きく連続性がある断層として、f1断層、f2断層及びf3断層が認められる。

(2) これらの断層は、「Ⅲ-2 設計対象施設の地盤（第3条関係）」に示すf4断層等の「岩石化した断層」と同様のものであり、同様の評価を行った結果、断層内物質が周辺の母岩と密着して一体の岩石となっており、地下深部の封圧・温度で基質と岩片が固結したカタクレーサイトが地表付近に位置して以降の破断を受けていない断層である。

また、これらの断層は、研磨片観察及び薄片観察によると、せん断方向を横断する方向に緑泥石（スメクタイトとの混合層を伴う）が脈状に成長しており、その後脆性破壊を受けていないこと等から、地下深部で活動して以降に地表付近で脆性破壊を受けていない。

(3) 以上のことから、重大事故等対処施設付近の地盤に認められる3条の断層は、将来活動する可能性のある断層等には該当しないと評価した。

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。また、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 緊急時対策所等を対象に、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) 評価対象断面については、評価の対象となる重大事故等対処施設の配置、施設周辺の地形及び地質・地質構造を考慮し、緊急時対策所を通り直交する2断面及び斜面に正対する1断面を選定した。これらの評価対象断面に対して、簡便法を用いた絞り込みを行い、緊急時対策所を通る1断面を対象に、基準地震動による地震力を作用させた動的解析を二次元有限要素法により行った。
- (4) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に荷重の方向と片理面の方向による影響等を考慮して設定した。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、 $0.2\text{N/mm}^2$  であり、基礎地盤を構成する  $[C_H]$  級以上の岩盤の極限支持力 ( $7.84\text{N/mm}^2$  以上) を下回る。
- (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、不等沈下、液状化及び揺すり込み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敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）の活動に伴い生じる地盤の傾斜について Mansinha and Smylie(1971)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、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、以下のとおり耐震設計を行うとしている。

### (1) 重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計

- ① 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。
- ② 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震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、荷重等を制限する値を許容限界とする。「運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重」のうち、

- ① 地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重は、地震力と組み合わせる
- ② 地震によって引き起こされるおそれはないが、いったん発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の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、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を考慮し、工学的、総合的に勘案の上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、頻度を用いた荷重の組合せにおける工学的、総合的な判断の考え方を示すよう求めるとともに、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、事象の発生頻度として炉心損傷頻度の性能目標値を用いること、国内外の基準等における設計基準対象施設に対するスクリーニングレベルを参照し、重大事故等対処施設としてはさらに低い値を用いて、荷重の組合せの要否を判断するとの考えを示すとともに、対策の成立性及び対策に必要な部品取替による復旧手段を整備する方針を示した。

また、申請者が適用するとした許容限界について、規制委員会は、その妥当性について説明を求めた。これに対し、申請者から、重大事故緩和設備は必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する必要がある、これに対応する既往の実績のある許容限界を用いるとの考えが示された。

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、空冷式非常用発電装置周辺斜面を選定した。この評価対象断面は、「Ⅲ－1. 2 周辺斜面の安定性」における3号炉原子炉建屋周辺斜面の断面と同じものであるため、3号炉原子炉建屋に係る評価結果に代表させる。

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（EL. 32m）、軽油タンク、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（※<sup>25</sup>））
- 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）

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）**

（※<sup>25</sup>）「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。



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の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件に対し、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、機能・性能の確認、漏洩の有無の確認、分解点検等ができる構造とする。

④ 切替えの容易性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

⑤ 悪影響防止

重大事故等対処設備は、原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

⑥ 現場の作業環境

重大事故等対処設備の設置場所は、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た上で設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）若しく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。

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及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、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、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口徑配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管のうち、当該ポンプを

同容量かつ同揚程で使用する系統では同口径の接続とする等、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、原子炉建屋又は原子炉補助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ことにより、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。

⑤ 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備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、原子炉建屋又は原子炉補助建屋並びに可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備から 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アクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象、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認するため、障害物を除去可能なホイールローダを 2 台（予備 1 台）保管、使用する。

⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故

防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、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、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 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 4 3 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 4 4 条から第 6 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 項から 1. 1 9 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 3 7 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 4 4 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 4 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 項（以下「第 4 4 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 3 7 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を自動で閉止させるとともに、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を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. タービンの自動トリップ及び主蒸気隔離弁の自動閉止による原子炉出力の抑制と補助給水ポンプの自動起動による1次冷却システムの過圧防止。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、多様化自動作動盤（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ポンプの手動起動による1次冷却システムの過圧防止。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。
- d. 化学体積制御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、充てんポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、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。

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. 多様化自動作動盤(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)多様化自動作動盤(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独立した盤に設置することで、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、出力領域中性子束計の指示値が5%以上又は中間領域中性子束起動率計の指示値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1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、「多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)作動」警報が発信した場合には、多様化自動作動盤

(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 1 名で実施する。

- c. 多様化自動作動盤 (ATWS 緩和設備) により自動で原子炉出力抑制が出来ない場合、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水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 1 名で実施する。
- 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 (※<sup>26</sup>) に、出力領域中性子束計の指示値が 5%以上又は中間領域中性子束起動率計の指示値が正であり、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 1 名で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、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を確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項 (手順等に関する共通的な要求事項) 等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上により、規制委員会は、①a.の対策が第 4 4 条等要求事項イ)、①b.の対策が第 4 4 条等要求事項ロ)、①c.の対策が第 4 4 条等要求事項ハ)、①d.の対策が第 4 4 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 4 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 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 3 7 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、多様化自動作動盤 (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を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行すること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。

---

(※<sup>26</sup>) 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 ((※<sup>28</sup>) 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。



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（※<sup>27</sup>）の機能を回復するための多様性拡張設備（※<sup>28</sup>）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 原子炉トリップスイッチによる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、常用系パワーセンタ母線しゃ断器の開操作による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1名により実施する。
- 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セットモータ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等の開操作を行う。この一連の手順は、中央制御室及び現場での操作を運転員3名により約30分で実施する。
- ③ 多様化自動作動盤（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1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

（※<sup>27</sup>）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。

（※<sup>28</sup>）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。

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（常用系パワーセンタ母線しゃ断器操作スイッチ）、MGセット電源（MGセット出力しゃ断器スイッチ）、MGセット電源（MGセットモータしゃ断器スイッチ）及び原子炉トリップしゃ断器スイッチ	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。
制御棒操作スイッチ	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	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ことを確認した。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ことを確認した。

## 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（※<sup>29</sup>）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（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）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（※<sup>30</sup>）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。

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（※<sup>31</sup>）。

---

(※<sup>29</sup>) 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

(※<sup>30</sup>) 「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。

(※<sup>31</sup>) 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。

- 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（※<sup>32</sup>）。
- 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（※<sup>33</sup>）。

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>34</sup>）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。

## 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

---

(※<sup>32</sup>) 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。

(※<sup>33</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

(※<sup>34</sup>) 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。

助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（人力）、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁（人力）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、補助給水ライン流量計、補助給水タンク水位計、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蒸気入口弁は、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蒸気入口弁は、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、補助給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、現場でのタービン動補助給水ポンプ軸受注油器による軸受への潤滑油の供給、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蒸気入口弁の開操作、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45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) 緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第 4 5 条等要求事項ロ）、①b. の対策が第 4 5 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 5 条等に適合するものと判断した。

## （２）第 3 7 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 3 7 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、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（人力）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. 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、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%以下）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、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3名により、約20分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の判断基準が明確であること、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、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1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、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、蒸気発生器代替注水ポンプによる補助給水タンク水の蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計8名により約2時間15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、主蒸気ダンプ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。）を用いた主な手順は以下のとおりとしている。



- ① 主蒸気逃がし弁の現場での人力による調整が長期にわたり必要な場合、代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。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5名により、約2時間35分で実施する。
- ② タービン動補助給水ポンプが運転中である場合において、直流電源が枯渇した場合又は枯渇する恐れがある場合に、代替電源（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池）を用いたタービン動補助給水ポンプの機能回復に着手する。また、この手順では、同蓄電池の接続、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動等を計4名により、約1時間5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－４．２－１ 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。
蒸気発生器代替注水ポンプ等	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、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
主蒸気ダンプ弁	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。
代替空気供給装置	使用開始までに時間を要するものの、主蒸気逃がし弁の使用が長期にわたる場合において、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。
タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池	使用開始までに時間を要するものの、直流電源が枯渇した場合又は枯渇するおそれがある場合において、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備となり得る。

#### 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(※<sup>35</sup>)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ポンプ及び手順等。

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

(※<sup>35</sup>) 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。

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 4 6 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、加圧器逃がし弁の機能を回復するための設備（主蒸気逃がし弁（人力）、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用））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（※<sup>36</sup>）。
  - 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 次冷却系統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 3 7 条）（※<sup>37</sup>）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（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。

---

(※<sup>36</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

(※<sup>37</sup>) 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。

(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。

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（人力）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）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次冷却系統の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び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。
- 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次冷却系統の減圧。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. 加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散を図られた設計とする。
- c. 加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）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、駆動用の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）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、電磁弁の電源を加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池から給電し、駆動用窒素を窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）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う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、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は使用せず常設直流電源と分離し、原子炉建屋及び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)加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）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. 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、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池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、バッテリー接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計2名により、約1時間で実施する。
- b. 駆動用空気喪失時であって、1次冷却系統の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、窒素ポンベ（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、窒素ポ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1時間20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8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9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)窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）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)緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、e)窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）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1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確

認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第 4 6 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 4 6 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 4 6 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 6 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専用工具により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、専用工具による操作場所を当初計画より溢水の影響を受けない上のフロアに変更する方針を示した。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 3 7 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 3 7 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、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）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、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、補助給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補助給水タンクは、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、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)補助給水タンクは、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3名により、約20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%以下）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、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) 手順着手の判断基準が明確であること、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、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1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧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 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、主蒸気ダンプ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、蒸気発生器代替注水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、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計8名により約2時間15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、主蒸気逃がし弁の現場での人力による操作が長期にわたり必要である場合の、代替空気供給装置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5名により約2時間35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。
主蒸気ダンプ弁	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。
蒸気発生器代替注水ポンプ等	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、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系

	からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
代替空気供給装置	使用開始までに時間を要するものの、主蒸気逃がし弁の調整が長期にわたる場合において、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ことを確認した。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ことを確認した。

### **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（※<sup>38</sup>）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。

(※<sup>38</sup>) 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。

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中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び手順等。
  - ② 代替炉心注水のための格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用)、代替格納容器スプレイポンプ等及び手順等。
  - 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 (※<sup>39</sup>)。
  - 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) (※<sup>40</sup>) 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。

---

(※<sup>39</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

(※<sup>40</sup>) 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。

## 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、可搬型の中型ポンプ車、加圧ポンプ車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、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を常設重大事故防止設備として位置付けるとともに、代替格納容器スプレイポンプ、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、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、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代替格納容器スプレイポンプ、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、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. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプ、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、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) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、その駆動方式をディーゼル駆動とし、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、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車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) 代替格納容器スプレイ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、代替格納容器スプレイポンプは余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプとは異なる建屋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条等要求事項二）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次冷却材喪失事象が発生した場合、その後、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、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作等を計3名により、約20分で実施する。
- b. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による原子炉への注水が格納容器スプレイラインB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、代替格納容器スプレイ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、代替格納容器スプレイポンプの起動及び原子炉への注水を計5名により、約29分で実施する。
- c. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水が代替格納容器スプレイライン流量等により確認できない場合には、中型ポンプ車、加圧ポンプ車等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び送水ホース等の運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動並びに原子炉への注水を計11名により、約2時間10分で実施する。
- d. 炉心の著しい損傷、熔融が発生し、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／出口用）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、熔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.、c. の順に設定して明確化していること、b) 中型ポンプ車、加圧ポンプ車等による代替炉心注水等の手順等について、送水ホース等の運搬、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) 緊急時用携帯型通話設備による必要な連絡手段を確保していること、e) 中型ポンプ車、加圧ポンプ車等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

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（※<sup>41</sup>）。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（人力）等を重大事故等対処設備として位置付ける。

---

(※<sup>41</sup>) 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。

- 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、代替格納容器スプレイポンプ、中型ポンプ車、加圧ポンプ車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、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、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、高圧注入ポンプ（B、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（人力）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（人力）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. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）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) 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器スプレイ冷却器（B）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ループ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補助給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ループ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（人力）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3名により約20分で実施する。
- c. 主蒸気逃がし弁（人力）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、主蒸気管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3名により約1時間40分で実施する。
- 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ループ流量等にて確認できない場合には、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）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3名により、約10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、若しくは線源領域中性子束高（C/V 退避）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)格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）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)緊急時用携帯型通話設備による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1.0項（手順等に関する

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次冷却系が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ルスクリーン閉塞時の炉心注水。そのため、高圧注入ポンプ、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。

- b. 代替炉心注水。このために、充てんポンプ（B、自己冷却式（※<sup>42</sup>））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。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 充てんポンプ（B、自己冷却式）は、その水源を燃料取替用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) 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、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4名により実施する。
- b. 代替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、充てんポンプ（B、自己冷却式）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、充てんポンプ（B、自己冷却式）の起動及び運転、原子炉への注水を計7名により約1時間10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

---

(※<sup>42</sup>) 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（自己冷却式）」と表記している。（例：「充てんポンプ（自己冷却式）」）

取替用水タンクへの補給、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) 緊急時用携帯型通話設備による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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、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 4 3 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 次冷却系が低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－ 4. 4－ 1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水を代替格納容器スプレイライン流量にて確認できない場合であって、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又はディーゼル消火ポンプが必要ない場合、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、原子炉への注水を計 6 名により、約 45 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りポンプが使用できない場合には、蒸気発生器代替注水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、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計 8 名により約 2 時間 15 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、主蒸気ダンプ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次冷却系が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 充てんポンプ（B、自己冷却式）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、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の起動及び運転、原子炉への注水を計3名により約1時間10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ループ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。この手順では系統構成、余熱除去ポンプ入口弁の開操作、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2名により約15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。
蒸気発生器代替注水ポンプ	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、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備とな

	り得る。
主蒸気ダンプ弁	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。
格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）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。
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（※<sup>43</sup>）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。

(※<sup>43</sup>) 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。

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)(※<sup>44</sup>)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 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット(A及びB)(※<sup>45</sup>)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 中型ポンプ車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

・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

(※<sup>44</sup>) 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)」、「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、「熔融炉心・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。

(※<sup>45</sup>) 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号機を使用している。以下同じ。

## (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、補助給水タンク、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。

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機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、屋外の補助給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、補助給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 3 名により約 20 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) 緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 4 8 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 4 8 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 8 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 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 3 7 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、補助給水タンク、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、格納容器再循環ユニット（A 及び B）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、中型ポンプ車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格納容器再循環ユニット（A 及び B）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中型ポンプ車等は、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中型ポンプ車は駆動方式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) 格納容器再循環ユニット（A 及び B）は原子炉格納容器内に設置すること、また、中型ポンプ車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、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A 及び B）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、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、格納容器再循環ユニット（A 及び B）への通水作業等を計13名により約2時間50分で実施する。
- 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、中型ポンプ車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、

中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成等を計 11 名により約 2 時間 50 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 中型ポンプ車の配置、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) 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、d) 中型ポンプ車の配置、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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 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 4 3 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、蒸気発生器代替注水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、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計 8 名により、約 2 時間 15 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、主蒸気ダンプ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余熱除去ポンプ (B) 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 30 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、蒸気発生器代替注水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、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計 8 名により約 2 時間 15 分で実施する。
- ② 主蒸気逃がし弁の現場での人力による調整が長期にわたり必要な場合、代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。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 5 名により、約 2 時間 35 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、制御用空気圧縮機 (B、海水冷却) の中型ポンプ車を用いた海水冷却に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等を計 11 名により約 2 時間 45 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. 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。
蒸気発生器代替注水ポンプ	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、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
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を回復させる設備となり得る。
主蒸気ダンプ弁	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。
空調用冷水ポンプ (余熱除去ポンプB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。
代替空気供給装置	初期対応は、現場で人力により弁操作を行う必要があるが、その使用が長期にわたる場合において、使用開始まで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を回復させる設備となり得る。
制御用空気圧縮機 (B、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を回復させる設備となり得る。

#### **IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6関係）**

本節では、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、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(※<sup>46</sup>)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 格納容器再循環ユニット(A及びB)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 代替格納容器スプレイ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。

---

(※<sup>46</sup>) 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

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>47</sup>）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 格納容器再循環ユニット（A及びB）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 代替格納容器スプレイ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している。

- a. 格納容器内自然対流冷却。そのため、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付ける。

---

(※<sup>47</sup>) 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（格納容器過圧破損）、（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。

b. 代替格納容器スプレイ。そのため、代替格納容器スプレイ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. 代替格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環ユニット(A 及び B) 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. 代替格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環ユニット(A 及び B) 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代替格納容器スプレイポンプは、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格納容器再循環ユニット (A 及び B) 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) 代替格納容器スプレイポンプ及び格納容器再循環ユニット (A 及び B) 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) 代替格納容器スプレイポンプは、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) 格納容器再循環ユニット (A 及び B) 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) 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、格納容器再循環ユニット（A 及び B）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 60 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、代替格納容器スプレイ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、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計 5 名により約 29 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) 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（A 及び B）への通水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) 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) 緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第 4 9 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 9 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 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、代替格納容器スプレイ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、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、中型ポンプ車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. 代替格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環ユニット（A及びB）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. 代替格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環ユニット（A及びB）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. 中型ポンプ車等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代替格納容器スプレイポンプは、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格納容器再循環ユニット（A及びB）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)代替格納容器スプレイポンプ及び格納容器再循環ユニット（A及びB）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)代替格納容器スプレイポンプは、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スプレイ流量を有すること、e)格納容器再循環ユニット（A及びB）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)中型ポンプ車は、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（A及びB）へ通水できるものであること、g)中型ポンプ車は、2セット4台（バックアップを含め、合計5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、代替格納容器スプレイ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、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計5名により約29分で実施する。
- b. 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、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）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（A及びB）への通水作業等を計13名により約2時間50分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の判定基準が明確であること、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)緊急時用携帯型通話設備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1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において原子炉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 炉心損傷前において、格納容器雰囲気の状態に応じて、格納容器再循環ファンの運転が可能な場合には、格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却に着手する。この手順は通常の運転操作により実施する。
- ② 格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上であり、代替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、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6名により約45分で実施する。
- ③ 代替格納容器スプレイ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、併せて中型ポンプ車及び加圧ポンプ車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、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する。

#### (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 代替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は、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）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、格納容器スプ

レイポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計3名により約1時間5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
格納容器再循環ファン	原子炉格納容器内の空気を強制的に循環できるため、格納容器内の温度の影響を受ける可能性があるものの、原子炉格納容器を効率的に冷却する手段となり得る。
電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ	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。
中型ポンプ車、加圧ポンプ車等	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、水源を特定しない代替格納容器スプレイの手段となり得る。
格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）等	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはできないものの、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. 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)(※<sup>48</sup>)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、格納容器再循環ユニット(A及びB)、原子炉補機冷却水ポンプ、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

---

(※<sup>48</sup>) 有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

けるとともに、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）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、格納容器再循環ユニット（A及びB）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。

規制委員会は、申請者の計画において、a)格納容器再循環ユニット（A及びB）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)窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）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、格納容器スプレイライン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1時間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)緊急時用携帯型通話設備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1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①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、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、中型ポンプ車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. 格納容器再循環ユニット（A及びB）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. 中型ポンプ車は、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)格納容器再循環ユニット（A及びB）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) 中型ポンプ車は、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) 中型ポンプ車は、2セット4台（バックアップを含め、合計5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ことを非常用母線電圧又は原子炉補機冷却水サージタンク水位等にて確認し



た場合には、中型ポンプ車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、中型ポンプ車の配置及びホースの接続、格納容器再循環ユニット（A 及び B）への通水作業等を計 13 名により約 2 時間 50 分で実施する。

規制委員会は、格納容器内自然対流冷却について、a) 中型ポンプ車の配置、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) 中型ポンプ車の配置、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) 緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 37 条）において原子炉格納容器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、補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置付け、代替格納容器スプレイ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. 代替格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内の雰囲気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補助給水タンクは、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) 代替格納容器スプレイ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補助給水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、淡水又は海水を補給す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. 格納容器圧力計の指示値が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上で格納容器スプレイポンプが起動していないことを格納容器スプレイライン流量等により確認した場合、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、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、代替格納容器スプレイ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、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計 5 名により約 29 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) 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、代替格納容器スプレイ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) 緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、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 4 3 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 代替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されない場合であって、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 6 名により約 45 分で実施する。
- ② 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合には、中型ポンプ車、加圧ポンプ車等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、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計 11 名により約 2 時間 10 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 格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上であり、代替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できない場合であって、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）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、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動及び運転、格納容器への注水を計3名により約1時間5分で実施する。
- ② 代替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出来ない場合であって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6名により、約45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。
中型ポンプ車、加圧ポンプ車等	系統構成に時間を要するものの、水源を特定せず原子炉格納容器への注水に使用できる設備となり得る。
格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）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ことを確認した。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ことを確認した。

## 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 代替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 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 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）又は代替格納容器スプレイ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）（※<sup>49</sup>）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、代替格納容器スプレイ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。

## 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、代替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新たに整備する。

---

(※<sup>49</sup>) 有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

- 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、高圧注入ポンプ（高圧注入ライン使用）、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、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）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 5 1 条等要求事項イ)、上記 c. 及び d. の対策が第 5 1 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代替格納容器スプレイポンプは、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代替格納容器スプレイポンプは、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) 代替格納容器スプレイポンプは、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) 代替格納容器スプレイ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が設置されている原子炉補助建屋とは異なる原子炉建屋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) 代替格納容器スプレイ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、さらに連通管及び連通口を經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. 炉心損傷の徴候が認められ、かつ、格納容器再循環サンプ広域水位が80%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80%未満であり、格納容器スプレイポンプの故障等（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系喪失を含む。）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、代替格納容器スプレイ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、代替格納容器スプレイポンプの起動操作等を計5名により約29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. 炉心の著しい損傷が発生した場合、かつ、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、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. 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、充てんポンプによる炉心注水の手順に着手する。この手順は、中央制御室での通常の運転操作を1名により実施する。
- c. 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、充てんポンプによる炉心注水と並行して格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）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、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）の起動操作等を計3名により約20分で実施する。
- d. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）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、代替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、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び原子炉への注水を計5名により約29分で実施する。
- e. 全交流動力電源喪失時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、充てんポンプ（B、自己冷却式）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、充てんポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計7名により約1時間10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熔融炉心の冷却のための手順として③-1) a.、b.の順に、また、熔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) e.、d.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)緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記③- 2) の手順等が第 5 1 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 5 1 条等要求事項イ) に、①c. 及び d. の対策が第 5 1 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 5 1 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 1 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 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 3 7 条）において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために、代替格納容器スプレイ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 3 7 条）において原子炉格納容器下部の熔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 4 3 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熔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. 炉心損傷の徴候が認められ、かつ、代替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であって、格納容器へ注水するために必要な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6名により約45分で実施する。
- b. 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイが確認できない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車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、ホース等の運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する。

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. 代替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であって、原子炉へ注水するために必要な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6名により約45分で実施する。
- b. 代替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、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替炉心注水に着手する。この手順では、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車及びホースの運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動並びに原子炉への注水を計11名により約2時間10分で実施する。

## (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熔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熔融炉心の冷却

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熔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. 代替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であって、格納容器へ注水するために必要な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6名により約45分で実施する。
- b. 代替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、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）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、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計3名により約1時間5分で実施する。
- c. 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の故障等により、格納容器へのスプレイが確認できない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車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、ホース等の運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する。

### ② 熔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、熔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. 代替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、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構

成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の起動等を計3名により約1時間10分で実施する。

- b. 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）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6名により約45分で実施する。
- c. 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）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、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替炉心注水に着手する。この手順では、ポンプ及びホースの運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動並びに原子炉への注水を計11名により約2時間10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. 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。
中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	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、水源を特定せず格納容器スプレイの代替手段となり得る。
格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）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。
中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	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、水源を特定せず炉心注水の代替手段となり得る
格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）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格納容器水素濃度計測装置等及び手順等 (※<sup>50</sup>)。
- 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 (※<sup>51</sup>)。

(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。

---

(※<sup>50</sup>) 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中型ポンプ車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. 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」において整理。

(※<sup>51</sup>) 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作動温度計測装置を新たに整備する。(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作動温度計測装置を新たに整備する。(12個及び予備1個)
- c. 原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング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作動温度計測装置及びイグナイタ作動温度計測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。

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とするため格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格



納容器雰囲気ガスサンプリング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 5 2 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 5 2 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格納容器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 作動温度計測装置、イグナイタ、イグナイタ作動温度計測装置、格納容器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. 及び b. 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 4 3 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 5 2 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（※<sup>52</sup>）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. 炉心出口温度計の指示値が 350℃に到達又は安全注入作動を伴う 1 次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合には、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. 炉心出口温度計の指示値が 350℃に到達又は安全注入作動を伴う 1 次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合には、格納容器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 8 名により約 1 時間 40 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 8 名により約 1 時間 40 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緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項（手順等に関する

---

(※<sup>52</sup>) 「IV-4. 1 4 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 30 分である。

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、上記 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 5 2 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 5 2 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 2 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 5 2 条等要求事項ロ)に対応する対策はない。

## (2) 第 3 7 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 3 7 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 3 7 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 4 3 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. 炉心損傷が発生し格納容器水素濃度計測装置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、ガス分析器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、原子炉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3名により約1時間55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3名により約1時間55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
ガス分析器	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格納容器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排気ファン、アニュラス排気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アニュラス水素濃度（AM）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（※<sup>53</sup>）。

（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。

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. アニュラス空気再循環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、アニュラス排気ファン、アニュラス排気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、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

（※<sup>53</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

- b. 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、アニュラス水素濃度（AM）計測装置、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。
- 規制委員会は、上記 a. の対策が第 5 3 条等要求事項イ）、上記 b. の対策が第 5 3 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. アニュラス排気ファン等は、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. アニュラス水素濃度（AM）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. アニュラス排気ファン、アニュラス水素濃度（AM）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)アニュラス排気ファン等は、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)アニュラス水素濃度（AM）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)アニュラス排気ファン、アニュラス水素濃度（AM）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 4 3 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 5 3 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排気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、アニュラス排気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排気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、アニュラス排気ファンの起動等を計3名により約30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、アニュラス水素濃度（AM）計測装置等による水素濃度計測の手順に着手する。この手順では、アニュラス水素濃度（AM）計測装置の接続及び系統構成等を計4名により約1時間25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)緊急時用携帯型通話設備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1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①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、自主的な対策として、アニュラス水素濃度計による水素濃度監視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) アニュラス水素濃度計による水素濃度監視のための設備及び手順等

申請者は、水素濃度監視のための手順として、アニュラス水素濃度（AM）計測装置の準備作業時には、アニュラス水素濃度計（表Ⅳ－４．１０－１参照。）を用いた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。

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
アニュラス水素濃度計	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。

### 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5 4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5 4条及び重大事故等防止技術的能力基準1．11項（以下「第5 4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3 7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。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ことを確認した。

#### 1. 審査の概要

(1) 第5 4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5 4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) 可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン、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) のスプレー設備は、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中型ポンプ車等及び手順等。

- ② 使用済燃料ピットへのスプレイのための中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲等並びに手順等。
  - ③ 燃料取扱棟への放水のための大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲等及び手順等（※<sup>54</sup>）。
  - 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（※<sup>55</sup>）。
- (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。

## 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している。

---

(※<sup>54</sup>) 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。

(※<sup>55</sup>) 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。

- a. 使用済燃料ピットへの代替注水。そのために、中型ポンプ車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燃料取扱棟への大型放水砲等による注水。そのために、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車、大型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（AM）（※<sup>56</sup>）、使用済燃料ピット広域水位計（AM）（※<sup>57</sup>）、使用済燃料ピット温度計（AM）（※<sup>57</sup>）、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット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 5 4 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（AM）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、フロート式の使用済燃料ピット広域水位計（AM）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。

## 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. 中型ポンプ車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。

---

(※<sup>56</sup>) 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（AM）、使用済燃料ピット広域水位（AM）、使用済燃料ピット温度（AM）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。

- 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) 中型ポンプ車等を使用した代替注水は、軽油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) 中型ポンプ車等が使用済燃料ピットの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（AM）の測定可能範囲を使用済燃料ピット広域水位計（AM）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条等要求事項へ）からり）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. 使用済燃料ピットの水温が 65°Cを超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m 以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合には、中型ポンプ車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、中型ポンプ車、送水ホース等の運搬、設置、系統構成等を計 12 名により約 2 時間で実施する。
- b. 使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m (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、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、小型放水砲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 1 時間 55 分で実施する。
- 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 (AM)、使用済燃料ピット温度計 (AM) 及び使用済燃料ピット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。使用済燃料ピットの水温が 65°Cを超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m 以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合には、使用済燃料ピット広域水位計 (AM) 及び可搬型使用済燃料ピット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 5 名により約 2 時間 20 分で実施する。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) 中型ポンプ車等による代替注水の手順等について、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) 緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項 (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。

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 使用済燃料ピットの水温が65℃を超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位がEL. +30.5m以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合、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、淡水タンクから電動消火ポンプ、ディーゼル駆動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7名により約1時間20分で実施する。
- ② 中型ポンプ車、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水ができない場合、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、淡水タンク又は海

を水源とした消防自動車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、消防自動車等の起動、使用済燃料ピットへの注水を計6名により約1時間10分で実施する。

**(2) 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を以下のとおりとしている。

- ① 使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m (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、ステンレス鋼板、ガスケット材、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3名により約1時間10分で実施するとしている。
- ② 使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m (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、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、常設放水砲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、送水ホース等の運搬、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1時間50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-4.11-1 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
電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、淡水タンク等	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。
消防自動車等	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。
常設放水砲等	重大事故等対処設備に要求される可搬型設備ではないものの、代替設備となり得る。



#### **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。）又は燃料取扱棟へ放水するための大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲等の設備及び手順等。

② 流出経路の雨水排水枡等に放射性物質吸着剤（以下「吸着剤」という。）を設置及び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型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車及び大型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燃料取扱棟への放水。そのために、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲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燃料取扱棟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、吸着剤、シルトフェンス及び小型船舶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。

#### 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. 大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車及び泡混合器、大型放水砲は、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燃料取扱棟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。大型ポンプ車（泡混合機能付）は1台、大型ポンプ車及び泡混合器は、1セット、大型放水砲は1台（故障時、保守点検用のバッ

クアップを含めて、合計2台)を保管する。

なお、本申請が3号機のみであるため、第55条等要求事項ホ)は、適用しない。

- b. 大型ポンプ車(泡混合機能付)並びに大型ポンプ車及び泡混合器、大型放水砲による原子炉建屋周辺への泡消火は、泡消火薬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。
- c. 海洋への放射性物質の拡散を抑制するシルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、5箇所の設置場所に各1セット(故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計各2セット)とする。吸着剤は、流水が吸着剤内を通過するように9箇所の雨水排水枡等に設置する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大型ポンプ車(泡混合機能付)、大型放水砲等は、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、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燃料取扱棟に対して、複数の方向から放水できること、b)航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡混合器により、泡消火薬剤を混合し、大型放水砲等による泡消火ができる仕様であることを確認した。

なお、大型放水砲等による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、発電所から海洋への流出箇所の取水ピット、放水ピット及び海水ピット等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)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ー(高レンジ)が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 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、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を取水箇所周辺に配置し、取水準備及び大型ポンプ車（泡混合機能付）等から大型放水砲までホースを布設後、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を起動し、大型放水砲により放水開始するまでの作業を計 10 名により約 3 時間 30 分で実施する。

- 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（EL. + 30.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続しており、さらに燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により燃料取扱棟に近づけないと判断される場合には、燃料取扱棟への放水の手順に着手する。この手順では、大型放水砲の放水先が原子炉格納容器等から燃料取扱棟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. 1 1 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. 大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等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、原子炉建屋及び補助建屋雨水路の排水先をドライエリアに切替える作業及び吸着剤を設置する雨水排水枡等（9 箇所）のうち、雨水排水枡（2 箇所）については計 2 名により約 1 時間 30 分で実施後、放水する。その後、東側最終雨水枡（1 箇所）及び最終雨水枡（6 箇所）への吸着剤設置については計 6 名により約 4 時間 40 分で実施する。並行して、シルトフェンスを放水ピット、取水ピット等の設置場所へ運搬し、小型船舶等を使って放水ピット、取水ピット等に展張する作業（5 箇所設置）を計 26 名により約 20 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、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を取水箇所周辺に配置し、取水準備及び大型ポンプ車（泡混合機能付）等から大型放水砲までホースを布設後、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び泡混合器を起動し、大型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 時間 30 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等により、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、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、大型ポンプ車（泡混合機能付）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a. の対策が第 5 5 条等要求事項イ)、上記①b. の対策が第 5 5 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 5 5 条等要求事項ハ)、ニ) 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 5 条等に適合するものと判断した。

なお、本申請が 3 号機のみであるため、第 5 5 条等要求事項ホ) は、適用されない。

### 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、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) 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. 1 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 航空機燃料火災が発生した場合において、大型放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火に着手する。この手順では、水源近傍に水槽付消防自動車を設置し、ホースにより水源と水槽付消防自動車を接続し、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 8 名により約 1 時間 10 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、中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火に着手する。この手順では、水源近傍に中型ポンプ車を設置し、ホースを可搬型泡放水砲と接続し、可搬型泡放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計 8 名により約 1 時間 40 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． 1 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
化学消防自動車、 水槽付消防自動車、 中型ポンプ車、 可搬型泡放水砲	大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車に比べ、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． 1 3 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第 5 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 3 関係）**

本節では、重大事故等の収束に必要な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 5 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 3 項（以下「第 5 6 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 3 7 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。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ことを確認した。

**1. 審査の概要**

- (1) 第 5 6 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な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な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に、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 2次冷却系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、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. 補助給水タンクへの淡水又は海水の供給。そのために、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリー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補助給水タンクへの水源切替及び補助給水タンクからの代替炉心注水。そのために、補助給水タンク、代替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。
- d. 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、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)、格納容器スプレイ冷却器(B)等を新たに重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. 使用済燃料ピットへ淡水又は海水を注水。そのために、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリー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.、c.の対策が第56条等要求事項イ)、ロ)、ホ)、上記b.、e.の対策が第56条等要求事項イ)、ハ)、へ)、上記d.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、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁は、補助給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、高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、屋外に設置する補助給水タンクと位置的分散を図る設計とする。
- b. 補助給水タンクへの淡水又は海水補給に使用する中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーは、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補助給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補助給水タンクの枯渇に対する代替淡水源として、2次系純水タンク、ろ過水貯蔵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補助給水タンク、代替格納容器スプレイポンプは、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、補助給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. 代替再循環運転をするための格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器スプレイ冷却器（B）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。
- e. 使用済燃料ピットへの注水に使用する中型ポンプ車等は、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、中型ポンプ車等は、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補助給水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットに対して2次冷却系による炉心冷却、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)補助給水タンクへ海水を供給する中型ポンプ車等は、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、補助給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)格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器スプレイ冷却器（B）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、格納容器スプレイポンプ（B、代

替再循環配管使用)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補助給水タンクの枯渇、破損等による2次冷却系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2次冷却系による炉心冷却中に補助給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補助給水タンクへの補給ができない場合には、海水を用いて補助給水タンクに補給する手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車、ホース等を準備し、現場で補助給水タンクまで布設し、中型ポンプ車を起動し、海水を補助給水タンクへ補給する作業を計8名により約2時間15分で実施する。
- c. 炉心注水が必要な際に燃料取替用水タンク水位が確認できない場合において、補助給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から補助給水タンクへの水源切替の手順に着手する。この手順では、現場で燃料取替用水タンクから補助給水タンクへの水源切替を行い、代替格納容器スプレイポンプを起動し、炉心注水を行う作業を計3名により約50分で実施する。
- d. 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。
- e. 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、補助給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、ホース及び移送ルート確保、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、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、中型ポンプ車等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が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.、e.の対策が第56条等要求事項イ)からハ)、へ)、上記①d.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.、e.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2次冷却系による炉心冷却、代替炉心注水、代替格納容器スプレー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な水を提供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な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) 2次冷却系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、2次冷却系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、補助給水タンク水位計指示値が8%に低下するまでの間に、又は補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合において、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、補助給水タンクから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、補助給水タンク供給弁の閉止操作を1名により実施する。補助給水タンクから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 中型ポンプ車等を用いた2次冷却系による原子炉冷却の手順については、「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と同じである。
- 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等には、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、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が枯渇するおそれのある場合において、2 次系純水タンク等の水位が確保されている場合、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 3 名により、約 45 分で実施する。
- ③ 補助給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が枯渇するおそれのある場合、燃料検査ピットの水位が確保され、使用できることが確認できた場合、燃料検査ピットから中型ポンプ車を用いた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、燃料取替用水タンクへの補給操作を計 8 名により約 1 時間 20 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、ろ過水貯蔵タンク及び脱塩水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、補助給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。
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。
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ー等)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。
- へ) 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 5 7 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については、本申請が 3 号機のみであるため適用されない。ただし、「自主対策における設備及び手順等」として整備する。
- ③ 可搬型代替電源（交流）（※<sup>57</sup>）として 300kVA 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（非常用及び重大事故等対処用）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 75kVA 電源車及び可搬型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。

---

（※<sup>57</sup>）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. 1 8 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) 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（非常用及び重大事故等対処用）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。

## 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. 可搬型代替電源（交流）からの給電。そのために、300kVA 電源車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 常設代替電源（直流）からの給電。そのために、蓄電池（非常用）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、蓄電池（重大事故等対処用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 可搬型代替電源（直流）からの給電。そのために、可搬型直流電源装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 代替所内電気設備による給電。そのために、代替電気設備受電盤、代替動力変圧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 5 7 条等要求事項ロ)、上記 b. 及び d. の対策が第 5 7 条等要求事項イ)、上記 c. の対策が第 5 7 条等要求事項ニ)、上記 e. の対策が第 5 7 条等要求事項チ) に対応するものであることを確認した。なお、本申請が 3 号機のための申請であるため第 5 7 条等要求事項ト) の対策については、後述する多様性拡張設備として整理されていることを確認した。

## 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非常用低圧母線に接続する 300kVA 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（非常用及び重大事故等対処用）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. 可搬型直流電源装置等は、設計基準事故対処設備の蓄電池（非常用及び重大事故等対処用）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、可搬型直流電源装置は、必要な期間にわたり電力の給電が可能な設計とする。
- d. 代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器等は、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. 空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤等は、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、300kVA 電源車、可搬型直流電源装置、代替電気設備受電盤及び代替動力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) 300kVA 電源車等は、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（非常用及び重大事故等対処用）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、代替電気設備受電盤、代替動力変圧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 e. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. から e. 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4名により約30分で実施する。
- b. 空冷式非常用発電装置による給電を非常用母線電圧により確認できない場合には、300kVA電源車等を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、300kVA電源車等の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を計9名により約6時間50分で実施する。
- c. 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（非常用）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、動作状況を非常用直流母線電圧等で確認する。
- d. 全交流動力電源が喪失した場合において、交流動力電源が復旧する見込みがない場合には、蓄電池（重大事故等対処用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。給電開始から2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30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2名により約30分で実施する。
- e. 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、可搬型直流電源装置等による代替電源（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9名により約3時間50分で実施する。
- f. 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、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器等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2名により約3時間で実施する。

- g. 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、300kVA 電源車等への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリーの準備、ホースの敷設、給油等を計6名により、空冷式非常用発電装置に対して約3時間10分、300kVA 電源車等に対して約3時間35分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順として a.、b. の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として c.、d.、e. 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) 緊急時用携帯型通話設備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1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記 b. 及び e. の手順等が第57条等要求事項へ）に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第57条等要求事項イ）、ロ）、ニ）、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、③b. 及び e. の手順等が第57条等要求事項へ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第57条等に適合するものと判断した。

## （2）第37条等の規制要求に対する設備及び手順

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（非常用及び

重大事故等対処用)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、他号炉の外部電源又はディーゼル発電機が健全な場合には、号機間連絡ケーブルによる代替電源(交流)からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を計6名(他号炉3名)により約50分で実施する。(なお、他号炉3名は、1,2号炉の従事者)
- ② 号機間連絡ケーブルによる代替電源(交流)からの給電ができない場合であって、外部電源である6600Vの専用配電線が健全な場合には、専用配電線による代替電源(交流)からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を計7名により約50分で実施する。
- ③ 全交流動力電源が喪失し、専用配電線による給電ができない場合において、1,2号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、187kV母線を経由する号機間電源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(他号炉3名)により約55分で実施する。(なお、他号炉3名は、1,2号炉の従事者)

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
号機間連絡ケーブル及び予備ケーブル	他号炉の電気設備は重大事故等対処設備に要求される耐震性について確認していないものの、他号炉の外部電源又は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。
専用配電線	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、配電線設備が健全な場合は電力融通の手段となり得る。
187kV 母線を経由する号機間電源融通	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、2号炉のディーゼル発電機、起動変圧器及び187kV母線等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な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（※<sup>58</sup>）、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、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）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（※<sup>59</sup>）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）」（※<sup>60</sup>）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。

---

(※<sup>58</sup>) 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。

(※<sup>59</sup>) 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。

(※<sup>60</sup>) 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監視パラメータ

重要監視パラメータ	主要パラメータ (代表) (※ <sup>61</sup> ) (計測範囲)	設計基準事故時の値	代替パラメータ (代表) (※ <sup>62</sup> )	
			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 (※ <sup>63</sup> )
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℃)	336℃	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 (0～21.0MPa (※ <sup>64</sup> ))	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%)	87%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容器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	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM) (0～200m <sup>3</sup> /h)	—	燃料取替用水タンク水位	重大事故等時の代替格納容器スプレイポンプの最大注水量 (0～140m <sup>3</sup> /h) を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM)	—	燃料取替用水タンク水位	重大事故等時の代替格納容器スプレイポンプの最大注水量 (0

(※<sup>61</sup>) 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)。

(※<sup>62</sup>) 複数ある代替パラメータの代表を記載。

(※<sup>63</sup>) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

(※<sup>64</sup>) 圧力はゲージ圧。以下、この表において同じ。

	(0~200m <sup>3</sup> /h)			~140m <sup>3</sup> /h) を監視可能。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~220℃)	120℃	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最高温度(138℃)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	格納容器内圧力 (広域) (0~0.35MPa)	0.214MPa <sup>a</sup>	主要パラメータの 他チャンネル 格納容器内圧力 (AM) (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)を格納容器内圧力(AM)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(※ <sup>65</sup> )	—	格納容器再循環サンプル水位(広域)	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。
アニュラス部の水素濃度	【アニュラス水素濃度 (0~20vol%)】	—	アニュラス水素濃度(AM) (0~20vol%)	重大事故等時において、変動範囲(0~1vol%)を監視可能。
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 <sup>3</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h)	(10 <sup>5</sup> mSv/h)	主要パラメータの 他チャンネル	炉心損傷の判断値(10 <sup>5</sup> mSv/h)を監視可能。
未臨界の維持又は	出力領域中性子束 (0~120%)	定格出力の約	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

(※<sup>65</sup>) 申請者は、商業機密のため、非公開としている。

監視		211 倍		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 (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最高温度(138℃)を監視可能。さらに格納容器内温度及び格納容器内圧力(広域)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な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) 安全パラメータ表示システム等により重大事故等の対応に必要な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条等要求事項二）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、多重化された重要計器の他チャンネル又は他ループの常用計器による計測の手順に着手する。
- b. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。
- c. 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この

手順では、1 測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計 3 名により約 1 時間 5 分で実施する。

- d. 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム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こととしていること、c) 可搬型計測器によるパラメータの監視手順については、計測範囲、測定場所を明確にするとともに換算表等を定め必要な教育を行うこととしていること、d) 安全パラメータ表示システム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) 緊急時用携帯型通話設備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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第 5 8 条等要求事項イ)、ロ)、①b. の対策が第 5 8 条等要求事項ハ)、①c. 及び d. の対策が第 5 8 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 5 8 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 5 8 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 8 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）」（※<sup>66</sup>）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は以下のとおりとしている。

- ① 直流電源喪失により、炉外核計装装置、放射線監視設備のパラメータが監視できない場合には、計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用及び放射線監視設備用）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、炉外核計装設備の回復操作を計２名により約１時間４０分、放射線監視設備の回復操作を計２名により約１時間４０分で実施するとしている。
- ② 直流電源喪失により、炉内計装設備のパラメータが監視できない場合には、炉内温度計測装置用可搬型蓄電池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、炉内計装設備の回復操作を計１名により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－４．１５－２ 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
主要パラメータの常用計器（他チャ	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は、耐環境性が低い計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されてい

(※<sup>66</sup>) 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。

ンネル又は他ループ) 及び常用代替計器	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 (40~650℃) 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。
計装設備専用蓄電池 (炉外核計装盤設備用、放射線監視設備用) 等	代替電源による給電ができない場合において、バッテリーの容量に限度があるものの、炉外核計装設備、放射線監視設備等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。
炉内温度計測装置用可搬型蓄電池	代替電源による給電ができない場合において、バッテリーの容量に限度があるものの、炉内温度計測装置の専用電源とすることで、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。

**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、中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気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（※<sup>67</sup>）。

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。

---

(※<sup>67</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 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、中央制御室非常用給気ファン等の中央制御室換気空調設備により、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、中央制御室非常用給気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. 中央制御室用可搬型照明により中央制御室の照明を確保。そのために、中央制御室用可搬型照明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. 中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファンは、2系統を有し、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. 中央制御室用可搬型照明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、中央制御室再循環ファンによる空調管理に加え、外気を遮断し、中央制御室非常用給気ファン及び中央制御室非常用給気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、全面マスク等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)中央制御室用可搬型照明は、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、全面マスク等の着用及び運転員の交代を考慮した上で、7日間で約18mSv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線量当量率高信号発信による中央制御室換気系隔離信号の発信が確認された場合には、中央制御室非常用給気ファン等で構成する中央制御室換気空調設備の起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用給気ファンの起動、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、中央制御室事故時閉回路循環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、中央制御室換気空調設備が中央制御室事故時閉回路循環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3名により約1時間10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、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスク等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が全面マスク等を着用する。
- d. 中央制御室換気空調設備が中央制御室事故時閉回路循環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. 運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合には、中央制御室用可搬型照明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、2名により約20分で実施する。
- 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設置を3名により2箇所を約1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) 中央制御室用可搬型照明の保管、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1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第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、運転保安灯(中央制御室)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
運転保安灯(中央制御室)	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 モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合に、可搬型代替モニタ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 モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測器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、可搬型放射線計測器により、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設備による風向、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空冷式非常用発電装置から給電により、モニタリングステーション及びモニタリング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（※<sup>68</sup>）。
- 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。

---

(※<sup>68</sup>) 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 モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置を設置し、電源切替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。
- ② 中央制御室及び緊急時対策所 (EL. 32m) までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者による監視測定設備の設計において、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用所内電源に接続するとともに、外部電源喪失時にディーゼル発電機からの電力供給が開始されるまでの間についても無停電電源装置により電力を供給することができる方針としていること、また、これらの伝送系は有線及び無線によって多様性を有するものとする方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

### (2) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型代替モニタにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型代替モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測器 (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 (以下「可搬型放射線計測器 (GM 汚染サーベイメータ等)」という。))、可搬型ダストサンプラにより、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、可搬型放射線計測器 (GM 汚染サーベイメータ等) を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 可搬型放射線計測器 (電離箱サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及びGM 汚染サーベイメータ等)、可搬型ダストサン

プラにより、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、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及びGM 汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラ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、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 敷地外でのモニタリングについては、国、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、モニタリングステーション、モニタリングポスト又は可搬型代替モニタ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. 可搬型代替モニタは、モニタリングステーション、モニタリング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. 可搬型放射線計測器（GM 汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラは、モニタリングカー搭載機器に対して、位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- c. 可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）は、必要な台数を確保する。
- d. 可搬型気象観測設備については、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. モニタリングステーション又はモニタリングポストに対して、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から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)可搬型代替モニタ、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ等）は、モニタリングステーション、モニタリングポスト及びモニタリングカー搭載機器に対して、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、モニタリングステーション、モニタリングポスト及びモニタリングカー搭載機器に対して、異なる場所であつ耐震性を有する建屋内に保管することで位置的分散を図ること、b)可搬型放射線計測器（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)可搬型気象観測設備は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、気象観測設備に対して、異なる場所であ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)モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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、モニタリングステーション又はモニタリング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、可搬型代替モニタ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2名で可搬型代替モニタを順次6台配置する場合には約3時間30分で実施する。測定データは、緊急時対策所（EL. 32m）に自動伝送され、記録される。
- b. 重大事故等が発生した後、モニタリングカー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、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ等）及び可搬型ダストサンプラ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2時間5分で実施する。

- 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2時間15分で実施する。
  - 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、排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4時間20分で実施する。
  - 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2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5名で約2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2時間30分で実施する。
  - 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、可搬型モニタ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2名で順次2台配置する場合には約2時間30分で実施する。測定データは、緊急時対策所（EL. 32m）に自動伝送され、記録される。
  - 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、可搬型気象観測設備による風向、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4名、約4時間30分で実施する。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、モニタリングステーション、モニタリングポスト及び可搬型放射線計測器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、可搬型代替モニタ

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) 空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定について、可搬型放射線計測器の運搬、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、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）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、可搬型気象観測設備の運搬、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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. から c. の対策が第 6 0 条等要求事項イ) 及びロ)、①d. の対策が第 6 0 条等要求事項ハ)、①e. の対策が第 6 0 条等要求事項ホ)、①f. の対策が第 6 0 条等要求事項ヘ) 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 6 0 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. 1 7－1 参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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 モニタリングカーは、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 モニタリングカーに搭載している測定機器及び可搬型放射線計測器の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置、可搬型 Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置、ガスフロー測定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、モニタリングステーション及びモニタリング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 モニタリングステーション又はモニタリング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 空冷式非常用発電装置から緊急時対策所（EL. 32m）を經由してモニタリングステーション又はモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から空冷式非常用発電装置に切り替える。

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
モニタリングステーション及びモニタリングポスト	耐震性として十分ではないが、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。
モニタリングカー	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。
Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、可	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

搬型 Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置	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。
モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置	モニタリングステーション又はモニタリング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、モニタリングステーション又はモニタリング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(※<sup>69</sup>)に適合するものとする。

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。

---

(※<sup>69</sup>)

- ・ 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。



また、「重大事故等に対処するために必要な数の対策要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の対策要員を含むものとする。

申請者は、第61条等の要求事項に対応するため、以下の措置を行うための設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 緊急時対策所 (EL. 32m) は、耐震構造とし、基準津波の影響を受けない位置に設置。
- ② 緊急時対策所 (EL. 32m) 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 (緊急時対策所用発電機) 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 (EL. 32m) 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 (EL. 32m) 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 (EL. 32m) 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 発電所災害対策本部要員の装備 (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発電所災害対策本部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（EL. 32m）を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。

規制委員会は、申請者による緊急時対策所の設計において、原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、原子炉制御室以外の場所に設置する方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### (2) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 代替電源からの給電。そのために、緊急時対策所用発電機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（EL. 32m）の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ、加圧判断に使用する可搬型モニタ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員の収容。そのために、発電所災害対策本部要員の装備（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징ングエリア設営用資機材等を新たに整備する。
- d. 緊急時対策所（EL. 32m）から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム、SPDS表示端末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 (EL. 32m) と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、緊急時用携帯型通話装置、衛星電話 (固定型)、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。

規制委員会は、上記 a. 対策が第 6 1 条等要求事項ハ)、上記 b. の対策が第 6 1 条等要求事項ニ)、上記 c. の対策が第 6 1 条等要求事項ヘ)、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 6 1 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発電所災害対策本部要員がとどまるための対策、上記 c. の対策が第 6 1 条等のうち④重大事故等に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を収容するための対策、上記 d. の対策が第 6 1 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 6 1 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 (EL. 32m) 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 (EL. 32m) は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。
- c. 緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所 (EL. 32m) に給電するため、多重性を確保する。
- d. 緊急時対策所 (EL. 32m) は、居住性を確保し、発電所災害対策本部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 (EL. 32m) 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 (EL. 32m) 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) 緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所 (EL. 32m) に給電するために必要な容量を有するものを故障時のバックアップを含めて 3 セット 6 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 (EL. 32m) は、建屋と一体となった遮蔽、緊急時対策所換

気設備（緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧装置）及び気密性により、緊急時対策所（EL. 32m）にとどまる発電所災害対策本部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。

なお、発電所災害対策本部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、緊急時対策所（EL. 32m）は 7 日間で 15mSv 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 4 3 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 6 1 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（EL. 32m）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（EL. 32m）を立ち上げる場合には、緊急時対策所用発電機の給電の手順に着手する。この手順では、緊急時対策所用発電機の準備及び給電の操作を発電所災害対策本部要員計 3 名により約 55 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（EL. 32m）を立ち上げる場合には、緊急時対策所空気浄化設備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設備の操作等を発電所災害対策本部要員計 2 名により約 1 時間 30 分で実施する。
- b. 加圧判断に使用する可搬型モニタの線量率が急上昇した場合又は緊急時対策所可搬型エリアモニタの線量率が急上昇した場合等には、緊急時対策所空気浄化設備を停止し、緊急時対策所加圧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及び加圧装置流量調整弁等の操作を発電所災

害対策本部要員計 3 名により約 5 分で実施する。

- c. 加圧判断に使用する可搬型モニタ又は可搬型代替モニタの線量率が低下した場合等には、希ガスの放出の収束により、加圧装置による緊急時対策所 (EL. 32m) の加圧を停止し、緊急時対策所可搬型空気浄化設備を起動する手順に着手する。この手順では、加圧装置、緊急時対策所可搬型空気浄化設備、緊急時対策所空気浄化ファン給気手動ダンパ、加圧装置流量調整弁等の操作を発電所災害対策本部要員計 3 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発電所災害対策本部要員 36 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発電所災害対策本部要員 61 名との合計 97 名と想定している。プルーム放出のおそれがある場合、この要員数を目安とし、最大収容可能人数 (100 名) の範囲で緊急時対策所 (EL. 32m) にとどまる要員を判断する。

③-3 必要な数の発電所災害対策本部要員の収容に係る手順等

- a. 重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合には、緊急時対策所 (EL. 32m) のチェン징ングエリアの運用を開始する手順に着手する。この手順は、床面養生、簡易テント及び各資機材の設置等を発電所災害対策本部要員計 3 名により約 45 分で実施する。
- b. 緊急時対策所 (EL. 32m) には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員に加え、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 100 名を収容する。このため、発電所災害対策本部要員の装備 (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 表示端末は、緊急時対策所 (EL. 32m) 立ち上げ時に発電所災害対策本部要員 1 名により操作する。
- b. 重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所 (EL. 32m) 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 (EL. 32m) 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) 緊急時対策所用発電機から緊急時対策所 (EL. 32m) 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 (EL. 32m) 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) 発電所災害対策要員が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。

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1. 0項 (手順等に関する共通的な要求事項) 等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. から e. の対策が第61条等要求事項ハ)、ニ)、へ) 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又は居住性を確保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) 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。) は、以下のとおりとしている。

① 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 (テレビ会議システム含む)、無線通話装置 (固定) 及び災害時優先加入電話設備等を使用するとしており、その手順は、「IV-4. 19 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等」において記載のとおりとしている。

#### (2) 緊急時対策所 (EL. 32m) 以外の設備及び手順等

申請者は、緊急時対策所 (EL. 32m) が使用できない場合の災害対策本部機能を維持するための総合事務所内緊急時対策所 (表IV-4. 18-1 参照。) 及び手順等を整備している。

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
運転指令設備、電力保安通信用電話設備(テレビ会議システム含む)、無線通話装置(固定)、災害時優先加入電話設備、直通電話設備	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、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。
総合事務所内緊急時対策所	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、緊急時対策所(EL. 32m)が使用できない場合は、ほぼ相当する機能を有するため、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) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等。申請者は、第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 緊急時対策所用発電機又は空冷式非常用発電装置及び手順等（※<sup>70</sup>）。

② 計測等を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。

---

(※<sup>70</sup>) 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。緊急時対策所用発電機については、「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。



具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第35条としての要求

申請者は、第35条第1項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。
- ② 緊急時対策所 (EL. 32m) 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 発電所外の原子力本部 (松山)、本店 (高松)、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. 衛星電話設備、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表示端末等へ給電。そのため、緊急時対策所用発電機、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. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、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、衛星電話設備及び無線通信装置（可搬型）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62条等要求事項イ）、上記 b. の対策が第62条要求事項ロ）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. 衛星電話（固定型）、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及び SPDS 表示端末は、緊急時対策所用発電機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. 衛星電話設備、無線通信装置のうち無線通信装置（可搬型）、安全パラメータ表示システム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（固定型）、安全パラメータ表示システム等は、空冷式非常用発電装置又は緊急時対策所用発電機から給電され、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)衛星電話設備、無線通信装置のうち無線通信装置（可搬型）、安全パラメータ表示システム等は、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又は緊急時対策所（EL. 32m）との間では緊急時用携帯型通話設備、現場又は中央制御室と緊急時対策所（EL. 32m）の間では衛星電話設備により共有する手順に着手する。これらのうち緊急時用携帯型通話設備に関する手順は、使用する端末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及び緊急時対策所（EL. 32m）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設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により、緊急時対策所（EL. 32m）と原子力本部（松山）、本店（高松）、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、通信状態の確認等を緊急時対策所（EL. 32m）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（固定型）、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、緊急時対策所用発電機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、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備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 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a. の対策が第 6 2 条等要求事項イ）、上記①b. の対策が第 6 2 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 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 6 2 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、無線通信設備、災害時優先加入電話及び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、無線通信設備、災害時優先加入電話、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、大型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発電所災害対策要員（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に加え、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原子力防災管理者及び連絡責任者への個別の教育及び訓練を実施する。さらに、発電所災害対策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、期待する発電所災害対策要員以外の発電所災害対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。また、発電所災害対策要員以外の人員は原則、発電所外に退避するが、発電所内に勤務する人員を最大限に活用しなければならない事態を想定して、期待できる発電所災害対策要員以外の人員に対して個別の教育を実施する。

## （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に基づき整備する。
  - a. 休日、夜間においても発電所内に緊急時対応要員 22 名及び消防要員 8 名を確保し、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. 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発電所災害対策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発電所災害対策要員に、発電所災害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、発電所構内の運転員及び緊急時対応要員並びに消防要員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、最低限必要な発電所災害対策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。その他の発電所災害対策要員は、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、運転員及び発電所災害対策本部要

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、災害対策本部（松山、高松）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、プラントメーカー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、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 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変圧器火災、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、消火薬剤等の資機材、可搬型泡放水砲等を配備する。



- ② 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。
- ③ 大規模損壊の発生時において、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**

四国電力株式会社が提出した「伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号原子炉施設の変更）」（平成25年7月8日申請、平成27年4月14日補正、平成27年5月11日再補正、平成27年6月30日再々補正）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	四国電力株式会社
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	伊方発電所原子炉施設保安規定
本申請	伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号原子炉施設の変更）（平成25年7月8日申請、平成27年4月14日補正、平成27年5月11日再補正、平成27年6月30日再々補正）
本発電所	伊方発電所
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、熔融炉心の冷却と、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
EL.	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	1次冷却材ポンプ
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
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