

## 東北電力株式会社女川原子力発電所 2号炉の発電用原子炉 設置変更許可について（案）

令和 2 年 2 月 2 6 日  
原子力規制委員会

### 1. 経緯

原子力規制委員会は、平成25年12月27日に東北電力株式会社から核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の8第1項の規定に基づき提出された女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書を受理した。また、令和元年9月19日、11月6日、11月19日及び令和2年2月7日に、同社から当委員会に対し同申請書の補正がなされた。

当委員会は、本申請について、審査会合等において審査を進めてきたところ、原子炉等規制法第43条の3の8第2項において準用する同法第43条の3の6第1項各号のいずれにも適合しているものと認められることから、令和元年11月27日の第44回原子力規制委員会において、審査の結果の案を取りまとめ、審査書案等に対する科学的・技術的意見の募集を行うとともに、原子力委員会及び経済産業大臣の意見を聴取することとした。

今般、審査書案等に対する科学的・技術的意見の募集の結果並びに原子力委員会及び経済産業大臣への意見聴取の結果を踏まえ、本申請に対する設置変更許可の可否について判断を行うこととする。

### 2. 審査書案等に対する科学的・技術的意見の募集の結果

#### (1) 結果概要

- 1) 期間: 令和元年11月28日～令和元年12月27日(30日間)
- 2) 対象: 東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)(案)
- 3) 総数: 979件<sup>1</sup>
  - ※ このほか、審査書案等に対する御意見でないもの(再生可能エネルギーに関するもの等)が25件寄せられた。

#### (2) 御意見の概要及び考え方

寄せられた御意見の概要及び当該御意見への考え方を、以下のとおり取りまとめる。

<sup>1</sup> 意見数は、総務省が実施する行政手続法の施行状況調査において指定された算出方法に基づくもの。

(別紙1)東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方(案)

(別紙2)審査書案に対する直接の御意見ではないが関連するものへの考え方(案)

### 3. 審査の結果について

審査書については、寄せられた御意見を踏まえ、別紙3添付のとおりとする。本申請が原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るものに限る。)、第3号及び第4号に適合しているものと認められるとの結論に変更はない。

以上のことから、別紙3のとおり審査の結果を取りまとめる。

### 4. 原子力委員会への意見聴取の結果

原子炉等規制法第43条の3の8第2項において準用する同法第43条の3の6第3項に基づき、同条第1項第1号に規定する許可の基準の適用について原子力委員会の意見を聴いたところ、別紙4のとおり「本件申請については、(略)発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められるとする原子力規制委員会の判断は妥当である」との回答があった。

### 5. 経済産業大臣への意見聴取の結果

原子炉等規制法第71条第1項に基づき、経済産業大臣の意見を聴いたところ、別紙5のとおり「許可することに異存はない」との回答があった。

### 6. 発電用原子炉設置変更許可処分 の取扱いについて

以上を踏まえ、本申請は原子炉等規制法第43条の3の6第1項各号に規定する許可の基準のいずれにも適合していると認められることから、同法第43条の3の8第1項の規定に基づき、別紙6のとおり許可することとする。

[附属資料一覧]

- 別紙1 東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方(案)・・・・・・・・・・・・・・・・(通しP 4～)
- 別紙2 審査書案に対する直接の御意見ではないが関連するものへの考え方(案)・・・・・・・・・・・・・・・・(通しP 168～)
- 別紙3 東北電力株式会社女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について(案)・・・・・・・・・・・・・・・・(通しP 221～)
- 添付 東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)(修正案)・・・・・・・・・・・・・・・・(通しP 223～)
- 別紙4 東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可(2号発電用原子炉施設の変更)について(答申)・・(通しP 733～)
- 別紙5 東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可(2号発電用原子炉施設の変更)に関する意見の聴取について(回答)・・・・・・・・・・・・・・・・(通しP 735～)
- 別紙6 女川原子力発電所の発電用原子炉の設置変更(2号発電用原子炉施設の変更)について(案)・・・・・・・・・・・・・・・・(通しP 736～)
- 参考資料 東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)(修正案)(令和元年11月27日意見募集版からの変更見え消し)・・・・・・・・(通しP 737～)

**東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書  
(2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方(案)**

年 月 日

| I はじめに   |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 3 ページで、「なお、本審査は、1号炉及び3号炉の原子炉圧力容器には燃料を装荷しないことを前提としている」とあるので、3号炉が仮に再稼働にむけて適合性審査の申請の対象となった場合は、この2号炉の「審査書案」は一からやり直しとなると理解するが、それで間違いないか？</p> | <p>➤ 3号炉の設置変更許可申請が行われた場合には、それに併せて、2号炉において必要な変更許可申請が行われているか、審査を実施することとなります。</p> |

| II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力                                     |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>➤ ヒューマンエラーが頻発し、現在の東北電力社員の技術力の劣化が激しい様で問題だ。非常事態に対応できるのか。</p> | <p>➤ 原子力施設の保全や運転に当たっては、事業者が自ら定める保安規定において、原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に対して必要な力量を明確にし、必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行う等の保安活動を行うことを定めています。</p> <p>技術的能力の審査に当たっては、原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（以下「技術的能力指針」という。）に基づき、設計及び工事並びに運転及び保守について6項目に整理して、同指針への適合性について確認しています。</p> <p>技術者に対しては、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、教育・訓練に係る実施計画を策定した上で必要な教育及び訓練を実施すること、更に事務系職員及び協力会社社員に対しても、自然災害対策等における役割に応じて、教育及び訓練を実施することなど、申請者の技術者等に対する教育及び訓練の方針は適切なものであることを確認しています。</p> <p>また、実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術</p> |

| II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
|  | <p>的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）1. 0項の規定に対して、重大事故等に対処するための手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備が適切に行われる方針であることを確認しており、重大事故時に対応するために、知識ベースの理解向上に資する教育や総合的な演習の実施及び普段から保守点検活動を社員自らが行き実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知するための保守訓練を行う方針を確認しています。今後、これらの方針の実施状況については、原子力規制検査において、必要に応じ確認していきます。</p> |
| <p>➤ 女川原発はニュースなどを見ている限りヒューマンエラーが多い原発だ。職員への対応などについて問い質したのか技術ではないが東北電力の体質について求めていくべきだ。</p>   | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 女川原発は、これまで数々のトラブルを引き起こし続けています。直近でも、技術や知見不足によるトラブルが相次いでいます。全く信用できません。</p>  | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 原発の操作能力も不十分</p>   | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 女川原発の歴史はトラブルの歴史でした。これまで数々のトラブルを起こし、そのたびに対策を講じたはずですが、決して解消されることはありませんでした。あの安全・保安院でさえ、「品質保証体制はCランク」の評定をいただきました(2006年7月)。2011年の福島原発事故以降も、2015年東北電力女川1、2、3号機の地震</p> | <p>➤ 同上</p>  |

## II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>後の設備健全性確認の点検記録について再確認したところ、計4188件もの記録不備が見つかったと公表しました。2019年に限っても、2号機の燃料プールのポンプ停止、モニタリングポストの伝送異常、3号機において放射線モニタの数量を満たしていない保安規定違反など、技術や知見の不足によるトラブルが相次いでいます。これで女川原発を安全に運転できる技術があるといえるでしょうか。万一、運転員の技術では対処できない事態が起き大事故につながった場合、規制委員会の責任が問われます。</p> <p>➤ 劣化損傷したプラントを10年ものブランクを経て（事業者の技術力や人的エラーのリスクに目をつぶって）、敢えて稼働させることは冒険的選択と思われる。</p> <p><b>【組織】</b></p> <p>➤ 「自然災害及び重大事故等の非常事態に際しては、本発電所に設置する原子力防災組織により、運転及び保守の業務を実施する。また、これらの組織は、本店に設置する原子力防災組織とも連携する。(5P)」について、福島第一原発事故の教訓を審査書等を見ても読み取ることが出来ない。少なくとも数日以内に十分なスキルを有するメンバーに交代するべきであり、そのような対処を規制委は求めるべきである。特に問題なのは、過酷事故の様態によっては、被曝線量が大きくなり、作業困難な事態に陥ることだ。緊急で被曝線量限度を250ミリシーベルトにまで引き上げようとした東日本大震災に伴う福島第一原発事故の例は、過酷事故環境下で人権も踏みにじられる実態を露呈したことである。再発させないためには十分な交代要員の待機と事前の体制準備を規</p> | <p>➤ 同上</p> <p><b>【組織】</b></p> <p>➤ 技術的能力指針は、役割分担が明確化された組織の構築、技術及び技能を有する技術者の確保等を求めており、審査においては、原子力防災組織を含め、保安規定等で定めた業務所掌に基づき役割分担が明確化された組織を構築すること等を確認しています。また、重大事故等が発生した場合は、外部からの支援がなくても、重大事故等に対処できるよう必要な体制を整備する方針であることを確認しています。具体的には、重大事故等の対応に必要な技能や資格を有する要員を確保する方針であること、高線量下での対応が必要な場合でも、被ばく線量の制限を守って作業できるよう交替要員を確保する方針であること等を確認しています。体制については、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め、発電所に常駐している要員により、重大事故等が発生した場合の</p> |

| II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>制要求としておこなうことである。</p> <p>➤ 「自然災害及び重大事故等の非常事態に対応するための組織として、・・略・・申請者の組織の構築については適切なものであることを確認した。」(意見) 過酷事故対策において、事故対応にあたる作業員は、過酷な作業を強いられることになり、労働安全衛生法違反状態に置かれ、憲法違反です。国としてこの問題が解決できるまで、原発の稼働を許可してはならないはずです。(理由) 過酷事故が起こることを前提とした審査であるのに、肝心のそれを行う過酷事故対応者の権利が考慮されていません。福島第一原発事故の緊急作業に携わった作業員(協力会社含む)のうち、被ばく線量250mSv超が6人、100mSv超が174人でした。労働契約に基づき指揮命令を受ける労働者が、過酷事故時には「志願者」という名目で駆り出されます。事業者には、労働者の健康障害防止義務、危険から退避させる義務があり、労働安全衛生法22条、25条、27条に定められています。労働者が過酷事故対応のために、労働安全衛生法に違反した状態におかれるというのは、憲法違反であり法制度の欠陥です。国としてこの問題が解決できない限り、過酷事故を前提とする原発の再稼働を認めてはならないということを、原子力規制委員会は認識すべきです</p> <p><b>【技術者の確保】</b></p> | <p>対応が可能であることを確認しています。加えて、参集要員が複数ルートから通行可能なルートを選択し、発電所へ参集する方針としていることを確認しています。</p> <p>➤ 同上<br/>         なお、事業者には、原子炉等規制法のみならず、労働安全衛生法等の他法令の遵守義務があります。</p> <p><b>【技術者の確保】</b></p> |



| II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 脱原発の動きのなかで、今後原発を適切に動かし管理できる人材の確保は困難と言わざるをえない。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査においては、技術者の確保について、採用、教育・訓練の実績を確認するとともに、今後とも必要な技術者を確保していく方針であることを確認しています。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ほぼ 10 年も止まった原発を動かす経験者や技術者が東北電力に居るかどうか心配</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 対応できる専門家、技術者、現場で働く人の数は、次の事故に対応できるほどいない。万が一の時に対応できるマンパワーが足りない。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 人材確保、教育<br/>2011 年事故以来原発の稼働は停止している。その間、職員は設備点検等で訓練を継続しているとしても、稼働時とは異なる。再開できる体制は作れるのか、ケアレスミスの許されない現場である。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原発は稼働してから 35 年たちますが、実際に動いた期間は短く、2011 年の東日本大震災以降止まったままです。運転の経験者は激減しているのではないのでしょうか。仮に再稼働が 2020 年後半として、ほぼ 10 年以上止まったままの原発を動かす経験をした人は東北電力に一人としていないと思います。ハインリッヒの法則がありますが、いつ大事故を起こしても不思議ではないほどトラブルを繰り返し、運転経験も少ない東北電力に、安全に原発を動かす資格を与える規制委員会の見識が問われます。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>  |

| II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p><b>【経験】</b></p> <p>➤ 6 ページ</p> <p>「経験」の「規制委員会は、・・・(略)・・・申請者の設計及び工事並びに運転及び保守の経験並びに経験を蓄積する方針については適切なものであることを確認した。」について、どのような根拠があつてこうした記載がされているのか、具体的にいかなる成果を蓄積してきたかを明記すべきである。</p> <p><b>【品質保証活動体制】</b></p> <p>➤ 品質管理、品質保証等の活動は QMS の一環としてマネジメント対象となるべきものである。現状の「品質保証活動体制」を「品質マネジメント体制」に変換し、社内体制の全面的な見直しをおこなう必要がある。そのため、品質マネジメントシステム(QMS)を最上位に置いた社内体制の構築を行なうべきである。</p> <p><b>【技術者に対する教育・訓練】</b></p> <p>➤ 「5. 技術者に対する教育・訓練」の「事務系職員及び協力会社社員に対しても・・・(略)・・・申請者の技術者等に対する教育及び訓練の方針は適切なものであることを確認した。」(8P)について、これらについて教育や訓練の方針、成果等について明記しなければ何も言っていないのと変わらない。どういう成果があつたかを明らかにすべきである。緊急事態であるからこそ法令淳書が</p> | <p><b>【経験】</b></p> <p>➤ 技術的能力指針では、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な経験として、申請と同等又は類似の施設の経験を有していること又は経験を蓄積する方針を示すことを求めており、審査においては、東北電力株式会社が有している経験及び経験を蓄積する方針が適切なものであることを確認しています。具体的には、申請者が有する原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通じた経験等を確認しています。なお、申請者が有する経験等を記載した審査資料については、ホームページで公開しています。</p> <p><b>【品質保証活動体制】</b></p> <p>➤ 審査において、申請者は、品質保証活動の実施にあたっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上するために社長をトップマネジメントとした「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づく、品質マネジメントシステム(QMS)を構築する方針を確認しています。</p> <p><b>【技術者に対する教育・訓練】</b></p> <p>➤ 審査書(案)は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。</p> <p>審査においては、技術者に対する力量管理について、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるための教育及び訓練を行うこと、更に事務系職員及び協力会社社員に対しても、自然災害対</p> |

| II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>求められ、また、人身の保護は最優先でなければならない。規制委としては、これら本来は原子炉の安全性に対して責任を有しない人々を、事故時にどうやって守るかこそ論じるべきであり、そのことを事業者に要求しなければならないので、これでは対策になっていない。</p> <p>➤ 4 ページ～9 ページ<br/>「発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力」は、前回までの申請では欠けていて、今回の変更申請で新たに申請したのか。欠けていたとすれば、驚くばかりだ。<br/>審査書(案)について全体に言えることだが、今回の変更申請部分をはっきりさせて、法令等への適合性を議論すべきだ。</p> <p>➤ 4 ページ 3 行以下<br/>ここで述べていることは、「東北電力は事故が起こらないように設備と体制を整えると言っている。規制委員会はそれを信ずる」と言っているだけである。委員会としては、設備と体制が第三者の立場から見て実行可能なものか、事故対策に有効なものか、さらには、有効可能であるとした場合に、原子炉が稼働中に長期にわたって途絶えることなく安全を担保できるかどうか、独自に評価・確認しなくてはならない。東北電力の言を転写するだけでは審査書にはなりえない。</p> | <p>応等の役割に応じて、教育及び訓練を行う方針を確認しています。また、自然災害や重大事故発生時等における訓練の具体的な方針については、引き続き、保安規定変更に係る審査において確認していきます。</p> <p>➤ 設置変更許可申請の審査に当たっては、変更に係る「発電用原子炉の設置及び運転に関する技術的能力」も確認する必要があり、これまでの変更申請の審査においてもその都度、確認されています。</p> <p>➤ 審査書(案)は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。<br/>引き続き、事業者からの申請を踏まえ、工事計画及び保安規定の変更について審査するとともに、運転段階における事業者の保安活動については、原子力規制検査を通じて監視していきます。</p> |

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>【基準地震動の策定について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2008年岩手・宮城内陸地震による防災科学技術研究所の基盤強震観測網 KiK-net の観測点（KiK-net <sup>いちのせきにし</sup> 一 関西）では、深さが 260m の最大加速度が 3 成分合成で 1,077 ガルであったという。また、地表面では 4,022 ガルの記録もある。想定されている地震動はあまりに小さい。</li> <li>➤ 2004年新潟県中越地震の最大加速度は 2,515 ガルであった。基準地震動は低すぎる</li> <li>➤ 2011年東北地方太平洋沖地震では、最大の揺れで 2,933 ガルの記録があり、女川原子力発電所の基準地震動はあまりに低すぎる。</li> <li>➤ 2016年熊本地震でも 1,580 ガルを経験していることから、女川原発の現基準地震動はかなり低い。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震動の大きさは、地層の硬さによって変わり、軟らかい地層では地震動は大きくなります。一般に地表付近は地中の岩盤に比べると柔らかく、地震波が硬い岩盤から急に柔らかい岩盤に伝わることや地表までに屈折や反射などにより干渉することで、地震動が大きくなることがあります。以上のことから、同じ地震による地震動であっても、観測される場所における地下の構造の違いによって地震動の大きさは異なります。</li> </ul> <p>基準地震動の策定に当たっては、過去にいずれかの地域で発生した最大の地震動を適用するのではなく、発電所ごとに敷地の地下構造を踏まえた評価を行うことを要求しています。その評価は、せん断波速度（以下「S波速度」という。）がおおむね 700m/s 以上の硬質地盤の自由表面（仮想面：解放基盤表面）において実施することを要求しています。</p> <p>御意見にある観測・報告された地震動の最大加速度は、いずれも水平動 2 成分と上下動との三成分を合成した値であり、基準地震動で示す成分ごとの最大加速度よりは大きくなります。</p> <p>御意見のうち、2008年宮城・岩手内陸地震による一関西観測点での地表記録は、水平動に比べ上下動が大きく、その要因として、地震観測小屋のロッキング振動や上向きに大きく揺れる非対称な片触れ現象（トランポリン効果）があったとの研究報告があります。これは、表層地盤の増幅による影響を受けやすい地表記録のみならず、地中観測点における記録にも現れているとの防災科学技術研究所からの報告もあります。以上のことから、御意見に</p> |

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>【基準地震動の策定について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2007年新潟県中越沖地震(2007年)の際に柏崎刈羽原発1号機地下の岩盤での揺れ(基準地震動と比較可能なもの)の最大加速度が1,699ガルだったことが、最大水平加速度を少なくとも国内原発での既往最大記録値である1,700ガルをもって評価すべきである。</li> <li>➤ 基準地震動 Ss-D2 の最大水平加速度の2倍は2,000ガルであり、2007年新潟県中越沖地震の際に柏崎刈羽原発1号機で経験された国内原発の最大記録値1,699ガルを少し超える妥当な目安値と思われる。基準地震動 Ss-D1 から Ss-D3、Ss-F1 から Ss-F3 及び Ss-N1 の値を全て2倍とするよう求める。</li> <li>➤ 柏崎刈羽原発基準地震動2,300ガル(1～4号機)1,209ガル(5～7号機)浜岡原発1,200ガル、一部2,000ガルも策定された。</li> <li>➤ 最大地震動を2000ガルに指導すべきである。</li> </ul> | <p>ある一関西の観測記録については、特殊な効果が含まれていることから、基準地震動における最大加速度とは直接比較できません。</p> <p>また、御意見にある2004年新潟県中越地震、2011年東北地方太平洋沖地震及び2016年熊本地震で観測された記録は、S波速度が700m/sを下回る軟らかい地盤の地表で観測されたものであり、基準地震動における最大加速度とは直接比較できません。</p> <p>➤ 新規制基準は、地震動に影響を及ぼす震源、地質構造、伝播特性等は敷地ごとに異なるため、過去にいずれかの地域で発生した最大の地震動を全ての発電所に対して一律の地震動として適用するのではなく、発電所ごとに評価することを要求しています。また、敷地の地下構造を踏まえ、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される硬質地盤の自由表面である解放基盤表面における評価を行うことを要求しています。</p> <p>規制委員会は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」として、F-6断層～F-9断層による地震、仙台湾の断層群による地震、2011年東北地方太平洋沖型地震及び2011年4月7日宮城県沖型地震による地震動評価並びに「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、設置許可基準規則解釈別記(以下「解</p> |

| III-1.1 基準地震動（第4条関係）  |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震の想定が原発付近で過去起きた最大規模、強さを想定していない。</li> <li>➤ 当該審査書に記載されている基準地震動では不十分である。</li> <br/> <li>➤ 女川原発は、2003年5月26日宮城県沖の地震、2005年8月16日宮城県沖の地震、2011年3月11日東北地方太平洋沖地震、同じく4月7日宮城県沖の地震の4回それぞれの地震で、ことごとく基準地震動を超える揺れが記録されている。</li> <li>➤ 地震・津波の予測には限界があり、策定された基準地震動・基準津波で十分だとは言い切れない。</li> <li>➤ 想定した震源断層に即して計算した地震動が基準地震動を下回ったとしても、その結果が女川原発敷地において基準地震動を超える揺れをもたらす地震の発生可能性を否定する論拠とはならない。</li> <li>➤ これからも何度も巨大な地震や津波に見舞われるのは免れない。</li> <li>➤ 再び宮城県沖での地震が起きたときに想定を上回らないとはいえない。</li> <br/> <li>➤ 女川原発はくり返し巨大地震と大津波を発生させている日本海溝沿いの震源域に最も近い。</li> <li>➤ 女川原発は、日本有数の地震の巣の中にある。</li> <li>➤ 日本は地震多発地帯といわれている。</li> </ul> | <p>釈別記」という。) 2の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p> |

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 小さな地震がほぼ毎日おきている。</li> <li>➤ 日本は地震大国で、世界の地震の1割が日本列島周辺で発生している。</li> <li>➤ 島崎邦彦・元原子力規制委員長代理（地震学）は「将来起こる地震は、自然が決める」と地震・津波の予測の限界を指摘している。</li> <li>➤ 島崎邦彦・元規制委員長代理が、「3.11の教訓は自然はごまかさないという事。何の駆け引きもしないし、1厘たりともまけてくれない。そういう自然があるという事を学ばなければならない」と述べている。</li> </ul> <p>【基準地震動の策定について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東日本大震災が実際に起き、また巨大地震が来ないとも限らず、予測も難しい。</li> <li>➤ いつ大きな地震が来るかわからない。</li> <li>➤ 地震調査研究推進本部によると、女川原発が面する宮城県沖は、2011年までの80年余にマグニチュード7クラスの地震が6～7回起きている。今後30年以内の発生確率は90%とされているなど、危険な地震帯に面している。</li> <li>➤ 宮城県沖地震は今後30年以内にマグニチュード7級のものが発生する確率は90%以上といわれている。</li> <li>➤ 長町ー利府線断層帯は地震の予測は困難とされるが、一説ではM7～7.5の地震が30年以内が発生する確率がかなり高いとも言</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本申請における基準地震動は、前述の通り適切に策定されていることから、解釈別記2の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</li> </ul> <p>地震動の評価は、地震調査研究推進本部地震調査委員会による海溝型地震及び主要活断層帯の長期評価による長期確率、また、同委員会による全国地震動予測地図で示している地震動及びその発生確率に基づいて評価を行っているものではありません。</p> <p>新規基準では、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）が施設の供用期間中に必ず発生するものとして地震動評価を実施し、基準地震動を策定することを要求しています。</p> |

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>われている。</p> <p>【震源として考慮する活断層について】</p> <p>➤ 女川原子力発電所近郊にあるF-6断層～F-9断層は本当に敷地にもっと近づいていないのか。</p> <p>【震源として考慮する活断層について】</p> <p>➤ 長町—利府線断層帯については、どのような評価がなされているのか。</p> | <p>➤ 御意見のF-6断層～F-9断層に関する評価については、規制委員会は審査の過程において、断層端部の評価の根拠となるデータの拡充も含めて、明瞭な調査結果を提示した上で、検討するよう求めました。</p> <p>規制委員会は、敷地に近い側の北西端に重点をおいた追加調査（海域における音波探査及び海底地形調査並びに陸域における露頭調査及び地表地質調査）の結果を確認するとともに、断層端部よりも北西側についても断層又は断層を示唆する変動地形は認められないことを確認し、F-6断層～F-9断層に関する断層端部の評価は妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 御意見の長町—利府線断層帯は敷地から30km以遠にある断層であり、申請者は地震調査研究推進本部（2006）、今泉ほか（2018）等を参考に長さ約40kmと評価し、震源として考慮する活断層の一つとして抽出しています。</p> <p>規制委員会は、検討用地震の選定に係る地震規模と等価震源距離との関係を確認した結果、長町—利府線断層帯による地震は、検討用地震として選定されたF-6断層～F-9断層による地震及び仙台湾の断層群による地震と比べて、敷地に及ぼす影響は小さいことを確認しています。</p> |



### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 内陸直下型地震の場合には従来存在が知られていなかった未知の断層が震源となったものも数多い。</li> <li>➤ 震源と活断層を関連づけることが困難な内陸地殻内地震や活断層が地表に見られぬ潜在的断層や未知の断層がある。</li> <li>➤ 大きな断層に誘発されて動く“おつき合い断層”が今後頻繁に活動する可能性が指摘されている。</li> <li>➤ それまで知られていなかった断層が動き、他にもたくさんの断層が隠れている可能性が指摘されている。</li> </ul> <p>【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原子力発電所の近くで発生した2003年宮城県北部連続地震も、未知の断層が震源になったと言われている。</li> </ul> | <p>➤ 解釈別記2では、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある検討用地震（内陸地殻内地震）の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから、全ての発電所において考慮すべき地震動として「震源を特定せず策定する地震動」についても評価を行い策定することを要求しています。</p> <p>規制委員会は、本発電所についても、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して「震源を特定せず策定する地震動」を策定していることを確認し、妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>御意見にある2003年7月に発生した宮城県北部の地震については、規制委員会は、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査等の結果に基づき、当該地震群の震源断層であった<small>かごぼうやま</small>加護坊山-<small>のだけやま</small>篋岳山断層、<small>あさひやま</small>旭山撓曲・<small>すえ</small>須江断層及び2003年宮城県中部の地震南部セグメント断層並びにこれらを連動させた石巻平野周辺の断層群が震源として考慮する活断層として抽出され、活断層の位置、形状等の評価がなされていることを確認し、妥当であると判断しています。</p> |

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】</p> <p>➤ 「震源を特定せず策定する地震動」の選定は、妥当なのか。</p> <p>【「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率の参照について】</p> <p>➤ 「「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率は、<math>10^{-4} \sim 10^{-7}</math>程度としている。」と記載がある。しかし、全国共通地震・報告書（震源を特定せず策定する地震動）※における15頁ではコントロールポイントを超過する地震動が数10例あることが明示されている。さらに、防災科学技術研究所（KiK-net）地震動データ等を参考に、約700点あるKiK-net観測点の最近20年において全国で観測された地震動を基にすると、以下のようなデータなど約50観測点で超過しており、正しい年超過確率は<math>10^{-2}</math>程度（<math>(50 \text{ 観測点} / 700 \text{ 観測点}) / 20 \text{ 年} = 1/300 \text{ 回/年}</math>）であり、100倍を超える差異がある。</p> <p>➤ 益城観測点 平成28年熊本地震 Mw6.1（2016年4月14日）</p> <p>➤ 追分観測点 平成30年北海道胆振東部地震 Mw6.6（2018年</p> | <p>➤ 規制委員会は、「震源を特定せず策定する地震動」は、以下のことから、解釈別記2の規定に適合していることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 2008年岩手・宮城内陸地震及び2000年鳥取県西部地震については、敷地近傍及び敷地周辺との地域性の違いを十分に評価したうえで、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外としていること</li> <li>● Mw6.5未満の地震については、震源近傍における観測記録を精査して抽出された、2004年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍の観測点における記録に各種の不確かさを考慮した地震動を採用していること</li> </ul> <p>➤ 本審査では、震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム報告書に示されている標準応答スペクトルを対象に評価したものではありません。当該標準応答スペクトルの取り扱いについては、別紙2に記載しています。</p> <p>御意見の「正しい年超過確率は<math>10^{-2}</math>程度」については、正確なデータの抽出方法及び計算方法は分かりかねますが、以下の点などから適切ではないと考えます。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 日本全国のKiK-net約700観測点での観測地震動を対象とし、女川原子力発電所のように、ある1地点に着目したものではない</li> <li>● 「震源を特定せず策定する地震動」には該当しない海洋プレート内地震である平成13年芸予地震による地震動も含まれ</li> </ul> |

| III-1.1 基準地震動（第4条関係）  |            |
|---|------------|
| 御意見の概要  | 考え方        |
| <p>9月6日）<br/>           ▶ <sup>みつぎ</sup>御調観測点 平成13年芸予地震 Mw6.7（2001年3月24日）</p> <p>※<a href="http://www.nsr.go.jp/data/000280238.pdf">http://www.nsr.go.jp/data/000280238.pdf</a></p> | <p>ている</p> |

| III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p><b>【女川2号炉の建物・構築物及び機器・配管系に係る耐震設計方針】</b></p> <p>▶ 地震による剛性の低下が問題になっている。</p> <p>女川原発2号機原子炉建屋の場合、運転開始直前の1994年の北海道東北沖地震と2011年3月11日の地震時を比べると、建屋の「固有振動数」が7割以下に低下していることがわかり、剛性としては、建設当初と比べ全体で5割以下に低下したことがわかる。</p> <p>元原発設計者は、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・一般に鉄筋コンクリートの構造物は、震度7のような強い揺れでなくても内部に小さな割れ目が生じ、剛性が低下する。剛性低下により、固有振動数が小さくなり、設計で考慮していた揺れ方が大きく変わる</li> <li>・耐震裕度を評価する際、材料強度や剛性などを設計基準値ではなく、実力値（実際の強度など）を用いて十分な強度があると説明している事例が多々あるが、コンクリートの実際の剛性は地震動の増加とともに全く反対の傾向を示していることが危惧される</li> <li>・熊本地震のような場合や、強い余震の可能性を考えれば、剛性が低下し、固有振動数が低下した場合の耐震性を事前に確認して</li> </ul> | <p>▶ 構造物の固有振動数は、質量と剛性から決まるものであり、建物・構築物の初期剛性の低下を考慮した地震応答解析を行うことで、建物・構築物の固有振動数が低下することとなり、その固有振動数に基づいて機器・配管系が設計されることとなります。</p> <p>設置変更許可の審査においては、女川2号炉の建物・構築物は、2003年5月26日及び2005年8月16日の宮城県沖地震（三陸南地震、宮城県地震）、2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震等の地震と乾燥収縮によるひび割れにより初期剛性が低下していますが、東北地方太平洋沖地震後に実施した原子炉建屋の地震計の観測記録に基づく解析により、鉄筋が降伏していないことを確認しました。建物・構築物の機能維持限界耐力及び終局耐力については、試験等により、過去の工事計画認可申請において実績のある復元力特性の各耐力を上回っていることを確認したことから、当該復元力特性に初期剛性低下を反映するとともに、今後発生し得る地震による剛性低下を想定して、現状の初期剛性低下に加えて、さらに、基準地震動相当の地震を経験した場合の剛性低下を考慮することにより、今後のひび割れの進展及び増大を考慮</p> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>おく必要がある。現在の規制基準にはこの問題がまったく考慮されていないと指摘している。</p> <p>多度津工学試験所では、8分の1サイズの鉄筋コンクリート製格納容器のモデルで、加振試験がおこなわれ、最大加速度562ガルの揺れを加えると、固有振動数が71%に低下。最終的には、19%まで低下した。</p> <p>この固有振動数の変化は、コンクリート構造物そのものの耐震性評価に大きく影響する。建屋などの揺れ方（応答）が変化することで、中にある機器や配管の揺れも変化する。</p> <p>問題は、こうしたことを考慮せずに強い地震が、繰り返し原発を襲うとどうなるかである。それまでの地震で剛性が低下したところに、再び地震が襲うと、建屋の変形が設計想定より大幅に大きくなり、損傷の可能性が大きくなる。</p> <p>また、固有振動数の低下にともない、使用済み燃料プールや原子炉格納容器の圧力抑制プールの水面揺動（スロッシング）が大きくなる可能性がある。基礎に伝わる地震の揺れが想定範囲内であった場合でも、建屋の機器、配管は想定していない揺れとなる可能性がある。</p> <p>原発が停止しでも、炉心は崩壊熱を出し続ける。強い揺れで原子炉が緊急停止できても、短時間に再び強震が襲い、「冷やし」「閉じ込める」機能がそこなわれれば、事故につながる。</p> <p>福島第1原発事故も停止後、冷却機能を失って大事故に発展した。</p> <p>➤ 女川原発は、東日本大震災をはじめ大地震に何度も被災した原発。建屋には多くのヒビが入り剛性が低下しているのではない</p> | <p>した設計とする方針であることを確認しています。</p> <p>機器・配管系については、点検結果及び観測波に基づく地震応答解析結果から、耐震重要度分類のSクラス設備の地震による損傷はなく、地震による影響が弾性範囲内であること、また、Bクラス及びCクラス設備のうち異常が確認された設備については、復旧することから、これらを前提として、初期剛性低下を考慮した建物・構築物の地震応答解析の結果を適用する方針であることを確認しています。使用済燃料プールやサプレッションチェンバ（圧力抑制プール）の水面揺動の評価についても同様の方針であることを確認しています。</p> <p>なお、建物・構築物及び機器・配管系の設計の詳細については、工事計画の審査の段階で確認します。</p> <p>以上のように、建物・構築物の初期剛性の低下を地震応答解析に考慮することで、固有振動数の低下を機器・配管系の設計に反映する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>か。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原発2号では1,130ヶ所ものひび割れが見つかった。剛性の低下は25%~70%と驚くべきものである。<br/>申請者の東北電力は「初期剛性低下に加え、さらに基準地震動相当の地震を経験した場合の剛性低下を考慮する方針」だそうだが、ひび割れの影響を過小評価していないだろうか。ひび割れは伝播します。伝播して拡大していきます。そういった伝播の特性を考慮することは可能なのだろうか。</li> <li>➤ 女川原発は、3・11東日本大震災の震源に最も近い「被災原発」である。加えて、2003年の三陸南地震、2005年の8・16宮城地震により、いずれも当時の基準地震動を超える振動で揺さぶられた原発である。</li> <li>➤ 審査書案の中の「施設のコンクリートひび割れ」についての記載について、疑問があります。①「東北地方太平洋沖地震等の地震及び乾燥収縮の影響により発生したひび割れに伴う影響を適切に考慮する方針であることを確認した」とありますが、どのように具体的に確認して、1,000ヶ所ほどもあるひび割れについて考慮されていたのですか？回答をお願いします。被災した、傷ついた原発を再び動かすには、それなりの手当が見えないと安心できないでしょう。</li> <li>➤ 建屋のひびについて、事業者は損傷の1ヶ所ずつについてはもっともらしい安全宣言をしているが、複数の損傷による相乗作用に</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 設置変更許可の審査において、女川2号炉は継続的に地震観測を実施しており、その観測記録に基づく解析により検討を行うことで、複数の地震及び乾燥収縮により建物・構築物に発生したひび割れ全体の影響を初期剛性の低下として地震応答解析に反映し、基準地震動に対する耐震性を評価する方針であることを確認しています。なお、設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>については明らかになっていない。</p> <p>➤ 東日本大震災ではどうにか事故を起こさなかったものの、見えない箇所が傷んでいる可能性は否定できません。次の巨大地震に持ち堪えられる確証はありません。</p> <p>➤ 「発生したコンクリートのひび割れに伴う初期剛性低下を・・・このひび割れは、2011年東北地方太平洋沖地震とコンクリートの乾燥収縮・・・示した」とある。<br/>それを受けて、申請者とのやり取りが記述されているが、規制委員会は「申請者が・・・ひび割れに伴う影響を適切に考慮する方針であることを確認した」とある。<br/>規制委員会は、申請者の方針だけを確認したのではないか。実際に、どのように確認したのか？申請者が適切に考慮するというのは、どのよう「適切に」なのか、果たして可能なのか。是非とも、その内容を記述してもらいたい。それがないと、この確認は信頼性に欠ける。</p> <p>➤ 今回の2号機では、原子炉建屋で1130ヶ所ものひび割れが見つかったことも問題だ。次の巨大地震などで、同じように耐えられるのかも疑問である。</p> <p>➤ コンクリートのひび割れは、分かっているだけでも1000か所以上に上り、また剛性の低下は7割以上になったと報告されているが、ひび割れの調査は2号機全ての建物のすべての階で行ったのかどうか明記されていない。さらに、「東北地方太平洋沖地震等</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上<br/>設置変更許可の審査においては、ひび割れの発生量が多い原子炉建屋を代表として、ひび割れの調査結果を確認しています。原子炉建屋以外の既設建屋については、工事計画の審査において確認</p> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>の地震及び乾燥収縮の影響により発生したひび割れに伴う影響を適切に考慮する方針であることを確認した」というのは、どう確認したのかが不明であり、より詳しく明記すべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準地震動を 1000 ガルに引き上げたからいいとなっているが、3.11 の時に 2 号機は、屋上で 1386 ガル、3 階で 1002 ガルが観測されているため見直すのは当然だが、想定値を超した振動を受けた女川原発に「どんなひずみを与えたのか」見直した中で「どんな耐震補強を行ったのか」明らかにしていない。それでは、1000 ガルにしたからいいではないですまされないこと明らかである。</li> <li>➤ 東日本大震災の震源地にも近いし、何度も津波に襲われている土地なのに、コンクリート強度試験は、モルタルなど補修状態からの試験ではない。そんな状況で、次の地震に耐えられるか疑問である。</li> <li>➤ 女川原発は東日本大震災で大きな揺れに見舞われ、わかっているだけでも 1000 個所以上のひび割れが見つかった被災施設だ。審</li> </ul> | <p>します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 観測された原子炉建屋の各階の加速度は、建屋の振動特性による影響を受けているため、解放基盤表面である原子炉建屋基礎版の下端で設定された基準地震動の加速度と直接比較はできません。設計においては、基準地震動を基に、建屋の振動特性を考慮して各階の地震応答を評価しています。設置変更許可の審査において、原子炉建屋については、東北地方太平洋沖地震後に実施した地震計の観測記録に基づく解析により、鉄筋が降伏していないこと並びに機能維持限界耐力及び終局耐力については、試験等により過去の工事計画認可申請において実績のある復元力特性の各耐力を上回っていることを確認しています。相対的に耐力の小さい原子炉建屋上部について、より一層の耐震性向上の観点から耐震壁及びブレースを追設した耐震補強を実施しており、それを含めた設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。</li> <li>➤ コンクリート強度に関しては、ひび割れが生じた建屋の耐震壁からの抜き取り試験により、強度低下がないことを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>査に当たって仮定した性能・強度が実際には損なわれている危険性は無視できない高さがある。</p> <p>➤ ふつうの住宅でも数千 gal に耐えると言われるのに、悪い冗談のようです。また、直下型地震で、数千 gal の加速度を現実にも観測しています。このように耐震性の低い施設の再稼働は許容できません。</p> <p>➤ 2011年3月11日の地震が将来にも最大規模のものであるという保証は科学的に証明されていない。日本列島の成立ちを考える</p> | <p>➤ 御指摘の地震動は地表面におけるものと推察します。地表では柔らかい地層により地震動が増幅されることから、硬質地盤である解放基盤表面で設定される基準地震動と地表面における地震動の加速度の比較はできません。</p> <p>新規制基準は、地震動に影響を及ぼす震源、地質構造、伝播特性等は敷地ごとに異なるため、過去にいずれかの地域で発生した最大の地震を全ての発電所に対して一律の地震動として適用するのではなく、発電所ごとに基準地震動を評価することを要求しています。</p> <p>また、基準地震動は、地表に設置された地震計による観測値を用いて地震動評価を行うのではなく、敷地の地下構造を踏まえ、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される硬質地盤の自由表面である解放基盤表面における評価を行うことを要求しています。</p> <p>建物・構築物については、策定された基準地震動を用いて、建物・構築物の振動特性を考慮した地震応答解析を実施したうえで評価する方針とすることを求めています。</p> <p>設置変更許可の審査において、申請内容がこの要求に適合する方針であることを確認しています。</p> <p>なお、建物・構築物の設計の詳細は、工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 同上</p> |



### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>と、4プレートの接点にあることを考えれば、「絶対にこわれぬ」「想定外は許されない」強度の検討をすべき。</p> <p>➤ 原発は戸建ての1/10の強度。</p> <p>【地震応答解析】</p> <p>➤ 耐震安全性の評価ですが、女川原発2号機の基準地震動S2は350ガルだったと思います。今度1000ガルに引き上げましたが、約3倍です。そんなに余裕があるのでしょか。地震応答解析において、減衰定数をはじめいろいろなテクニックを駆逐して、基準内に収める工夫などしていないのかと疑いを抱いています。御検討ください。</p> <p>【建屋・構築物及び機器・配管系の被害の検証と補修】</p> <p>➤ 東北地方太平洋沖地震により損傷を受けた建物・構築物と設備・機器の補修の実施とその実効性を検証したのかどうかについて、審査書案には何ら記載がない。もし検証したのであれば、その内容を審査書に明記するとともに、関連資料の公開を求める。もし検証していないのであれば、再稼働の前提条件の一つである設置変更許可を審査する規制機関として重大な不作為であり、審査のやり直しを求める。その理由として、東北地方太平洋沖地震の際に、女川2号機では原子炉建屋の耐震壁に多数のひび割れ（1130箇所）が確認され、東北電力は技術的評価にもとづき、同建屋の剛性が顕著に（最大70%）低下していることを規制委員会に報告した。同報告後、建屋の剛性低下対策がどのように行われ、その</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 設置変更許可の審査において、地震応答解析は、耐震設計に関し適用実績のある規格及び基準に基づいた手法及び条件を適用する方針を確認しています。減衰定数等を含む解析条件の妥当性については、工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 法令上、地震等により損傷を受けた原子炉施設は、規制基準への適合の維持及び補修等の必要な措置について、次のとおり要求されています。</p> <p>原子炉等規制法において、発電用原子炉施設の設置者は、原子炉施設を「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）に適合するよう維持することが求められています。そのため設置者は、過去に発生した地震等が施設の健全性に及ぼした影響について評価し、原子炉施設の技術基準規則への適合が維持されているかどうかという視点で確認し、必要に応じて修理することとなります。</p> <p>また、地震により原子炉の運転が停止した場合、申請者は、地震</p> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>実施効果がどのように確認されたのかを含めて、東北地方太平洋沖地震による影響とそれへの対策の有効性を規制委員会はチェックすべきである。</p> | <p>による施設への影響を確認するために点検を行い、施設の異常の有無や健全性を確認し、補修を行う等、必要な措置を講じることが求められます。</p> <p>そのため、女川原子力発電所について、申請者は、東北地方太平洋沖地震において、地震発生当時の女川原子力発電所における観測記録から得られた解放基盤表面における地震動が基準地震動（580Gal）を一部周期帯で上回ったため、原子炉施設がその保守管理を行う観点から特別な状態にあると判断し、実用炉規則第81条第1項第7号に基づき、特別な保全計画を策定しました。申請者はこの保全計画に基づき、建物・構築物及び機器・系統の健全性確認を行っており、その実施状況については、原子力規制委員会が保安検査等で確認しています。保全計画に基づいた保守管理を実施しているかなどを含め、事業者の保安活動について、今後、原子力規制検査を通じて監視していきます。</p> <p>女川原子力発電所の設置変更許可の審査においては、特別な保全計画に基づく補修及びそれを踏まえた設計の方針について、以下のとおり確認しています。</p> <p>建物・構築物については、現状のひび割れを踏まえた初期剛性低下に加えて、さらに、基準地震動相当の地震を経験した場合の剛性低下を考慮することにより、今後のひび割れの進展及び増大を考慮した設計とし、基準地震動に対する耐震性を評価する方針としています。</p> <p>なお、建屋のひび割れについては、経年劣化を防止することを目的として補修を行う方針としています。</p> <p>また、機器・配管系の設備については、申請者から、上記に基づき実施されている特別な保全計画としてこれまで実施した機器・</p> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ 女川原発は、「3.11」はじめ何度も大地震に遭遇し、建屋や設備、また機器や配管等が深刻な痛手を被り、安全余裕を蝕んでいることは明らかだ。</p> <p>➤ 女川原発は震災被災原発です。報道によりますと、1130ヶ所もひび割れたところが見つかっており、個々のひび割れを手当てするだけでは、安全性の確保はできないのではないかと考えます。</p> | <p>配管系の地震後の設備健全性確認に関して、耐震重要度分類のSクラス設備に損傷はないこと及びB、Cクラス設備のうち異常が確認された設備（蒸気タービン（Bクラス）他）については、取替、補修等により復旧を行う方針であることが示されています。設備の耐震設計にあたっては、特別な保全計画の点検結果及び初期剛性低下を考慮した地震応答解析の結果等を反映する方針としていることを確認しています。</p> <p>建物・構築物及び機器・配管系の地震応答解析結果に基づいた耐震設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。建屋の耐震設計方針等、審査の根拠となった資料は、原子力規制委員会HPにて公開しています。</p> <p>なお、審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。建物・構築物及び機器・配管系の補修方法の妥当性については、上記のとおり法令上の要求に基づく規制の各段階において確認することとしており、設置変更許可段階の審査書（案）には記載しておりません。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

| III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）  |             |
|--|-------------|
| 御意見の概要   | 考え方         |
| <p>➤ 女川原発は、東日本大震災で被災した原発であり、原子炉建屋のコンクリート壁には、1137箇所のヒビ割れが確認されていた。宮城県の「女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会」でも、稼働に耐えられるか議論になってきた。審査では、十分に設備や機械、計器類の検証が行われたとはいいがたい。再稼働してはならない。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 女川原発は東日本大震災で被災した特別な原発です。タービンやクレーンも破損しています。設備や機械類、計器、配管などの検証はされているのですか。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 女川原発は、被災原発です。建物の老朽化に被災が輪をかけ、ひびまみれだったことは誰もが知っていること。それをちょいちょい、とメンテしたところでなぜ安全と言えるのですか。更にフクイチは津波に合った、でも女川原発は大丈夫だった、と得意げに語る方もいらっしゃいますが、それは自慢にはなり得ません。今後も女川原発が多くの地震に見舞われることは必至、そのためには今の不十分な被災検証で安全審査合格を出せるはずがありません。完全に被災検証ができたとしても、原子力発電所は軒並み即廃炉すべきと考えます。</p> | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 女川原発は、3・11東日本大震災の震源に最も近い「被災原発」である。加えて、2003年の三陸南地震、2005年の8・16宮城地震により、いずれも当時の基準地振動を超える振動で揺さぶられた原発であって、「原子炉など主要設備をつなぐ配管の接合部が弱点」との指摘（東北大災害科学国際研究所：源栄正人</p>  | <p>➤ 同上</p> |

| III-1. 2 耐震設計方針（第4条関係）   |                                     |
|--|-------------------------------------|
| 御意見の概要   | 考え方                                 |
| <p>教授・地震、耐震工学）もあることからすると、日本が経験したことがない「被災原発の再稼働」の領域に踏み込むべきではない。</p> <p>➤ 2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震で女川原発2号機は、建屋に1000ヶ所におよぶひび割れが報告されていた。そのことによって建屋の耐震性は低下したことになる。問題は、補修することによって、耐震性が以前よりも上がったかどうかである。少なくとも2011年3月11日の地震以上の耐震性を持っているようになったか否かである。<br/>通常、ビル、橋等は新たに作り替える方が強度を増すことができるものである。</p> <p>➤ 原子力市民委員会、所属のプラント技術者は、女川原発2号機の設計基準について、(III-1 地震による損傷の防止(第4条関係)/p.10)、以下の意見を公開されている。1) 東北地方太平洋沖地震(2011年3月11日)により損傷を受けた建物・構築物の補修の実施とその実効性を検証したのかどうかについて、審査書案には何ら記載がない。もし検証したのであれば、その内容を審査書に明記するとともに、関連資料の公開を求める。もし検証していないのであれば、再稼働の前提条件の一つである設置変更許可を審査する規制機関として重大な不作為であり、審査のやり直しを求める。</p> <p>➤ 女川原発は3.11以前から何度も大地震にあっており、その極めつけが3.11被災でした。福島第一原発と同じ状態になるのを間一髪（生き残った電源1本だけ）で免れたものの、爆発こそ</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>起こさなかったが、建屋には無数のヒビが入り、多数の設備・機器類がこわれたと、事故当時聞いております。これらの修理が完全になされたのでしょうか。確信がもてません。</p> <p>➤ 「機器・配管系については、耐震Sクラス設備に地震による損傷はなく、観測波に基づく地震応答解析結果が弾性範囲内であること、・・・、復旧するため地震による損傷は残らないことから、機器・配管系の設計において、・・・設計への反映事項はないとした。」と記載されているが、原子炉用配管の変形が弾性範囲内にとどまっていたかは、計算上だけではなく実機について、どのようにして判断したのか。</p> <p>2007年の新潟県中越沖地震(M6、8)で被災した東京電力柏崎刈羽原発で、同じ問題が新潟県技術委員会で詳細に議論された。目視検査、浸透探傷検査あるいは磁粉探傷検査、超音波探傷検査のいずれによっても、地震によって塑性変形したか否かを判定するのは不適であることが合意された。特に、原子炉容器の入りロノズル周辺の塑性ひずみは直に訊べようがない。シミュレーションに頼るしかないと言うかもしれないが、しかし、それでいいのか？大きな疑問と不安とが残る。もっと抜本的な、解体修復的な、披査と対策が不可欠ではないのか。</p> <p>➤ 女川原発は2度に渡り過去の基準地震動を超える地震に見舞われている。補強工事をしたにしても時間が経過すれば劣化が進むことになる。原発は廃炉作業なども含めれば数十年先をも見越した審査が必要と思うが、それまで持つのかどうか甚だ疑問だ。</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>なお、廃止措置については、設置変更許可とは別に、原子炉等規制法に基づき、事業者は廃止措置計画を定め、原子力規制委員会の認可を受ける必要があります。</p> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ 大地震に被災した原発であり、その影響による剛性低下などを検証した記述がない。その点をやり直す必要がある</p> <p>【波及的影響】</p> <p>➤ 排気筒（地上高さ 160m の鉄塔）の耐震安全性は信頼に足るものでしょうか。また、倒れた場合、2号機原子炉建屋にまで達する可能性のある排気筒があるようです。（問合せたところ2号機までの距離はおおよそ 150m 位の排気筒と 200m 位の排気筒とがあるとのこと）、高さ 160m の排気筒の倒れ方次第では、建屋をはじめ重要な諸設備、機器等を備えた他の建物や事務新館にも被害をもたらすことが考えられるでしょう。排気筒の安全対策について、信頼性を徹底したご審査を期したい。</p> <p>【耐震重要度分類】</p> <p>➤ 非常用取水設備を構成する設備のうち、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽のいずれもがC (Ss)クラスとされていることは誤りであり、本来はCクラスでなく最上位のSクラスでなければならない。なぜならば、これらは原子炉から崩壊熱を最終ヒートシンク（海）まで輸送する上で必須の設備であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設はSクラスとすること（設置許可基準規則の解釈（別記2）第4条2の一）」に該当するからである。<br/>しかしながら、既存の原子力規制委員会のスクリーン室等に関する</p> | <p>➤ 御指摘の東北地方太平洋沖地震等による剛性低下については、審査書（案）III-1.2の3.（1）「地震応答解析による地震力」に記載しています。</p> <p>➤ 2号炉排気筒（高さ 160m）については、耐震重要度分類のSクラスとしていることから、基準地震動により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする方針であることを確認しています。また、1号炉排気筒（高さ 125m）は、1号炉排気筒下斜面の崩壊を仮定した場合に最も近い2号炉排気筒へ到達する可能性があるため、耐震重要施設へ波及的影響を及ぼし得る施設として抽出し、基準地震動により斜面が崩壊しないことを確認するとともに、1号炉排気筒本体も基準地震動に対して倒壊することがない設計とする方針であることを確認しています。なお、設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 設置許可基準規則の解釈別記2第2項第1号において、耐震重要度分類のSクラスに分類される「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」は、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等が該当し、具体的には、直接その安全機能を有する各種ポンプ、配管等を指しています。<br/>女川2号炉の非常用取水設備である取水口、取水路、海水ポンプ室等は、原子炉補機冷却海水系統に使用する海水を取水する海水ポンプ等へ導水するための流路を構築するための構造物であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」には該</p> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>る見解は、スクリーン室等が、SクラスでなくてCクラスでよいとする根拠は何も述べられていない。また、回答に「これらの設備は、地震によるひび割れ等の損傷があっても通水性が損なわれず、」とあることは、ひび割れを上回る規模の大きい損壊により通水性が損なわれるおそれを見逃した妥当性を欠く例示表現である。</p> <p>それを踏まえ、耐震Cクラスの取水構造物について、以下の点を明らかにされたい。(1) 基準地震動によりコンクリートの損傷がひび割れ程度にとどまるとは、どの法規条文によって規定(担保)されているのか。</p> <p>(2) 女川第2の設置変更許可申請書と関連書類のどこにその設計方針と評価結果が記載されているのか。</p> <p>➤ 耐震重要度分類は不合理である。例えばSクラスとされる冷却系統について、通常圧力バウンダリを構成する部分についてはSクラスと指定されているのに、これを最終的に逃がす場所である「最終ヒートシンク」の大半の部分はCクラスとされており、これでは冷却不能になる事態が想定されるからだ。具体的には非常用取水設備を構成する設備のスクリーン室等については、Cクラスで設計されており、これらがSクラスで設計されていないのは誤りである。これらは原子炉を冷却する際に、圧力容器内の熱を海まで輸送する上で必須の設備であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設はSクラスとすること（設置許可基準規則の解釈）」に該当する。従って、冷却</p> | <p>当しません。</p> <p>設置変更許可の審査において、取水構造物をCクラスに分類した上で、基準地震動に対して機能維持する方針であることを確認していることから、流路の通水性が損なわれず、Sクラス設備である海水ポンプの機能を損なわないと判断しています。</p> <p>設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。当該審査に用いられる、耐震設計に係る工認審査ガイドでは、非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物等を屋外重要土木構造物と定義し、当該土木構造物については、基準地震動による地震力と地震力以外の荷重の組合せに対して、施設に生じる応力又は変形等が限界値に対して妥当な余裕を有していることを確認することとしています。</p> <p>女川2号炉の設置変更許可申請書の第一回補正書（令和元年9月19日付け）の8-1-669に設計方針等が記載されています。</p> <p>➤ 同上</p> |



### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>系統は一貫してSクラスとしなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Bクラス、Cクラスに分類したものについても、実際の地震・津波の際に壊れては重大な事故につながるおそれのあり、本来は全てSクラスにすべきではないか。そうしないのは、仮に全てSクラスにすると原発の稼働ができないという「経済的合理性」に基づいているのではないか。</li> <li>➤ 2012年6月に、女川原発1号機の天井クレーンの軸受けが損傷した。軸受けは、基準地震動Ssの地震力に対する機能要求はなくBクラスである。これは、非常事態でクレーンを動かそうとした時に、燃料が取り出せないという事態が発生するのではないか。クレーンを動かすのに必要な軸受け等の機能要求は、Ssクラスにすべきではないか？</li> <li>➤ 同様に、「建物・構築物の水平地震力」についても「水平地震力については、地震層せん断力係数に、施設の耐震重要度分類に応じた係数（Sクラスは3.0、Bクラスは1.5及びCクラスは1.0）を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。」としているところも不合理であり、建屋毎に強度が異なるため、それぞれの接続部において、大きな変位が発生することとなる。そのため建屋間を通っている配管、電路系統などが破損して冷却不能となる事態を招いたり火災を生じさせる原因とな</li> </ul> | <p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 耐震重要度分類のBクラスに分類される施設とは、Sクラス施設と比べ、その安全機能の機能喪失によって生じる放射線による公衆への影響が小さい施設であり、Cクラスはさらに影響が小さい施設です。<br/>全ての施設を耐震重要度分類のSクラスに分類するということは、特に重要な施設を確実に守るとの観点からは必ずしも有利にならない可能性があることから、施設の重要性に応じて耐震重要度を分類することは合理的であると考えます。</li> <li>➤ 原子炉建屋クレーンは、原子炉内に装荷された燃料の取出し作業には使用しません。<br/>また、重大事故等において、原子炉建屋クレーンを使用することは想定されておらず、重大事故等対処設備として位置付けられておりません。このため、非常事態を想定して原子炉建屋クレーンを耐震重要度分類Sクラスとする必要はないと考えます。</li> <li>➤ 設置許可基準規則の解釈別記2では、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計することを求めています。また、この波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用することを求めています。設置変更許可の審査において、耐震重要施設と耐震重要度分類の下位クラスの施設との接続部における相互影響の評価も含めて、申請内容がこれらの要求に適合していることを確認しています。なお、設計</li> </ul> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>る。火災については2007年の東日本大震災において柏崎刈羽原発3号機で実際に経験したことである。これらの反省を踏まえるならば、Sクラスに接続する施設設備はSクラスの耐震重要度とするべきである。</p> <p>【地下水位の設定】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤にしても、強固なものにした結果、逆に地下水の流れを変えて、建屋側は水が溜まり液状化、海側は地盤沈下の恐れが出てきます。地下水管理システムなどで管理すると言っても、それは自然の冒とくであり、それが出来ない現実が福島第一原発ではないでしょうか。</li> <li>➤ 防潮堤地盤改良工事による、地下水の影響をどのように考慮したのかが不明。そこに福島事故の汚染水の知見はどのように生かされているのか。</li> <li>➤ 被災した原発の再稼働審査なのだから慎重に審査するべきです。東日本大震災の震源地にも近いし、何度も津波に襲われている土地なのに、強度の防潮堤のため地下水の影響で沈下する可能性さえある。そんな状況で、次の地震に耐えられるか疑問である。</li> </ul> | <p>の詳細については、工事計画の審査において確認します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可の審査においては、防潮堤下部を地盤改良することで敷地から海への地下水の流下がせきとめられるため、地下水位が地表付近まで上昇する可能性があることから、耐震性を含め適切に信頼性を確保した地下水位低下設備により一定の範囲に保持した地下水位に基づいて、地震時の敷地の液状化及び沈下を評価する方針とすることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

### III-1.2 耐震設計方針（第4条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 地震により建屋が損壊、沈降等して、地下水が流入する場合の評価を記載するよう強く求める。本件原発では、防潮堤の地盤改良工事により地下水が遮断され地下水位の上昇が見込まれることから、事業者は地下水位低下設備を設置するとしているが、地震により建屋が損壊、沈降等した場合には、同じく地震によって地下水位低下設備も損壊、停止等する可能性が高く、同設備が機能しないことを前提に建屋損壊による地下水流入を評価すべきである。</p> | <p>➤ 耐震重要施設が設置された建屋については、岩盤上に設置されていることを確認しており、耐震重要施設に影響を与えるような沈降はしません。また、これらの建屋は、基準地震動に対して機能維持すること又は波及的影響を防止する観点から損傷等しない設計とする方針であることを確認しています。</p> <p>地下水位低下設備についても、基準地震動に対して機能維持する設計とする方針であることを確認しています。</p> <p>したがって、耐震重要施設が設置された建屋が地震により損壊、沈降し、かつ、地下水位低下設備が損壊、停止するような状況を想定して地下水の建屋への流入を評価する必要はないと考えられます。</p> |

### III-2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>【地盤の変位・支持について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原子力発電所はもともと砂浜であった場所であり、もろいジュラ紀の地層に立地しており、極めて危険である。また、敷地に認められる断層は「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと認めたのはなぜなのか。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ジュラ紀の地層は新しい時代の地層と比べて一般的に硬いとされています。敷地の地盤については、規制委員会は、基礎地盤を構成する岩石に関する試験結果、対象施設の最大接地圧の評価結果等から、施設を十分に支持することができることを確認しています。</li> <li>また、規制委員会は、断層の新旧関係（切り切れ関係）並びに断層の最新活動面に確認される鉱物脈の晶出状況及び生成環境等から、重要施設を設置する地盤に確認された断層は前期白亜紀の熱水活動が終息して以降に断層活動がないと評価でき、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないことを確認しています。</li> </ul> |

### III-3. 1 基準津波（第5条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>【基準津波の策定について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波の想定が原発付近で過去起きた最大規模、強さを想定していない。</li> <li>➤ 再び宮城県沖での地震が起きたときに想定を上回らないとはいえない。</li> <li>➤ 地震・津波の予測には限界があり、策定された基準地震動・基準津波で十分だとは言いきれない。</li> <li>➤ 地震に伴う津波について書かれていますが、過去のデータやシミュレーションなどで自然の脅威は計り知れません。</li> <li>➤ 女川原発はくり返し巨大地震と大津波を発生させている日本海</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 解釈別記3は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求しています。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求しています。</li> <li>規制委員会は、地震に伴う津波及び地震以外の要因による津波による津波評価の内容について審査した結果、本申請による基準津</li> </ul> |

### III-3. 1 基準津波（第5条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>溝沿いの震源域に最も近い。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 島崎邦彦・元原子力規制委員長代理（地震学）は「将来起こる地震は、自然が決める」と地震・津波の予測の限界を指摘している。</li> <li>➤ 島崎邦彦・元規制委員長代理が、「3.11の教訓は自然はごまかさないという事。何の駆け引きもしないし、1厘たりともまけてくれない。そういう自然があるという事を学ばなければならない」と述べている。</li> </ul> <p>【東北地方太平洋沖型の地震による津波等（パラメータ）について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東北地方太平洋沖型の地震における基準断層モデル②において、地震規模を Mw9.04 としたとあるが、委員会がこれで十分安全側の評価ができるとして認めた値か、申請者の想定した値を鵜呑みした数値か。この箇所以外にもパラメータをどう評価して使っているのか不明なものばかりである。</li> </ul> | <p>波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、策定されていることを確認し、解釈別記3の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委員会は、東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波のうち基準断層モデル②の地震規模については、岩手県沖南部～茨城県沖に設定したすべり領域（断層面積）から Mw9.04 と設定していることを確認しています。さらに、以下のことから、妥当であると総合的に判断しています。 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 基準断層モデル②をベースに、海溝側のすべりを強調した基準断層モデル③を設定していること</li> <li>● 規制委員会の指摘を踏まえ、既往知見を参考に、広域の津波特性を考慮した青森県東方沖及び岩手県沖北部～茨城県沖をすべり領域（断層面積）とした基準断層モデル①（Mw9.13）を設定していること</li> </ul> </li> </ul> <p>また、規制委員会は、上記の基準断層モデルにおけるパラメータ等については、以下の通り設定し、津波水位評価をしていることから、妥当であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 最新の知見を踏まえ、大すべり域及び超大すべり域の面積、</li> </ul> |

### Ⅲ－3. 1 基準津波（第5条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>【アウターライズ地震による津波評価について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ アウターライズ地震による巨大津波の可能性がある。</li> <li>➤ 津波解析シミュレーションで東北沖アウターライズ地震による津波高さを確認すべき。アウターライズ地震による津波は巨大である。例えば、明治三陸沖地震の37年後に発生した1933年の昭和三陸沖地震では震度5が記録され、大船渡で約29mの津波が観測されている。ところが審査書では、アウターライズ地震について「観測記録を用いた検討による評価を実施した」（審査書P.17）とあるのみ。津波解析シミュレーションを実施すべき。2011年東北地方太平洋沖地震に続くアウターライズ地震の発生が危惧されるのだから、津波解析シミュレーションにより、東北沖の各地点でアウターライズ地震を発生させて女川原発敷地への来襲津波の最大高さを確認するべきだ。</li> </ul> | <p>すべり量等について、不確かさを考慮して設定していること</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 規制委員会の指摘を踏まえ、大すべり域及び超大すべり域の位置については、宮城県沖の大すべり域の位置を10km単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きい位置に設定していること</li> <li>● 規制委員会の指摘を踏まえ、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間について敷地への影響について検証を行い、破壊開始点に加え、破壊伝播速度の不確かさを考慮していること</li> </ul> <p>➤ 規制委員会は、アウターライズ地震に起因する津波については、最新の知見を踏まえ、1933年昭和三陸沖地震津波の既往知見（最大Mw8.35）を上回る、保守性を考慮した波源モデル（Mw8.6）を敷地前面の海溝軸付近に設定するとともに、波源の位置、走向及び傾斜等、各種の不確かさを考慮して、津波シミュレーションを実施し、敷地前面等の津波水位を適切に評価していることを確認しています。</p> <p>また、御意見で引用している審査書（案）における記載は、地震動評価における検討用地震の選定に係る記載であり、上記の津波評価内容については当該審査書（案）の「Ⅲ－3. 1 基準津波 1. 地震に伴う津波 （3）地震に伴う津波評価 ③海洋プレート内地震に起因する津波」に記載しています。</p> |

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>【2. 基本事項 (1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原発は、東日本大震災の震源地に最も近いところに位置します。3. 11の津波は敷地の80センチ下まで迫り、福島第一原発と同じ運命を辿っていてもおかしくなかったと思う。いくら安全対策工事が来年度中に終わるとはいえ、動かしちゃいけない危険な原発であることに違いはないはず。</li> <br/> <li>➤ 東日本大震災時、女川原発は、ほんの数メートルの差でたまたま非常用電源の喪失を逃れた。この事実を決して忘れてはならない。所詮人の予測、規定などその程度のものであり、ケタ違いの津波の到来を先の事故の教訓として生かすべきではないか。</li> <br/> <li>➤ 「3. 11」を踏まえて29mの防潮堤となったが、将来的な津波到来において規模的にも質的にも充分だという保証はない。科学的知</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、基準津波の策定方法や津波防護対策に対する要求が大幅に強化されています。<br/>設置変更許可の審査において、基準津波については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、検討対象波源を適切に選定し、各種の不確かさを十分に考慮して策定していることを確認しています。<br/>また、防潮堤については、基準津波に対して津波防護機能を保持できる設計とする方針を確認しています。具体的には、津波の流入を防止するため、敷地前面の入力津波がO.P. +24.4mであるのに対し、O.P. +13.8mの敷地前面にO.P. +29.0mの高さの防潮堤を設置する方針を確認しています。<br/>また、取水路、放水路等の経路から津波の流入を防止するため、津波防護施設として防潮壁及び取放水路流路縮小工並びに浸水防止設備として浸水防止蓋、水密扉、逆止弁付ファンネル及び逆流防止設備を設置することを確認しています。<br/>なお、設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。</li> <br/> <li>➤ 同上</li> <br/> <li>➤ 同上</li> </ul> |

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>見としてではなく、再稼働を前提として経済的に可能な水準で決定したと思われる。女川原発はその立地上、津波常襲地域であることを大いに配慮し、その建設に当たっては、十分に余絡をもって建てられたにも拘わらず、「3.11」では結果的に1mに満たない極めてスレスレの状態でかろうじて浸水を免れた経験を踏まえるとこれで充分と言えない。</p>  |   |
| <p>➤ 防潮堤が何メートルだろうがどんな安全対策をしようが、事故が起こる。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 規制委は、海からの高さ29メートルの防潮堤を設置するなどの東北電力の「対策」を了承したが、安全という保証はない。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 防潮堤は、巨大な津波に耐えられるのか。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 「津波防護対策として女川湾に面した13.8mの敷地前面に29mを天端とする鋼管式鉛直壁と盛土堤防で構成される防潮堤を設置する」と記載しているが、全長800mの防潮堤のうち10mおきに1本だけが硬い岩盤に達しており、他の鋼管は達していない構造と聞いている。このような構造で本当に津波による浸水を防げるのか、3.11大震災で釜石湾の高さ60mの巨大な防潮堤が壊れた様子から、不安であり、疑問がある。</p> | <p>➤ 同上<br/>防潮堤の長杭については、岩盤に直設支持され、長杭間にある短杭については、改良地盤を介して岩盤に支持される設計とし、基準地震動による支持地盤のすべり安定性を確保するために置換コンクリートを防潮堤前面に設置する方針であることを確認しています。</p> |
| <p>➤ 防潮堤の一部のくいが岩盤に達せず、地盤改良し、さらに置換コンクリートを設置することだが果たしてそれで防潮堤は安全と言えるのか。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |



### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤と接続している地盤は津波の弱部とならないか。</li> <br/> <li>➤ 29mの防潮堤を新設したが、<sup>おがっ</sup>雄勝等は38mまで津波が襲来した。</li> <br/> <li>➤ よく津波が来る地域に、あの防潮堤では不十分だと思う。地盤沈下するのであれば安全は守れない。また、最悪のシナリオだと、津波の第一波目で傾き、二波目で壊れ、三波目で倒れる構造となり、3月11日の教訓を踏まえていないのではないか。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤と接続している地盤については、基準地震動に対する安定性が確保された敷地内の岩盤と同等の岩盤であることを確認しています。なお、当該地盤の高さは、O.P. +29.0mの防潮堤の高さ以上であることを確認しています。</li> <br/> <li>➤ 津波高さは、海底地形や遡上域の地形等の影響を受けるため、地域や場所ごとに津波高さや遡上高さに差が生じます。設置変更許可の審査において、申請者が、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、検討対象波源を適切に選定し、各種の不確かさを十分に考慮して、基準津波を策定した上で、公的機関等による陸域及び海域の地形データを用いて、基準津波の波源からの数値解析により、防潮堤前面の入力津波を設定することを確認しています。また、入力津波の設定において、地震による敷地周辺の地形変化や潮位のばらつき等も考慮して保守的な値としていることを確認しています。<br/>上記により設定された防潮堤前面の入力津波は、O.P. +24.4mであり、これに対し、O.P. +13.8mの敷地前面にO.P. +29.0mの高さの防潮堤を設置することで、津波が敷地に遡上しない設計とすることを確認しています。</li> <br/> <li>➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、基準津波の策定方法や津波防護対策に対する要求が大幅に強化されています。<br/>設置変更許可の審査においては、防潮堤下部を地盤改良することにより、沈下しない構造とする方針であることを確認していま</li> </ul> |

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ 津波も何波にもわたって襲来し、東日本大震災では、岩手県宮古市田老の防潮堤が粉みじんになるなど想定外の事態が起こったが、それらの知見はいかされているのか。</p> <p>➤ 巨大な防潮堤直下の地盤改良という難工事を本当に完遂できるのか。それによって十分な地盤強度が得られるのか。まったく保証はない。そもそも基準に合致しない防潮堤を作ったことが問題であり、そのような女川原発に「基準適合」という審査結果を出すべきではない。「基準適合」との審査結果を出すのであれば、基準に適合した防潮堤をいちから作り直させるべきではないか。</p> <p>➤ 防潮堤直下の地盤改良は完遂できるとは思わない。地盤改良の工場の具体的な計画を明示していない。さらには、工事後の検証をどのような方法とするのかも説明できていないし、地盤の強度が確保されたと実証するのか。上記の点から、地盤改良については信用できない。</p> <p>【3. 津波防護の方針（2）敷地への浸水防止（外郭防護1）】</p> <p>➤ 防潮堤の内側には山側からの雨水や地下水を放出するための排水管を設置するのか。また、配水管を設置した場合、高波や津波が入り込まないようにするためにどのような工事をするのか。</p> | <p>す。また、防潮堤は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して津波防護機能が維持できるように設計する方針であることを確認しています。設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 設置変更許可の審査においては、一般産業施設の施工事例や申請者が実施した試験施工結果から、施工成立性を見通しを確認しています。また、改良地盤の物性値については、申請者が所定の物性値が確保されていることを施工時に確認する方針であることを確認しています。詳細については、工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 設置変更許可の審査において、本発電所敷地内の雨水、地下水については、屋外排水路により、防潮堤を横断し、海域に排水する設計とすることを確認しています。また、屋外排水路が敷地への</p> |

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>津波の流入防止対策に逆止弁を採用されていますが、バイパスラインがない事を確認すべき。また、東京電力福島第一原発事故の際も運用を優先して、安全装置が働かなかったと疑われる事例も有るのでオペレーションにより、すべての逆止弁の安全装置が機能しない設計でない事を確認すべき。</p> <p>全ての浸水防止蓋について、点検で開放中に津波が来た際、作業員の避難と浸水防止蓋の再閉止が、予想される津波の最短到達時間までに間に合うか検討すべき。</p> <p>【3. 津波防護の方針（3）漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2）】</p> <p>津波に対して、防潮堤を作ったが、29mを超えた海水が溜まったのを「短期間」で、どう排水するのか。ポンプでは間に合わないのではないか。</p> | <p>津波の流入経路となることから、津波の流入を防止するため防潮堤の横断部に逆流防止設備を設置する方針を確認しています。</p> <p>設置変更許可の審査において、地下部の水路等から敷地内への流入経路については、流入の可能性を網羅的に検討した上で特定し、流入を防止する設計とすることを確認しています。さらに、漏水する可能性を考慮しても重要な安全機能への影響を防止する方針であることを確認しています。</p> <p>なお、津波の流入防止対策として設置する逆流防止設備及び逆止弁付ファンネルについては、流入方向に水圧がかかった場合に自動的に閉じる構造となっているため、操作は不要です。</p> <p>設置変更許可の審査において、浸水防止蓋については、取水路等からの津波の流入を防止する設計とし、常時閉止の運用とすること、点検等に伴う開放時に津波の流入を防止するための手順を定める方針であることを確認しています。</p> <p>また、保安規定変更認可に係る審査において、浸水防止蓋の点検時の閉止を含めた津波発生時の手順を確認するとともに、今後、これらの手順の遵守状況を含む事業者の保安活動については、原子力規制検査を通じて監視していきます。</p> <p>設置変更許可の審査において、申請者が、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、検討対象波源を適切に選定し、各種の不確かさを十分に考慮して、基準津波を策定した上で、公的機関等による陸</p> |

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ 「申請者は、…長期間の浸水が想定される場合は、…排水設備を設置する方針としている。」と記載しているが、「長期間の浸水が想定される」かを確認したのか。</p> <p>➤ 「解釈別記3は、…影響がないことを確認することを要求している。」「申請者は、…影響がないことを確認するとしている。」「規制委員会は、…影響がないことを確認するとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。」と記載しているが、「確認」の結果がなんら記載されておらず、要求事項に対し適合していると言えるのか。</p> | <p>域及び海域の地形データを用いて、基準津波の波源からの数値解析により、防潮堤前面の入力津波を設定することを確認しています。また、入力津波の設定において、地震による敷地周辺の地形変化や潮位のばらつき等も考慮して保守的な値としていることを確認しています。</p> <p>上記により設定された防潮堤前面の入力津波は、O.P. +24.4m であり、これに対し、O.P. +13.8m の敷地前面に O.P. +29.0m の高さの防潮堤を設置することで、津波が敷地に遡上しない設計とすることを確認しています。</p> <p>➤ 設置変更許可の審査において、取水口を通じて海水ポンプ室に浸水した海水は、海水ポンプ室床面に設置する逆止弁付ファンネルから排水されることから、排水設備の設置は不要であることを確認しています。なお、今後の設備の設置等に伴い、浸水量の評価に影響を及ぼし、長期間の浸水が想定される場合には、排水設備を設置する方針であることを確認しています。なお、設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 設置変更許可に係る審査においては、基本的な設計方針について確認しています。</p> <p>そのため、設置許可の審査において、海水ポンプ室補機ポンプエリアに設置する逆止弁付ファンネルについて、漏水による浸水経路となる可能性があるため、浸水量を評価し、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプへ影響を与えない方針とすることを確認しています。なお、設置許可の審査では、漏水量評価において重要な安全機能を有する設備の機能を</p> |

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>【3. 津波防護の方針（5）水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原子力発電所では津波の引き波による海面の低下を考慮して原子炉冷却水の取水口が設計されていた。それにも関わらず、東北地方太平洋沖地震に伴う最大の津波の後に発生した強い引き波によって海面が下がったとき、短時間ではあるが海面が原子炉冷却用の取水口よりも低くなっていた可能性が指摘されている。</li> <li>➤ 過去の津波による漂流物について評価したようだが、技術の進歩が速い昨今、さらに大きな漂流物が現れる可能性があるのではないか。そのような漂流物には対応できるのか。</li> </ul> <p>【4. 施設又は設備の設計方針（5）】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波防護設備は 19t の漁船の衝突に十分耐える構造としているが、設定の船の大きさはこれで十分なのか。さらに作業船などについては、束縛や緊急離岸を的確に行って漂流物を発生させないとしている。説明に窮すると最後は精神訓に頼るのは非科学的であり、危険で納得できない。当然、物理的に防潮堤を保護する対</li> </ul> | <p>喪失する高さまで浸水しない見通しであることを確認しています。詳細な評価については、工事計画の審査において確認をします。</p> <p>御意見を踏まえ、方針を確認している旨が明確になるよう修正します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可の審査において、取水口底盤に貯留堰を設置し、基準津波の引き波時に非常用海水ポンプに隣接する循環水ポンプを停止する手順を整備することで、基準津波の引き波による水位低下時に非常用海水ポンプの機能を維持できる設計とすることを確認しております。具体的には、基準津波時に貯留堰を下回る時間が約 4 分に対して、非常用海水ポンプが約 26 分間運転できる水量を確保していることを確認しています。</li> <li>➤ 設置変更許可の審査において、申請者が、継続的に敷地内外の漂流物調査を実施し、新たな漂流物が抽出された場合には、漂流物による影響を再評価する方針としていることを確認しています。</li> <li>➤ 設置変更許可の審査において、漂流物評価の結果から、発電所敷地内外の漂流物で最も重量が大きい物が 19t の漁船であることを確認しています。また、当該船舶も含め、抽出された漂流物が防潮堤に衝突した場合においても、津波防護機能が保持できるように設計する方針とすることを確認しています。設計の詳細につい</li> </ul> |

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>策が取られていなくてはならない。情報連絡が取れない船舶が原因で防潮堤が破損し原子炉事故が起こった場合に、事故責任はどこまで及ぶのか。原子炉が稼働するおかげで、女川湾に出入りする船舶が制限を受けるとなると、女川 2 号炉の再開は県知事、関係市町村長のみならず全国の船舶関係者や、それ以外にも制限を受ける各種団体からも合意を取り付ける必要が出てくる。そもそも、作業船の束縛や緊急離岸を的確に行わなければ安全が保てない地理的環境に原子炉を作って良かったのか。精神訓で事が解決できるのであれば、変更許可申請を膨大な資料付きで行う必要もなからう。「事故を起こすことがないよう原子炉を運転する。」なる一行の変更許可申請で事足りるのである。</p> <p>➤ 「燃料輸送船等が挙げられるが、津波警報等発表時に緊急避難するため漂流物になりえない」と記載しているが、本当にこれに対応できるのか。すべての船が緊急対応の教育訓練を受けていて、常時緊急対応できる体制になっているのか。体制だけでは現実の事故を防ぐことはできない。防護柵を設けるなど、まず物理的に対策を施した上で体制に頼るべきだ</p> <p>➤ 「また、港湾内に停泊する燃料等輸送船、作業船、貨物船等については、津波警報等が発表された場合において、荷役作業等を中断し、必要に応じ固縛等の措置を講じた上で、…緊急離岸を的確に実施することにより漂流物としないとしている。」と記載しているが、確実に離岸できるという保証はない。燃料輸送船を漂流物とした場合の評価を実施するべきではないか。</p> | <p>ては、工事計画の審査において確認します。</p> <p>また、発電所敷地内に停泊する燃料等輸送船に関して、申請者は、津波警報等が発表された場合は緊急退避することとして、緊急退避に関する手順や船会社との連絡体制を整備しており、この手順に沿って実施した訓練では基準津波の到達までに緊急退避が可能であることを示したことから、燃料等輸送船は漂流物とならないことを確認しています。</p> <p>なお、その他の発電所敷地外を航行する船舶については、津波襲来時の流速及び流向の経時変化等を考慮した上で、発電所に到達する漂流物とならないことを確認しており、女川湾に出入りする船舶に何かしらの制限を設けるものではありません。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

| III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ あらゆる可能性を排除しないことを考えれば、停泊する燃料等輸送船も漂流物と考えるべきではないのか。</li> <li>➤ 「燃料等輸送船等は、津波警報等発表時に緊急退避するため漂流物とならない。」と記載しているが、地震時の護岸への衝突による損傷等を考慮すると、いかなる場合も津波襲来までに緊急退避が完了するとは言い切れないのではないのか。</li> <li>➤ 「燃料輸送船等」が、津波警報発令から津波到達までに必ず緊急退避出来るとは限らないと思う。この輸送船等が運悪く取水口に衝突した場合であっても、取水口が閉塞されて過酷事故につながる恐れは無いのか。</li> </ul> <p>【耐津波設計方針等】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 年超過確率の10の-7乗のところまでは、40メートルに達する高さになる。さらに防潮堤を越える30メートルの発生確率（年超過確率）は10の-5乗付近になる。これは極めて高い。東北電力によるO.P.+29.0メートルまでの防潮堤による津波対策は不十分。入力津波高さO.P.+24.4mで対策されているが、この地域では30mを越える津波は通常起こりえるものであると考えなければならない。引き波の時の水面低下の対策も不十分。引き波による海面低下については10の-6乗で15mから22mまでも低下するが、最大水位下降量は10m程度しか想定していない。設計基準を満たしていないから、新規制基準に適合していないので審査書は撤回すべきだ。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 規制委員会は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、適切に検討対象波源を選定し、各種の不確かさを十分に考慮して、策定されていることを確認しています。その上で、公的機関等による陸域及び海域の地形データを用いて基準津波の波源からの数値解析により、防潮堤前面の入力津波を設定していることを確認しています。なお、入力津波の設定については、地震による敷地周辺の地形変化や潮位のばらつき等も考慮して保守的な値としていることを確認しています。これらにより、防潮堤前面の入力津波がO.P.+24.4mに対し、O.P.+13.8mの敷地前面にO.P.+29.0mの高さの防潮堤を設置することで、津波が敷地に遡上しない設計とすることを確認しています。また、設置変更許可の審査において、取水口底盤に貯留堰を設置</li> </ul> |

### III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係）

| 御意見の概要 | 考え方  |
|--------|--|
|        | <p>し、基準津波の引き波時に非常用海水ポンプに隣接する循環水ポンプを停止する手順を整備することで、基準津波の引き波による水位低下時に非常用海水ポンプの機能を維持できる設計とすることを確認しております。具体的には、基準津波時に貯留堰を下回る時間が約4分に対して、非常用海水ポンプが約26分間運転できる水量を確保していることを確認しています。</p> <p>重大事故等の事故の想定において、津波が防潮堤を越え敷地に流入する事象について、浸水範囲と安全機能への影響について評価した結果、O.P.+33.9mまでは浸水防止壁の設置等により安全機能は喪失しないこと、O.P.+33.9mを超える場合は複数の安全機能が喪失するおそれがあるものの、その発生頻度は約<math>7.3 \times 10^{-7}</math>/炉年であり、極めて低いことを確認しています。また、貯留堰を前提とし、引き波による非常用海水ポンプの機能喪失等による炉心損傷頻度を評価した結果、約<math>1.6 \times 10^{-7}</math>/炉年であり、さらに低いことを確認しています。</p> <p>さらに、防潮堤を越える津波など大規模な自然災害等により、大規模な損壊が発生した場合でも可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行う方針であることを確認しています。</p> |



### III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ 竜巻により倒れた場合、2号機原子炉建屋にまで達する可能性のある排気筒があるようです。（問合せたところ2号機までの距離はおおよそ150m位の排気筒と200m位の排気筒とがあるとのこと）、高さ160mの排気筒の倒れ方次第では、建屋をはじめ重要な諸設備、機器等を備えた他の建物や事務新館にも被害をもたらすことが考えられるでしょう。排気筒の安全対策について、信頼性を徹底したご審査を期したい。</p> <p>➤ 昨今の気候変動を見れば、台風の規模も大きくなり、さらに東北地方においても勢力を落とさず接近するようになっており、近海水温の上昇により、今後更に大きな勢力の台風が発生しうると考えられる。そのことから、過去の経験則により上限値を定めることは、竜巻災害についても過小評価となる。日本では、100m/sの竜巻が最大級とされているが、米国では既に100m/sクラスは毎年のように発生しており、日本だから発生しないとは言えない。少なくとも120m/s以上を想定すべきである。（85p）</p> | <p>➤ 2号炉排気筒（高さ160m）については、設計対処施設として抽出しており、竜巻の風圧力による荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計としていることを確認しています。また、竜巻による飛来物に対しても、構造健全性が維持され、排気筒全体が倒壊しない設計としていることを確認しています。また、1号炉排気筒（高さ125m<sup>※</sup>）は、2号炉原子炉建屋から十分に離れており、最も近い2号炉排気筒からも150m以上離れているため、仮に竜巻により倒れた場合でも影響ないことから、竜巻により波及的影響を及ぼし得る可能性のある施設として抽出していないことを確認しています。</p> <p>※：1号炉排気筒は2号炉排気筒の設置位置よりも35m高い土地に設置されており、頂部の高さは2号炉排気筒と同じですが、地上高さは125mです。</p> <p>➤ 原子力発電所の設計上想定される竜巻に対する防護設計を行うため、当該竜巻検討地域においては、藤田スケール3（F3）の竜巻はこれまで発生したことは確認されておりませんが、竜巻ガイドに基づき、設計竜巻の最大風速（92m/s）にさらに余裕を持たせた竜巻（最大風速100m/s）を想定していることを確認しています。設計竜巻の設定にあたっては、①国内において過去に発生した竜巻の最大風速（F3：70m/s～92m/s）と②竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（86.7m/s）を比較し最も大きな値として92m/sを基準竜巻として設定していることを確認しています。この基準竜巻の設定につい</p> |

| III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係） |  |
|-------------------------------|--|
| 御意見の概要                        | 考え方  |
|                               | では、データの信頼性を考慮し設計基準として保守的な値を設定していると判断しています。 |

| III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）  |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <p>【設計対応不可能な事象（火砕物密度流）について】</p> <p>➤ 「火砕物密度流については、敷地周辺までの到達が認められないことから、妥当であると判断した。」と、火砕流は到達しないとされている。十和田火砕流等を想定するべきである。</p> <p>【火山事象の影響評価（降下火砕物）について】</p> <p>➤ 降下火砕物については、降下火砕物の分布状況及び、降下火砕物シミュレーション結果から総合的に判断し、鳴子荷坂テフラ<small>なるこにさか</small>（鳴子カルデラ）を考慮し、敷地における最大層厚を申請時の10cmから15cmへ見直し、鳴子カルデラによる15cmの最大層厚を設定している。つまり対策と想定が同じ層厚であるから、想</p> | <p>➤ 御意見の火砕物密度流については、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山ガイド」という。）において、敷地から半径160km以内（地理的領域）<sup>※</sup>にある第四紀火山について、原子力発電所に到達する可能性について評価することとしています。規制委員会は、火山ガイドを踏まえ、本発電所の運用期間に火砕物密度流が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいとする評価は、地理的領域内の影響を及ぼし得る11火山による火砕物密度流が敷地周辺までの到達が認められないことから、妥当であると判断しています。</p> <p>また、規制委員会は、本発電所において地理的領域外にある十和田は火砕物密度流の評価の対象外であることを確認しています。</p> <p>※) 既往最大である阿蘇4の噴火による火砕流の到達距離から設定</p> <p>➤ 規制委員会は、降下火砕物の最大層厚15cmについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 敷地及び敷地周辺の降下火砕物の分布状況、例えば敷地内で確認された最大層厚が10cmであること</li> <li>● 鳴子カルデラを対象とした降下火砕物シミュレーションによる検討結果として、不確かさを考慮したケース（風向を敷地</li> </ul> |

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>定がギリギリである。想定の子倍の降下火砕物にも対策すべきである。</p> <p>【火山事象の影響評価（降下火砕物）について】</p> <p>➤ 降下火砕物の層厚評価において、白頭山は評価を実施しているのか。</p> | <p>方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したケース）での評価結果が12.5cmであることから総合的に評価し、不確かさを考慮して適切に設定されていることから、妥当であると判断しています。</p> <p>また、降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設については、想定された降下火砕物の堆積荷重（層厚15cm）に加え、常時作用する荷重、運転時荷重等を考慮した設計荷重が、許容荷重に対して余裕を有することにより構造健全性を失わず、安全機能が損なわれない方針としていることを確認しています。</p> <p>引き続き、建屋等の構造成立性に係る詳細設計については、工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 規制委員会は、降下火砕物に関する評価において、白頭山の降下火砕物は、敷地及び敷地周辺に降灰実績がなく、その分布状況から他の降下火砕物に比べて、敷地に及ぼす影響が小さいことを確認しています。</p> |

### III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ 火山噴火では、周辺に火砕流等の直接的被害をもたらす事象の他に、火山灰が周辺地域に広く降り被害をもたらす。ことに、粒子の細かい火山灰はありとあらゆる隙間から建物や機械の内部に入り込むことが知られている。原発の制御機器の内部に入り込む可能性も当然考えられ、機械の停止や深刻な障害発生などをもたらすであろう。ありとあらゆる隙間から入り込む火山灰をいかに防ぎ、制御機器の動作を保証するか（東北電力の言い分を鵜呑みにするのは審査の意味がない）、今次審査をやり直して改めて検討考査する必要があると考える。</p> | <p>➤ 電気系及び計測制御系の設計対処施設は、降下火砕物の特徴を踏まえ、外気と遮断された全閉構造等により、安全機能が損なわれない設計とする方針を確認しています。</p> <p>また、外気を取り入れる非常用ディーゼル発電機等の設計対処施設については、フィルタによって降下火砕物が侵入し難い設計とすることとし、更に降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする方針を確認しています。</p> <p>今後は、保安規定変更認可に係る審査において、具体的なフィルタの運用方法、体制等を確認することとしており、降下火砕物への対策について、運転開始までに対策が適切に実施されることを確認します。</p> |
| <p>➤ 下から4行目「また、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能とする設計としている。」とあるが、取り替え又は清掃がどのように可能なのか、具体的な根拠を明示すべきである。火山灰により外部電源を喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が重要となり、動機が空冷式の場合に吸気口のフィルタの取り替え又は清掃がどのように可能かは焦点となるため。(97p)</p>   | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 火山灰の影響による電気設備等の故障は、フィルタで防御できるのか。フィルタが詰まった場合に、交換時間内に様々な問題に対処できるのか。その他自動車のエンジン故障が様々な問題を引き起こすのではないか。</p>  | <p>➤ 同上</p>  |

| III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）   |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>➤ ④に「また、電気系及び計装制御系のうち、空気を取り込む機構を有する計測制御用電源設備（無停電電源設備）及び非常用所内電源設備（所内低圧系）は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。」とあるが、「外気取入口にフィルタを設置」することが、なぜ「空調管理」（温度・湿度の管理）することになるのか？「絶縁低下」への対策になっていないのではないのか？(97p)</p> | <p>➤ 空調管理とは、空気の温度や湿度、清浄度、気流などを調整・管理することです。外気取入口にフィルタを設置することで、降下火砕物等の微粒子の侵入を抑制し、清浄度を調整・管理することにより、降下火砕物による絶縁低下を防止する方針としていることを確認しています。</p> |

| III-4. 2. 3 外部火災に対する設計方針（第6条関係）  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 発電所敷地内における航空機落下等の火災について、後段の大規模な自然災害又は大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応と整合していない。</p> <p>また、軍事行動も対象とはなっていないようであるが、そもそも「テロ攻撃」とは軍事行動も含むものであるから、それへの対処がないことは想定に問題がある。これら飛来物による攻撃についても指摘をすべきである。(99p)</p> | <p>➤ 設置許可基準規則第6条において想定する発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある人為事象については、その想定から故意によるものを除いています。このため、外部火災の影響評価においては、故意によるものを除いた発電所敷地内の航空機落下確率が <math>10^{-7}</math> 回/炉・年以上となる区域に航空機が落下し火災が発生することを想定し、さらに発電所敷地内の危険物タンク等の火災との重畳を考慮しても安全機能が損なわれない設計とすることを確認しています。</p> <p>故意による大型航空機の衝突については、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）における審査で確認しており、大規模損壊が発生した場合でも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備が行われる方針であることを確認しています。</p> <p>なお、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保</p> |

| III-4. 2. 3 外部火災に対する設計方針（第6条関係） |                            |
|---------------------------------|----------------------------|
| 御意見の概要                          | 考え方                        |
|                                 | 護法に基づき、必要な対策が講じられることとなります。 |

| III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）  |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 気候変動により今以上に危険な台風が発生する可能性が指摘されており、原発事故を引き起こす可能性を否定できません</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則の解釈において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとする旨規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。自然現象の組合せについては、網羅的に検討し、安全施設に与える影響を踏まえて抽出した上で、考慮すべき事象を決定し、その影響に対して、施設の安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。<br/>なお、今後、想定を超える自然現象の発生など新たな知見が得られた場合には、発電所の安全性への影響について検討することとなります。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 温暖化で地球環境はこれからさらに悪化し、地震や津波などの自然災害も今までの常識を超える規模になると思われます。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本は毎年災害があります。年々自然災害の頻度悲惨さが増してきています</li> </ul>                      | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 特に今後の地球の変化による災害などを考えると、もう想定外でしたではすまされません。</li> </ul>               | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |

| III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）   |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 自然災害は、だれにも予測しがたい災害であり、今年の数重なる台風被害にもみられるように、容赦なく人間が作ったものを破壊します。人間の苦い経験から生まれた類まれなる英知を結集してつくられたものであっても、時間経過の影響予測と自然災害を完全に防御する力など存在しません。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 科学的、技術的に合格したとして、科学と技術で事故は防げません。ただでさえ自然災害しかり、人工的に災害を引き起こされている現状で稼働とは、日本人のこれからを考える思考ではありません。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今日本では、かつて経験したことのない大災害が続いています。それが原発をおそったとなったら、考えただけでもおそろしいです。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ いくら対策は充分だと言っても自然災害は予測不可能であり、女川原発の再稼働を中止する事がもっとも大事な選択であります。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地球温暖化により想定以外の災害が起きている。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 災害の多い日本では危険なことだ。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 想定外の災害が多く不安だ。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 特に今後の地球の変化による災害などを考えると、もう想定外でしたではすまされません。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）   |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 子供が小さいため予知できない自然災害など起きたときの安全面が不安である。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 自然現象は想定外がつきものです。(82P)</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 自然は、人間の予想を超えることがあります。「想定外」ではありません。車が壊れるのとは、訳が違います。取り返しが付かないのです</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ これから温暖化に成り自然災害、例えば台風、竜巻等有事が起こった時、福島原発で起こった事も女川原発稼働にて同じ事に成る可能性有ります。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 近年の自然災害の頻発する日本で、安全性に疑問のある原発はそもそも馴染まないのではないか。(150P)</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原発に対して、この頃の自然災害が予測できずにいる中で将来最悪の事態に達した時に真実の説明をされず「被ばく」となり地域防災を何展していても考えます。原発なしで、電気が足りているならば一番の対策は、原発をやめることだと思います。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ こんなに自然災害が多発している時に、絶対に安全とは言い切れないと思います。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 近年巨大化する台風や、災害が想定されますので、再稼働には断</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |



| III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）  |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>固反対です。</p> <p>➤ 3.11の時点で、被害に上限のない自然災害、地震大国日本には原子力発電は無理であると突きつけられたのと同じです。女川だけでなく、どんなに技術があろうとも、日本では無理です。</p> <p>➤ 原子力による被害は無限大だ。</p> <p>➤ 女川原発では、巨大・太陽フレアからの強力な電子等に対する防御対策が策定されていない。</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 太陽活動に起因する大規模な電磁障害（太陽フレア）については、磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があります。日本では、磁気緯度、大地抵抗率の条件から地磁気変動が影響を及ぼす可能性は極めて小さく、その影響は欧米に比べて無視しうる程度であるため除外するとしていることを確認しています。</p> |

| III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）   |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 飛行機事故や飛行機によるテロ攻撃に関しては、攻撃されても物理的な破壊は生じない構造であることを求めておらず、確率論で対応を回避してしまったり、火災対応といった消極的なことしか求めている。これでは到底安全性が担保されているとは言えない。</p> | <p>➤ 航空機の落下（故意によるものを除く。）については、設置許可基準規則第6条第8項において、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」に基づき、防護設計の要否について確認することを要求しており、防護設計の要否判断の基準を航空機落下確率が<math>10^{-7}</math>回/炉・年を超えないこととしています。審査においては、航空機落下確率が<math>10^{-7}</math>回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はないことを確認しています。また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発</p> |

III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ テロや飛行物体から原発を守る方策はほとんど取られていないように見受けられます。先日も米軍機から模擬弾が演習場以外の場所に落とされましたが、米軍に限らず、何らかの飛行物体が落下しても爆発しないだけの措置がとられていると原子力規制委員会は断言できるのでしょうか。</p> <p>➤ 飛来物について、自衛隊機と航空機以外の落下物に関する審査が不適切・不十分。原発近傍の墜落事故等は極めて重大な事象なので、規制委員会は事故の詳細・原因・対策等を可能な限り確認し、独自に調査・分析・評価し原発への落下確率等に反映すべき。戦闘機や航空機以外の落下物として模擬弾等が原発に衝突した場合を評価し審査すべき。</p> <p>➤ 自然災害その他想定外（飛行機その他の物体の落下）も起き得ると思う。</p> <p>➤ 女川原発の 30km 付近には、自衛隊松島基地があり、そこを飛び立つ飛行機が、原発上空で落下したり、テロによる大事故が発生</p> | <p>電用原子炉施設の大規模な損壊については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。</p> <p>武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策が講じられることとなります。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）

| 御意見の概要   | 考え方         |
|--|-------------|
| <p>したり、不測の事態に備えての「設計上考慮する必要」があるのではないか、との不安が残ります。</p>   |             |
| <p>➤ かつて、女川原発の近くに、自衛隊機が墜落したことがあります。今年11月20日の衆院経済産業委員会で示された電力事業者が施設付近を航空機が通ったことを報告する「航空機飛行確認連絡票」によると、この三年間で57件あったと。また、原発立地道県の知事らが会長等を務める団体協議会が原子力施設周辺上空の飛行禁止等の法制化を求めている。こうした危険のある原発の再稼働を認めるわけには行きません。</p> | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 女川原発の半径30km付近に自衛隊松島基地があり、以前にはブルーインパルスが牡鹿半島に墜落したこともある。また、将来、最悪のテロとして、ミサイル等の高速飛行物体の意図的落下も考えられ、これを「設計上考慮する必要はない」とはいえない。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 女川原発の近くに航空自衛隊松島基地があり、過去、女川原発の数キロメートル地点に自衛隊機が墜落した現実がある。さらに同基地が自ら設定した飛行禁止区域、原発上空3.6kmの圏内に侵入し飛行していたことも判明しました。今年、女川原発上空を4回にわたって飛行していたと国会で問題に。</p>   | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ テロではなく、事故で航空機から物が落下したり、航空機が墜落することがないとは、誰にも言えません。現に、近くに自衛隊松島基地があっけいつも危険な訓練をしており、かつてブルーインパルス飛行をしていて、牡鹿半島に墜落した実績もあります。そ</p>  | <p>➤ 同上</p> |

### Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>のような心配にどう答えるのでしょうか。</p> <p>➤ 最近のサイバー攻撃についてはより巧妙化しているのが現実である。単に「電磁波侵入防止対策」を講じただけでは不十分ではないか。(82p)</p> <p>➤ 「Ⅲ－４．２．５その他人為事象に対する設計方針」について、一般にこれは安全保護系統以外のサイバー攻撃ないしは外部からシステムへの侵入についてを含むと考えられるが、その観点からの対策は記載されていない。特定重大事故対処等施設は原子炉の冷却・放射性物質拡散防止等に関しての施設、設備についてのものと思われるから、それに至る前のシステムへの侵入行為等について対策が記載されていないのは不備である。安全保護系以外でも侵入されることで重大な機器を招く危険性はある。ウイルスの侵入例はシステムの外部接続に寄らずとも発生しているし、従業員によるデータの持ち出しなどは外部からの侵入にも大きな侵入口になっている。このような対策について記述がないのは不備である。(109p)</p> <p>➤ サイバー攻撃への対策の不十分さ (110p)</p> | <p>➤ 審査においては、発電用原子炉施設への不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するための設備を設ける方針であること及び安全保護回路の不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計する方針であることを確認しています。これに加えて、核物質防護対策として、原子力施設では情報システムに対する外部からのアクセス遮断が規制要求されているなど、サイバーセキュリティ対策が行われています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

### III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ サイバーテロへの防御の検討が不十分である。</li> <br/> <li>➤ 外部と遮断されたイントラネットに外部へのバックドアを開けるため、業務に関わる人間の保有するコンピューターにウィルス仕込んだり、協力者を潜り込ませるなどの方法も考えられる。審査書案作成について、悪意ある侵入の可能性について、専門家の意見聴取や討論などをどの程度行ったのか。日進月歩と言われるコンピューター犯罪の手口についての認識、また制御システムの独立性を確保するために東北電力がどの程度の備えを行い規制委員会がそれを安全だと認めたのか、</li> <br/> <li>➤ P112III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止(第7条関係)3. 情報システムの外部からのアクセス遮断だけでは、悪意有る人の現場での不正アクセスが防げるとは言えません。現場での不正アクセス対策の追加が必要と考えます</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査においては、発電用原子炉施設への不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するための設備を設ける方針であること及び安全保護回路の不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計する方針であることを確認しています。また、核物質防護対策として、原子力施設では情報システムに対する外部からのアクセス遮断が規制要求されているなど、サイバーセキュリティ対策が行われています。</li> <br/> <li>➤ 同上<br/>また、出入管理（信頼性確認他）等の不審者の侵入防止対策が行われています。</li> <br/> <li>➤ 同上</li> </ul> |

### III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ P112 III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止(第7条関係)2.「発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込みを防止するため、持込み点検が可能な設計とする。」とありますが、昨今のドローン技術の普及により、ドローンによる爆発物の持込み、毒ガスの散布(特に制御室吸気口付近での散布)を防止する方法を検討、明記すべきと考えます。また水中ドローンによる爆発物持込みは、活動場所が水中である、現状では有線タイプが殆どである等、制限も有るものの空中用に比べ積載重量が格段に大きく、大型の爆発物が持込まれる可能性があり、これも確実に防止できる方法を検討、明記下さい。</p> | <p>➤ 核物質防護対策については、核物質防護規定の認可等において確認しています。<br/>         なお、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策が講じられることとなります。</p> |
| <p>➤ P112 III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止(第7条関係)第7条に則り、不法な侵入の防止について確認する事も必要ですが、悪意有る人が正規の手続きで中に入り破壊活動を行う等の不法行為を行う可能性も十分に有るため、第7条の適合のみならず、作業員雇用段階での審査や内部での破壊活動対策等は、必要な追加審査対象として審査して下さい。</p>   | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 女川原発を含め、原子力発電所は海外の攻撃にとって、もっとも攻撃されやすいターゲットになりかねない。武力行使による攻撃があった場合、及びはハッキングが発生した場合の対策に関しても、申し上げてもらいたいです。(現実で申し上げますと、不可能に近いと私は考える)</p>  | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 「III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）(112P) について。特に近年は、イスラエルによると思わ</p>   | <p>➤ 同上</p>  |

### III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

| 御意見の概要   | 考え方         |
|--|-------------|
| <p>れるイラン原子力施設へのサイバー攻撃やアルジェリアにおける日本企業への武装集団の攻撃が発生しており、日本の原発にそれらが及ばないとする根拠はない。侵入や武力行使について考慮されていない審査書は不備でありやり直すべきである。ただし、日本政府が対外武力行使に及ぶような事態にもなれば、事実上核地雷化しかねない原発に対して、例えば自衛隊など武装組織で防衛することは、武力攻撃をエスカレートさせるだけのものであり民主国家として容認できるものではない。</p> <p>➤ 原子炉制御系へのサイバー攻撃は設備の安全操業に直接関わる深刻な事態を引き起こす可能性がある。脆弱性の検討と防護への対処にはコンピュータに関する高度な知識と技術が必要である。そのため、原子炉制御システムのサイバー攻撃に対するセキュリティ専門家の選任を行うべき</p> | <p>➤ 同上</p> |

### III-6 火災による損傷防止（第8条関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ P117 4. 火災の感知及び消火に係る設計方針(1)火災感知設備②複数の火災感知器を組合わせて設置するとしていますが、いずれかが感知すれば感知と判断する or 条件と、全てが感知したら感知と判断する and 条件が有りますが、どちらを使うのでしょうか？安全性を考えると or 条件の方が安全側であるため or 条件とすべきと考えます。</p> | <p>➤ 火災の感知については、異なる種類の感知器が、「or 回路」で警報を発生する設計方針を確認しています。</p> <p>なお、火災防護基準では、火災感知器について、火災を早期に感知できるよう固有の信号を発する異なる種類の感知器又は同等の機能を有する機器を組合わせて設置すること、また、その設置に当たっては、感知器等の誤作動を防止するための方策を講じることを求めています。審査においては、火災感知器について、環境条件等や火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の安全機</p> |

### III-6 火災による損傷防止（第8条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ P118 4. 火災の感知及び消火に係る設計方針(1)火災感知設備線量の高いエリアではアナログ式は放射線による故障に伴う誤作動が生じる可能性があるのではないのでしょうか？その対策として吸引式感知器を設置する場合、計測後の排ガスの処理方法、吸引配管の破断の検知方法を明確にする必要が有ると考えます。また、吸引式の場合、サンプリングによる時間遅れが発生しますので、時間遅れに対する許容値とその根拠を示して下さい。</p> <p>➤ P116 ケーブルについては全て例外なく難燃性にするのが大原則であり、交換が難しいからといって、それ以外のケーブルを使うべきではない。実際、これまで女川原発では何度も火災が起きており、ケーブルの材質はレベルを落とすべきではない</p> | <p>能を有する機器の種類に応じて予想される火災の性質を考慮し、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、炎感知器等から異なる種類の感知器を組み合わせて設置する設計とすることを確認しています。</p> <p>➤ 同上<br/>なお、吸引式感知器は使用しない方針を確認しています。</p> <p>➤ 新規制基準においては、原則として、安全機能を有したケーブルは難燃ケーブルを使用する旨規定されています。一方で、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的な根拠が示されれば当該規則に適合するものと判断する旨も規定されています。<br/>審査においては、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器と放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器に係るケーブルについて、核計装ケーブル及び放射線モニタケーブルを除き、難燃ケーブルを使用することを確認しています。核計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは、専用電線管に収納するととも</p> |



| III-6 火災による損傷防止（第8条関係）  |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <p>➤ P116 一、その他、ケーブルの問題（P116）。</p> <p>➤ 審査書では地震によるHEAF発生を抑制する方策等については特に記述がない。地震による震動は最もHEAFを引き起こしやすい状況であることは、わずか5年足らずで二度にわたり原子炉冷却システムを含む冷却システムに電力を送る系統につながる場所で発生していることは深刻な問題を提起しているのに、重要視していないのは間違いである。</p> | <p>に、電線管の両端は、酸素供給防止のための耐火性を有するシール材により密封することにより、十分な保安水準が確保されることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 高エネルギーアーク損傷火災対策については、発電用原子炉施設における火災の発生防止に係る設計方針の審査（設置許可基準規則第8条関係）において、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対策を講じる設計とする方針を示しており、火災防護基準の規定にのっとっていることを確認しています。</p> <p>高エネルギーアーク損傷対策については、平成29年8月8日に実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則等の一部改正等が行われ、これに基づき、経過措置期間が終了するまでの間に、今後、事業者から工事計画変更認可申請がなされ、当該審査（技術基準規則第45条第3項第1号関係）において詳細設計等を確認する予定としています。</p> |

| III-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）   |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針「原子炉冷却材喪失事故のための機器については、溢水の影響評価対象としない」としていますが、冷却材喪失と溢水が同時に起きない根拠を示して下さい。冷却材が流れ出て溢水となる事は無いのでしょうか？(126p)</p> | <p>➤ 原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器については、没水、被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認していることから、溢水による影響評価の対象としないことを確認しています。</p> |

| III-9 安全避難通路等（第11条関係）  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>➤ 第十一条には“第3号”のみが存在しているのではなく、第1号と第2号も存在しており、それぞれ個別の要求が展開されている。審査書(案)には、第3号以外の審査の経緯と審査結果その理由が記載されておらず、設置許可基準規則第十一条の要求の全てを満たしているとは断定できない。従って、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第4号に適合と判断するための根拠が欠落しており、同法同条第一項の規定により許可する事ができない。</p> | <p>➤ 審査書(案)は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。設置許可基準規則第11条第1号及び2号については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。</p> |

| III-10 安全施設（第12条関係）  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能、原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能、事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能のすべてに於いて、設置許可基準規則第十二条の要求事項の多重性又は多様性及び独立性の機能を満たしているとは断定できない。</p> | <p>➤ 審査書(案)は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能及び原子炉内低圧時における注水機能並びに原子炉停止後における除熱のための残留熱除去機能は、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。</p> <p>なお、設置許可基準規則第12条第2項では、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」として、上記の機能を有する系統については、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない</p> |

### III-10 安全施設（第12条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 動的機器の「多重性又は多様性及び独立性」については何も記載されておらず、設置許可基準規則第十二条の要求事項を満たしているとは断定できない。ECCS系に電力を供給する非常用電源を、単系統としてのみ設置する方針が判明した。これは、第十二条第2項の「多重性又は多様性」の要求に不適合であり、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第4号に不適合となるため、このままでは、同法問条第一項の規定により「許可をしてはならぬ」事になる。</p> <p>➤ p139III-10 安全施設(第12条関係)1. 静的機器の多重性(2)単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合「格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管は、全周破断を仮定したとしても、冷却機能、安全機能を維持でき、多重性は必要ない」としていますが、この状態で他が故障すれば単一故障ではなくなるため、早急に運転を停止して復旧する必要があり、本事象発生が適切に検知できる事を明確にすべきと考えます。</p> | <p>ことを求めており、既許可において当該要求を満たした設計となっていることが確認されています。</p> <p>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。動的機器の多重性又は多様性及び独立性については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。</p> <p>なお、設置許可基準規則第12条第2項では、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」として、上記の機能を有する系統については、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならないことを求めており、既許可において当該要求を満たした設計となっていることが確認されています。</p> <p>➤ 審査においては、格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管（ドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管）について、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し所定の安全機能を維持できる方針を確認しています。具体的には、ドライウェルスプレイ管の破損によって格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用不可となることを想定し、残留熱除去システムを用いたサプレッションプール水冷却モードを使用することにより原子炉格納容器の冷却機能を達成できること</p> |

| Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係） |  |
|-------------------|--|
| 御意見の概要            | 考え方  |
|                   | を確認しています。このサブプレッションプール水冷却モードは、残留熱除去系２系統が使用でき、仮に１系統が使用不可の場合であっても、他の１系統を用いて原子炉格納容器の冷却機能を達成できることを確認しています。 |

| Ⅲ－１１ 全交流電源喪失対策設備（第１４条関係）  |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>➤ 蓄電池（非常用電源）が８時間しかもたないのでは、全く不十分ではないか。基準そのものが緩いと言わざるをえない。（140p）</p> | <p>➤ 設置許可基準規則第１４条においては、全交流動力電源喪失（外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳をいう。以下同じ。）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全な停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できるよう設計することを要求しており、審査においては、蓄電池（非常用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約15分間に対し、必要な設備に8時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計する方針を確認しています。</p> <p>また、設置許可基準規則解釈第５７条において、重大事故等対処設備としての蓄電池は原則負荷の切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間に渡り電気の供給を行うことが可能であることを規定しており、当該申請はそれに適合していることを確認しています。</p> |
| <p>➤ 蓄電池が８時間しかもたないので不十分だと思います。</p>                                    | <p>➤ 同上</p>   |

| Ⅲ－１２ 炉心等（第１５条関係）   |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 福島第一原発事故での炉心溶融の原因究明がなされていないため、「Ⅲ－１２ 炉心等（第１５条関係）」の審査結果は絵に描いた餅ではないのか。</p> | <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故については、国会、政府等において事故調査報告書がまとめられ、基本的な事象進展等について整理されるとともに、日本国政府から IAEA に対し事故報告を提出するなど、新規制基準策定時点において、福島第一原子力発電所事故と同様の事故を防止するための基準を策定するために十分な知見は得られていたと考えています。</p> <p>本節は、表現の適正化に係る設置許可基準規則及びその解釈の一部改正に伴い、申請者から変更申請がなされた内容について審査した結果を示しています。</p> |

| Ⅲ－１３ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）  |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>➤ 原発内に保存される使用済み核燃料の保管状態は福島第一原発事故以来、非常に危険性の高いものであることが判明しているが、何ら対策がなされていない。</p> <p>➤ p141 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設(第 16 条関係)「使用済み燃料貯蔵施設(乾式キャスクを除く。）」における重量物の落下時にも</p> | <p>➤ 使用済み燃料貯蔵槽は、異常の発生を防止する対策や仮に水位が低下しても給水することで異常の拡大を防止する対策が講じられています。加えて、新規制基準では、水が漏えいした場合でも燃料の損傷を防止する対策の整備を要求しています。さらに、大量に水が漏えいし、水位が異常に低下した場合においても、燃料の著しい損傷の進行を緩和するとともに、臨界を防止するための対策を要求しています。審査では、それぞれの対策の有効性について、確認しています。</p> <p>➤ 御指摘の設置許可基準規則第 16 条第 2 項第二号において「乾式キャスクを除く」としているのは、使用済み燃料施設のうち使用済</p> |

| III-13 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）              |  |
|---|--|
| 御意見の概要                                      | 考え方  |
| 貯蔵施設機能が損なわれない設計」とありますが、乾式キャスクを除いて良い理由は为什么呢？ | 燃料プールに適用される要求事項であることを明確にするためです。乾式キャスクに適用される要求事項については、同条第4項に規定されています。 |

| III-14 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条関係）   |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 144ページ、4. [上側]:「新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、クラス1機器における要求を満足していることを確認する。」とあるが、「新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管」とは具体的に何か？</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン、残留熱除去系ヘッドスプレイライン、原子炉再循環系ドレンライン及び原子炉圧力容器ドレンラインの第1隔離弁から第2隔離弁の範囲です。</li> </ul> |

| III-15 安全保護回路（第24条関係）  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p144安全保護回路(第24条関係)1.「安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により物理的に分離する」とありますが、鍵が管理されていなかったり、盤の鍵が汎用的なもの(T社#200や#350等)であったりしては意味が無いので、実効性まで含めて確認すべきと考えます。</li> <li>➤ 基準規則第二十四条4号が未審査。また、第二十四条には“6号”のみが存在しているのではなく、1号から5号までと7号も存在しており、それぞれ個別の要求が規定されている。審査書(案)には、第二十四条6号以外の審査の経緯と審査結果その理由が記載されておらず、設置許可基準規則第十五条の要求の全てを満たしてい</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、基本的な設計方針を確認しています。具体的な鍵管理を含め、原子力発電所の保安活動については、保安規定等に規定され、その遵守状況については、原子力規制検査において、必要に応じ確認していきます。</li> <li>➤ 審査書(案)は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。設置許可基準規則第24条第1号、2号、3号、4号、5号及び7号については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。</li> </ul> |

### III-15 安全保護回路（第24条関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>るとは断定できない。従って、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第4号に適合と判断できない。例えば、チャンネル間の独立性要求に不適合な事例（女川含む）が多く、女川1, 2, 3号の中央制御室床下において、ケーブルの不適切な敷設状態が発見され、保安規定違反（違反2）と報告されている。</p> <p>➤ 審査漏れ：基準規則第二十四条第1項第1, 2, 3, 4, 5, 7号が未審査。その内、4号には不適合。第二十四条には“第1項第6号”のみが存在しているのではなく、第1号から第5号までと第7号も存在しており、審査書(案)には、第1項第6号以外の審査の経緯と審査結果その理由が記載されておらず、設置許可基準規則第十五条の要求の全てを満たしているとは断定できない。第二十四条第1項には重要な要求があり、例えば、女川1, 2, 3号の中央制御室床下において、ケーブルの不適切な敷設状態が発見され、保安規定違反と報告されている。</p> <p>➤ 基準規則第二十四条3号が未審査、しかも女川原発で、第二十四条3号に不適合のための事故が最近発生している。第二十四条には“第6号”のみが存在しているのではなく、第1号から第5号までと第7号も存在しており、それぞれ個別の要求が規定されている。審査書(案)には、第1項第6号以外の審査の経緯と審査結果その理由が記載されておらず、設置許可基準規則第十五条の要求の全てを満たしているとは断定できない。従って、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第4号に適合と判断するための根拠が欠落して粘り、同法同条第一項の規定により許可する事ができない。例えば、2019年10月26日に発生したモニタリングポストの伝送さ</p> | <p>なお、御指摘の不適切なケーブルの敷設に係る保安規定違反（違反2）については、その是正処置、再発防止対策等を保安検査等で確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。設置許可基準規則第24条第1号、2号、3号、4号、5号及び7号については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。なお、御指摘のモニタリングポストの伝送不備については、女川原子力発電所原子力施設保安規定に基づき、適切に不適合管理がなされていることを保安調査において確認しています。</p> |

### III-15 安全保護回路（第24条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>れない状態。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「III-15 安全保護回路（第24条関係）（144P）について。「安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。」盤の施錠は破壊されれば突破されるので根本的解決にはならない。</li> <li>➤ 「2. 安全保護系のデジタル計算機は、通信状態を監視し、送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断した上で、通信を送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。」判然としなが送信のみとするのはハードウェア上のことかソフトウェアでの設定か。後者ならばシステムエンジニアクラスにとっては簡単に解除できてしまうから解決にはならない。前者の場合は、具体的どうするのか理解できないのでその旨の説明を求める。</li> <li>➤ 「3. 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。」とは、固有の言語体系を開発したということか。そんなことをすれば、固有の言語を理解しないとメンテナンス一つ出来なくなり、システムを脆弱化させる危険性が高まる。バグフィックスも固有言語で行っていたのでは、開発した技術者がいなくなれば直ちに危険な状態に陥るであろう。これは対策ではな</li> </ul> | <p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、基本的な設計方針を確認しています。具体的な鍵管理を含め、原子力発電所の保安活動については、保安規定等に規定され、その遵守状況については、原子力規制検査において、必要に応じ確認していきます。また、核物質防護対策についても、核物質防護規定の認可等において確認しています。</li> <li>➤ 審査において、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークへのデータ転送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離することを確認しています。なお、防護装置の具体的な内容については、防護上の観点から非公開としています。</li> <li>➤ 固有のプログラム言語とは、汎用品のソフトウェアではないという意味で使用しており、審査においては、固有のプログラミング言語を使用することで、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする方針を確認しています。なお、固有のプログラム言語については、既に使用されています。また、コンピュータウイルスの混入を含む不正アクセス等による被害の防止については、上記に加え、一部デジタル演算処理を行</li> </ul> |



| III-15 安全保護回路（第24条関係）  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>い。どこかで使用実績のある言語ならば、「固有」ではありえず、記載誤りである。このあたりをはっきりさせて、どういう対策なのか明記すべきだ。また、「コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができるものであることを確認した」と記載されているが、規制委はどうやってこのようなことを「確認」し「承認する」こととしたのか。規制委側にそのようなシステムスキルがあるのか。この点も明確にしなければ妥当性は判断できない。</p> | <p>う機器が収納された盤の施錠等による物理的な分離及び外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することによる機能的な分離等により、外部からの不正アクセスを防止する設計とすることを確認しています。</p> |

| IV 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>➤ 非常事態に対応できるかが不安です。</p> <p>➤ 3ページの「なお、本審査は、1号炉及び3号炉の原子炉圧力容器には燃料を装荷しないことを前提としている。」について。原子炉を運転していないとしても、使用済燃料プールには大量の燃料が入ったままではないか。これらが乾式貯蔵等強制冷却を必要としない安定的な保管方法に移行しているのであればともかく、そうでないなら審査を行う際にこれら燃料プールの健全性や地震、津波、その他過酷事故に遭遇するシーンの検証や、それらが特定重大事故に至った場合の2号機への波及を防止するための対策等を審査すべきである。これらをしないで1、3号機を審査から除外するのは誤りである。</p> | <p>➤ 新規制基準は、東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、重大事故等が発生した場合にも、外部への影響を最小限に抑えるための十分な対策を要求しています。さらに、想定を超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生し発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合でも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うよう要求しています。これらに対して、申請者が整備する対策が、新規制基準へ適合していることを確認しています。</p> <p>➤ 1号炉及び3号炉の使用済燃料プールに使用済燃料が貯蔵されている状況を踏まえて、それらの使用済燃料プールの冷却水が全量喪失した場合等の評価を行い、各号炉の燃料集合体の健全性及び2号炉の重大事故等対処に支障を及ぼさないことを確認しています。</p> |

| IV-1.1 事故の想定                           |  |
|--|--|
| 御意見の概要                                 | 考え方                                    |
| <p>➤ 福島第一原発2号機では、圧力容器を破損させるほどの水蒸気爆</p> | <p>➤ 原子炉内における水蒸気爆発については、国内外における研究や</p> |

#### IV-1.1 事故の想定

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>発か若しくはそれに近い激しい現象が起こったとされており、原子炉圧力容器内での水蒸気爆発の「発生確率は極めて低い」とすることはできない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 格納容器破損モードの検討において、原子炉内の圧力容器内での水蒸気爆発は、「実験的研究と専門家による物理現象分析では、発生確率は極めて低いとされている」とし評価対象から除外しているが、数値で示されるべきである。</li> <li>➤ 格納容器隔離失敗を追加しない理由として「機能の確認は手順書に基づく確実な操作を実施すること、(中略) 隔離弁の閉止状態を確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価した」とあるが、人的過誤を想定し、その発生確率を数値で示して評価すべきである。</li> <li>➤ 「国内外の先進的な対策」とは具体的には何か？</li> <li>➤ 防潮堤をいくら高くしてもそれ以上の津波が来る可能性があり、再稼働に絶対反対です。</li> </ul> | <p>専門家による分析を踏まえ、BWR 体系では下部プレナム内の冷却水は飽和状態であること、原子炉内には多数の構造物が存在しており、トリガリングが制約されることから、その発生確率は極めて低いと判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 格納容器隔離失敗における隔離機能喪失による格納容器破損頻度の算定においては、ランダム要因による機器の故障のみならず人的過誤も想定しており、当該破損モードの格納容器破損頻度は <math>9.4 \times 10^{-10}</math>/炉年と十分低い値となっていることを確認しています。</li> <li>➤ 米国及び欧州（ドイツ、スウェーデンなど）において整備している先進的な対策です。具体的な事例は、申請書（追補 2. I）の別紙 3「諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について」にて確認できます。</li> <li>➤ 防潮堤については、最新の科学的・技術的知見を踏まえて策定した基準地震動及び基準津波に対して、津波防護機能を維持できる設計とする方針を確認しています。また、基準津波を超える津波など大規模な自然災害等により、大規模な損壊が発生した場合でも可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応</li> </ul> |

| IV-1.1 事故の想定   |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>➤ 防潮堤が壊れた場合を想定した対策はとられているのか。津波が何波にもわたって襲来し、東日本大震災では、岩手県宮古市田老の防潮堤が粉みじんになるなど想定外の事態が起こったが、それらの知見はいかされているのか？</p> <p>➤ 「格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。」とありますが、最も厳しいプラント損傷状態となる条件が最も早く事態が深刻な状況に陥る条件と一致するとは限らないのではないか。有効性評価ガイドの見直しを含めて再検討すべき。</p> <p>➤ これまでにも、柏崎刈羽6・7号機及び東海第2発電所に関する審査書案に対してコメントを提出しましたが、貴委員会の「考え方」では、納得しがたい理由により、いずれも考慮不要とされました。以下に、理由を付して再々度コメントしますので、厳正に検討していただくとともに、判断の根拠となる実証的知見を示して下さい。</p> <p>(1)地震時の原子炉容器内冷却材密度分布の変動に伴う反応度投入事象<br/>炉容器内に冷却水と蒸気が混在するBWRでは、地震時に、炉心</p> | <p>ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 御指摘の「最も厳しいプラント損傷状態となる条件が最も早く事態が深刻な状況に陥る条件と一致するとは限らないのではないか。」という点について、評価事故シーケンスの選定に当たっては、事象進展の厳しさの観点及び事象進展緩和の余裕時間の観点から総合的に判断して選定されていることを確認しています。</p> <p>➤ 以下のとおり、地震時の起因事象として原子炉圧力容器内冷却水密度分布の変動に伴う反応度投入事象を考慮することは不要と判断しています。</p> <p>水平方向に地震による加速度が加わる場合、次の理由によりチャンネルボックス内及び炉心全体としての大きな水密度分布の変動は生じないことから、これに伴う著しい反応度の投入はないと考えられます。</p> <p>① 炉心全体で有意な密度分布変動に発展するには、チャンネルボックス内の二相流動と下部プレナム及び上部プレナム内</p> |

#### IV-1.1 事故の想定

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>内の減速材である水の密度分布が変動して反応度が投入される可能性があることは否定できません。従って、その反応度の大きさや投入の速さについて実証的な検討が必要となります。「考え方」では、炉心全体でのスロッシングのような流動振動に発展する必要があると断定して、スクラムが間に合うので著しい反応度の投入はない、との見解ですが、その断定の根拠が示されていません。第一に検討すべき地震動は、水平方向に横ズレ断層を生じるような変位型の地震動だと考えられます。このような断層運動に乗って炉容器が動くと、内部の炉心上・下部プレナム内及び炉心チャンネルボックス間の水が同一方向に加速度を受けて片方の半炉心側の水の量が瞬間的に増加する可能性があると考えられます。第二に検討すべき地震動は、加速度型の上下動です。炉心チャンネルボックス内で燃料棒表面から発生している蒸気泡の離脱が燃料棒の上下動によって促進され、流動抵抗が減少して沸とう開始点が押し上げられたり、熱水中での突沸や気泡の巻き込みが生じて、水塊が制御棒挿入率の小さい炉心上方へ移動することも考えられます。以上の事象は、流路の複雑さや気液二相流の加振特性なども考慮すると、実験を含む検討が不可欠だと考えられます。</p> | <p>の流動が連成し、ある程度の時間をかけて炉心規模でのスロッシングのような流動振動に発展する必要があります。こうした炉心規模の流動振動の固有周波数は低く、炉内構造物の共振により増幅される卓越周波数からは離れているため継続的に励起されるとは考えにくく、また、これよりも周波数の高い地震加速度により自動スクラムし、制御棒が全挿入されるため、こうした流動振動が進展する可能性は極めて低いと考えられること。</p> <p>② チャンネルボックス内の水密度分布変動については、チャンネルボックス内には、燃料棒が稠密に存在していることから気泡の横方向の移動が制限され、チャンネルボックス内での水密度分布が変化しても、炉心全体としては有意な影響とはならないと考えられます。また、チャンネルボックス内のスロッシングが発生しても振幅は小さいと考えられること。</p> <p>また、鉛直方向に地震による加速度が加わる場合、次の理由により水密度分布が有意に変化することはなく、これに伴う著しい反応度の投入はないと考えられます。</p> <p>① 鉛直方向の加速度の卓越周波数は高く、燃料集合体に対して継続的に大きな加速度が加わることは考えにくく、燃料集合体の浮き上がり量はわずかであり冷却水との相対的な位置関係は大きく変わることはないと考えられること。</p> <p>② 運転中の原子炉では、再循環系による強制対流が維持されています（流量約 10,680～35,600t/h）（※1）。再循環系ポンプは、地震により原子炉スクラムしても低速度で運転を継続します。仮に再循環系ポンプの電源が喪失した場合でも、ポンプ回転数半減時間は約 5 秒であり、スクラムにより全制御</p> |

IV-1.1 事故の想定

| 御意見の概要 | 考え方  |
|--------|--|
|        | <p>棒が挿入されるまで強制対流が維持されることを確認しています。燃料有効長底部は液相の单相流、燃料有効長頂部は約 70%から 80%のボイド率の二相流となっています。液相と気相は、摩擦による相互作用を及ぼしながら、蒸気がやや大きな速度を持ちながら上方に流れています。水と蒸気の密度比は大きく、地震による加速度が鉛直方向に加わった場合、慣性の大きな液相における速度変化は再循環系による強制対流による速度に対して小さく、また慣性の小さな蒸気は周囲の液相との摩擦により拘束されます。これにより、チャンネルボックス内の鉛直方向の水密度分布が有意に変化することはないと考えられること。</p> <p>さらに、以下に示すように、過去の大規模地震時において BWR プラントでの反応度投入事象は確認されていません。いずれのケースも地震加速度高で自動スクラムし制御棒が全挿入され原子炉が停止に導かれることが確認されています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 新潟県中越沖地震発生当時の柏崎刈羽原子力発電所における運転中のプラントの平均出力領域モニタ (APRM) の推移には大きな変動がないこと (※2)。</li> <li>② 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第二原子力発電所における運転中のプラントの平均出力領域モニタ (APRM) の推移には大きな変動がないこと (※3)。</li> <li>③ 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所では、2号炉及び3号炉で中性子束高警報が発生しているものの、これは「D格子」という、燃料集合体の配置が制御棒側で広く、その反対側で狭いという偏心した配置となっているプラント特有のものであり、反応度投入事象による平均出力</li> </ul> |

IV-1.1 事故の想定

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>(2) LOCA時の緊急炉心冷却水注入に伴う反応度投入事象<br/>           LOCAが発生し、緊急炉心冷却系（ECCS）による注入が遅れて、燃料棒からのβ線及びγ線による発熱で燃料棒と制御棒が昇温する場合、「考え方」では、制御棒が約1200℃で溶け落ちる時点の燃料被覆管温度は、伝熱条件やジルカロイ-水蒸気反応により1200℃を大幅に上回っているため、炉心の幾何学的形状が維持されるとは考えられない。従って、その時点でECCS水が注入されても著しい反応度が投入されることはないとの見解です。そして、DF-4の模擬実験を参照しています。しかし、この見解が</p> | <p>領域モニタ（APRM）の推移の変動ではないこと（※4）。なお、D格子を採用していない女川2号では発生しない事象です。</p> <p>（※1）保安規定（定格流量35,600t/h、30%～100%の流量値）<br/>           （※2）経済産業省ホームページ「新潟県中越沖地震発生時の柏崎刈羽原子力発電所の運転データについて」<br/>           （※3）東京電力ホールディングス（株）ホームページ<br/>           （※4）D格子を採用しているプラントの燃料集合体の濃縮度は、制御棒側で低く、その反対側で高くなっており、地震により制御棒側の間隔が狭く、その反対側の間隔が広くなると、制御棒側の中性子束が下がる効果よりも、その反対側の中性子束が上がる効果が上回ります。この事象による中性子束の上昇が、平均出力領域モニタ（APRM）の警報設定値を上回り、中性子束高警報が発報されたものです。（原子力安全委員会資料 第28回定例会「BWRプラントにおける地震時炉内中性子束上昇事象に関する検討結果について」（平成9年5月））</p> <p>LOCAが発生し注水が遅れた場合、以下のことから著しい反応度が投入されることはないと考えられます。</p> <p>① BWRの制御棒ではB<sub>4</sub>Cをステンレス鋼製の被覆管に収納し、その管をステンレス鋼構造で覆うことにより制御ブレードを構成しています。燃料棒と制御ブレードの間にはジルカロイ製のチャンネルボックスが存在しています。制御棒の温度は、燃料からの放射熱により上昇することから、ステンレス鋼とB<sub>4</sub>Cとの共晶反応により制御棒被覆が溶融する状態（約</p> |

**IV-1.1 事故の想定**

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>当てはまるのは、十分多量の水蒸気の発生があり、その流動による炉心の冷却や著しいジルカロイ-水蒸気反応が起り得る場合に限定されると考えられます。大口径配管破断 LOCA 等で、急速に炉心内の冷却水が喪失する場合、水蒸気の発生が殆ど無い真の空焚き状態となり、燃料棒と制御棒は著しい温度差なく昇温し、制御棒が約 1200℃で炉心下部に溶け落ちた後も、燃料棒はふくれや破裂を生じつつもほぼ炉心の幾何形状が維持される状態がかなり広い範囲で起り得ると考えられます。その状態で大容量の ECCS 水が急速に炉心内に注入されると、制御棒が存在しないため低水位で臨界となるので、その後の水位上昇による反応度投入率が極めて大きく、ドプラー効果やボイド発生による負の反応度効果が間に合わずに、燃料ペレットの融解温度に達し、水中に噴出した熔融燃料が大規模な水蒸気爆発を生じて大きな破壊力が発生する恐れがあります。全ての ECCS 水にほう酸をあらかじめ混入することは最低限の安全対策として実施すべきです。また、DF-4 は、水蒸気による冷却が存在する条件での実験だと思います。</p> <p>➤ IV-1.1 事故の想定(153 ページ)、IV-1.2 有効性評価の結果(165 ページ)運転中の事故シーケンスグループに「地震動による反応度投入」を追加し、その安全性を評価することを求める。出力運転中の炉心内では、沸騰により生じる気液二相流が流れている。この状態において、強い上下動の地震力を受けた場合に、上向きの加振により瞬間的に水塊が上方に押し上げられて炉心ボイド率が低下、それに伴って反応度が投入されて原子炉出力</p> | <p>1, 200℃)では、燃料被覆管温度は、これを大幅に上回り、かつ、蒸気の供給によるジルコニウム-水反応により急激に上昇するため、炉心の幾何学的形状が維持されるとは考えられません。</p> <p>② このような状態は、BWR の炉心を模擬した DF-4 (※) の実験でも見られています。</p> <p>また、炉心損傷後の手順として未臨界を維持するため、重大事故等対処設備と位置付けている「ほう酸水注入系」によるほう酸水を注入する手順を整備しており、ほう酸水注入系の電源は、重大事故等対処設備である常設代替高圧電源装置から給電され、確実に起動できるよう設計していることを確認しています。</p> <p>なお、御指摘の大破断 LOCA の場合においても、実機の下部プレナム内には一定量の冷却材が存在しており、炉心溶融するまでの間、炉内は水蒸気環境下であることに変わりはないと考えられます。</p> <p>(※) R. O. Gauntt, R. D. Gasser, L. J. Ott, “The DF-4 Fuel Damage Experiment in ACRR with a BWR Control Blade and Channel Box,” NUREG/CR-4671, SAND86-1443 (1989).</p> <p>➤ 同上</p> |



| IV-1.1 事故の想定  |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <p>が過大上昇し、炉心損傷に至るおそれがある。</p> <p>➤ 164ページの表について、単一事故を想定しコンピューター解析して事故を安全に収束させるルートがあることを示したに過ぎない。そのルートで、本当に安全に収束できるのか、人為的誤操作も含めて、その確率の見積もりも示されるべきである。想定にかからずシミュレーションできなかったケースも多々あろう。東京電力の事故が詳しく解明されれば、シミュレーションしなくてはいけない事例が出てくる可能性が高い。単一事故が複数の事故を連鎖させて重大事故に拡大することも想定されていない。</p> <p>➤ 42、150ページについて、人為的ミスもありうる、一度事故がおきたら人間の手ではコントロールできない。</p> | <p>➤ 審査書（案）164ページにある有効性評価における事故の想定は、設計基準事故を超えた重大事故に至るおそれのある事故であり、起因事象に対して、設計基準事故対処設備の多重故障により重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合を想定しています。想定した重要事故シーケンス等については、有効性評価により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態に移行できることを確認しています。</p> <p>また、評価対象の重要事故シーケンス等の選定にあたって、人的過誤を考慮した上で、炉心損傷頻度が評価されていることを確認しています。具体的な人的過誤の発生確率については、申請書（追補2.1）の別添「女川原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価（PRA）について」の「表1.1.1.g-1表 人的過誤の評価結果」等にも示されています。</p> <p>➤ 同上</p> |

| IV-1.2 有効性評価の結果  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 211～256ページについて、事故時における綱渡りの対応について書かれている。このとおりに事象が進めば良いのだが、予測通りに進む確率は小さいのではないかと。現状の把握が間違っていたり、時間どおりに進まなかったり、計器類が誤作動したり、</p> | <p>➤ 有効性評価における運転員等の操作時間は、訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間に対して、十分に時間的な余裕があるよう保守的に設定されていることを確認しています。さらに、対策の有効性を確認するため、運転員操作の遅れ等の影響評価を</p> |

#### IV-1.2 有効性評価の結果

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>誤作動かどうかの確認も必要になろう。事故が想定外の方向に進んでいくことも排除できない。</p> <p>➤ 復旧作業に必要な要員は 30 名であるとして、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員および重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能としているが、必要人数と準備要員数が同じなので、事故時に落下物などで怪我人が出ると、たちどころに復旧作業が停滞してしまう。余裕のある人員の配置をすべき。</p> <p>➤ 216 ページ、「(3) 必要な要員及び燃料等」については「本事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。」これでは他の要素に対応できる要因がいなくなってしまう。又は他の要因に人を取られていたら対応できない。</p> | <p>要求し、操作が遅れた場合でも一定の余裕があることを確認しています。</p> <p>計測機器については、故障した場合にも対処できるように、多重性を有する計測機器の他チャンネルにより計測する手順が整備されていることを確認しており、他チャンネルにより計測ができない場合には、代替手段によりパラメータを推定する手順を整備することを確認しています。</p> <p>また、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することを確認しています。さらに、高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 重大事故等が発生した場合に必要な作業に応じた人員を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め配置しているかを審査し、重大事故等対応要員等 30 名で対応が可能であることを確認しています。加えて、事象発生後 1 時間以内に重大事故等対策要員 4 名を確保する方針とし、さらに追加で 12 時間を目標に 50 名を確保する方針としていることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> |

| IV-1.2 有効性評価の結果   |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 必要要員と対応要員が同じではだめだ。余裕のある人員を配置すべきだ。原子炉事故の重大性の認識が欠けている。</li> <li>➤ 事故時には多くの場所に分散して人員を配置しなくてはならない。30名で足りるのか、整合性をつけて説明すべき。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| IV-1.2.1 炉心損傷防止対策  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 168ページ下から7行について、{燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となっている}、この部分は、日本語として意味不明だ。ジルコニウム被覆管の使用前の規格厚さはいくらなのか、使用中の腐蝕厚さは幾らまで許容されるのか。<br/>おそらく、腐蝕は不均一に進行し、ピンホール状に腐蝕している部分もあろう。いま、許容される限界まで腐蝕していた被覆管に、{酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%(意味がよくわからない)}が腐蝕したとした場合、安全が保たれると言えるのか。東北電力の変更申請を鵜呑みにしてはいけない。審査委員自ら調べて、根拠を示して判断すべきである。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御指摘の「燃料被覆管の酸化量は『酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さ』の1%以下となっている」については、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」を要求しており、この要件の1つとして挙げられている、「燃料被覆管の酸化量は、『酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さ』の15%以下であること」に対する評価結果を記しています。<br/>燃料被覆管の酸化量が、『酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さ』の15%以下であれば、被覆管は脆化することなく、被覆管形状(燃料棒形状)が維持され、これ以下であれば新規制基準に適合していると判断しています。<br/>なお、通常運転中における燃料体に用いるジルコニウム合金燃料被覆材の腐食に関する事項については、実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則第八条九号において、ジルコニウム合金燃料被覆材に対する腐食試験の要求事項が規定され</li> </ul> |

| IV-1.2.1 炉心損傷防止対策   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>➤ 169ページ8行目及び221ページ下から1行目について、法令上で評価されるべきは実効線量等量率である。Sv/hとSv/3月では数値が大きく違ってくる。入力数値と出力数値の単位の確認をすべきである。さらに事故時には放射線の発生源が多数できる。それらを合算しでもなおかつ敷地境界では安全が担保されるのか。</p> | <p>➤ 炉心損傷防止対策の有効性評価ガイドにおいて、格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループでは、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね5mSv以下）を確認するとされており、ここでは、発生事故当たりの実効線量（mSv）を評価しています。敷地境界の実効線量評価においては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）等に基づいて放出放射エネルギーや大気拡散係数の評価条件を設定し適切に評価されていることを確認しています。</p> <p>一方、御指摘の線量当量率については、放射線業務における作業環境測定等を目的として、単位時間当たりの放射線量を用いているものです。</p> |

| IV-1.2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失  |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <p>➤ 申請者が行った解析の結果において、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約7.69MPa[gage]とあるが原子炉圧力容器の耐圧はいくらか、数値で示してほしい。</p> | <p>➤ 炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があるかを確認するための評価項目の一つとして、設置許可基準規則解釈第37条1-3において「原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること」とされています。このため、本評価においては、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍が10.34MPa[gage]であることから、これを下回ることを確認しています。</p> |

IV-1. 2. 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 配管に繋がる各種弁の耐圧性能は大丈夫か。そもそも圧力容器の耐圧性能はいくらか。</p> <p>➤ 今回の変更申請では、当然のことながら多く施設に多くの改善が図られているので、従来とは異なる事故からの回復作業が図られていよう。たとえば炉の圧力を下げるベント装置についても、新しい装置が使われていよう（審査書（案））には出てこない）。その装置の性能や駆動条件なども変わっていよう。そうすると、装置を通過する核種と数量、放射線量率も変わっているはずである。フィルターでの除染係数が10倍(?)高くなれば、排気口での放射能濃度は下がるものの、ベント装置周辺の線量率は10倍高くなるはずだ。除染係数もその核種の化学形によって大きく変わるはずだ。管理区域内の各地点での線量率、事業所境界での線量率、さらには核種の空気中濃度などを新たに算出し直して評価しなければならない。復旧作業中の従事者の外部被ばくや内部被ばくについても評価し直すべきである。</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 本申請において、申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備等として原子炉格納容器フィルタベント系を新たに整備する方針としており、これは、審査書（案）367ページに記載されています。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量については、炉心の著しい損傷が発生する前は、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（敷地境界の実効線量が発生事故当たり概ね5mSv以下）」が求められており、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）等に基づき、改めて希ガス及びよう素の放出量並びに敷地境界での実効線量を評価しているものです。</p> <p>なお、炉心損傷後における原子炉格納容器フィルタベント系を使用した後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するため、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽等を設置することを確認しています。さらに、格納容器ベントの準備、実施、継続中及び停止の各段階で想定される作業項目を抽出し、当該作業場所の放射線量等の作業環境を評価した結果、作業が実施可能としていることを確認しています。</p> |

| IV-1. 2. 1. 2 高圧注水・減圧機能喪失   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「高圧注水・減圧機能喪失」での必要な要員は 13 名であるとあるが、「高圧・低圧注水機能喪失」での必要な要員 30 名との関係はどうなっているのか。</li> <li>➤ 「d. 不確かさの影響評価のまとめ」について、不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響はどの程度の大きさか、具体的に数値での説明が必要である。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御指摘のとおり「高圧・低圧注水機能喪失」における必要な要員は 30 名、「高圧注水・減圧機能喪失」における必要な要員は 13 名です。想定している事故シーケンスグループごとに炉心損傷を防止するための対策が異なることから、対策に必要な要員数も異なります。</li> <li>➤ 御指摘の影響については、「a. 解析コードにおける不確かさの影響」、「b. 解析条件の不確かさの影響」及び「c. 感度解析における影響評価」において、具体的な数値を含めて記載しています。</li> </ul> |

| IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 183 ページ、191 ページ及び 196 ページ、c. : 「原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。」とあるが、切替えの判断は？</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却は、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に実施し、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後に切り替えて実施するとしていることを確認しています。</li> </ul> |

| IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ BWR における崩壊熱除去喪失時においては、ベント系の使用がシ</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は、炉心損傷後は、耐圧強化ベント系は使用せず、代替循</li> </ul> |

#### IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>ビアアクシデント対策の中心手法となっている。しかし、周辺住民の被ばくを前提としたベントをシビアアクシデント対策の中心手法にすることは反対である。特に規制委員会は、Cs-137の総放出量を100TBq以下にすることを求めながら、ドライウエルからの耐圧強化ベント系の設置を認めている。東北電力の計算によれば、ドライウエルからの耐圧強化ベントを実施した場合、7日間で約320TBqと上記制限を超え、福島事故の環境への放出量の数分の1程度の大量のCs-137を環境に放出することが分かっている。（『自主対策設備に関する補足説明』東北電力、令和1年10月4日）このため同文書の中で東北電力は「耐圧強化ベントは規制基準の100TBqを上回るので実施しません。」と述べている。それならば、規制委員会は使用した多くの場合、規制基準違反となる耐圧強化ベント設備の撤去を命じるべきである。炉工学的安全性の観点から言えば、事故が急進展した場合、あるいはフィルターベントが故障した場合、耐圧強化ベント装置を設置した方が、格納容器破損の拡大防止、水素爆発防止の観点から、いわば保険を掛ける形で、より「安全性」が増しているともいえる。しかしながら、100TBqの基準を設けながら、これを破るための手段を認めることは、100TBq制限を有名無実化することであり、ダブルスタンダードといえる。このような矛盾が生じるのも、ベントという手法そのものが、格納容器の閉じ込め機能を失わせることにより、原子力発電所の安全体系を否定する手法だからである。</p> <p>➤ もともと東北電力は、第133回審査会合（2014年8月28日）において、元からあった耐圧強化ベントも残しておくという考え方を示していました。東北電力がフィルターベント系を設置</p> | <p>環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系を使用する方針としていることを確認しています。</p> <p>炉心損傷前の格納容器ベントについては、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の2つの対策がありますが、申請者は、原子炉格納容器フィルタベント系を優先して使用し、原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失した場合には、耐圧強化ベント系を使用するとしていることを確認しています。原子炉格納容器フィルタベント系は信頼性が高く、耐圧強化ベント系を使用する可能性は極めて低いと考えますが、仮に、耐圧強化ベント系を使用した場合として、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの中でベントまでの時間が最も短く、放射性物質の減衰効果が少ない「LOCA時注水機能喪失」で評価した結果、敷地境界での実効線量は、5mSv以下であることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> |

#### IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>した後も耐圧強化ベント系を温存しているのは、圧力の急激な上昇が起こったりしてフィルターベントを使用できない場合があることや、フィルターベントが目詰まりしたりすることがあるからです。重要なことは、この時に更田委員（当時）も、何らかの理由でフィルタベントが使えないことがありうるという認識にもとづいて発言していることです。ところが2019年10月4日、東北電力は事業者ヒアリングに「自主対策設備に関する補足説明」を提出し、この中で耐圧強化ベントの使用は「炉心損傷前」に限定し、「炉心損傷後は使用しない」としました。その理由として東北電力は、ドライウェルからの耐圧強化ベント系を使用した場合のCs-137の放出量が、7日間で約330TBq、30日間で約360TBqに達するという解析結果を示し、規定基準に定められている「100TBqを上回る」ことをあげて、炉心損傷後に耐圧強化ベント系は使用しないことにしている」と説明しています。この解析結果は、耐圧強化ベントの使用がいかに深刻な影響を住民と環境に及ぼすかを示しています。それならば、原子力規制委員会は耐圧強化ベント設備の撤去を求めるべきです。耐圧強化ベント系の撤去を求めないのは、放出されるCs-137を100TBq以下に抑えるという、自ら決めた規定を自ら否定するものではないでしょうか。</p> <p>➤ 東北電力から表明された、耐圧強化ベントの使用は「炉心損傷前」に限定し、「炉心損傷後は使用しない」とする考え方についてですが、これにはベントのタイミングをどうやって判断するのか、早期のベントを運転員に強いることになるのではないかという疑問が付きまといます。事故が急激に進行する場合は、炉心損傷が</p> | <p>➤ 同上<br/>炉心損傷前ベントのタイミングの判断については、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力(0.384MPa[gage])に維持できない場合に準備に着手し、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力(0.427MPa[gage])に到</p> |



#### IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>すでに始まっても、運転員が「炉心損傷前」と誤って判断して耐圧強化ベント系を使用すれば、規定基準を上回る放射能の放出が現実になります。、放射能の直接放出である耐圧強化ベントの可能性を残しておくことは、住民の深刻な被ばくにつながるものであり、合格させるべきではありません。</p> | <p>達した場合に格納容器ベントを開始することとしています。また、運転員による炉心損傷の判断については、格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合には、原子炉圧力容器温度が 300℃以上を確認した場合に炉心損傷と判断するとしており、運転員が迷うことなく炉心損傷の有無が判断できるよう判断基準を明確にした手順を整備する方針であることを確認しています。</p> |

#### IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ 原子炉停止失敗（ATWS）の発生は、特に地震との関係では重大な問題を生じる。<br/>地震により制御棒駆動系統が全損し、選択制御棒挿入等の制御棒駆動系を使った ATWS 緩和機能が使用できなくなる可能性が極めて大きくなると同時に、原子炉全体が大きく揺さぶられることによる気液二相流のランダム発生により炉心出力の振動から発振へとつながるリスクが高まるからである。<br/>この場合、原子炉を停止させる操作はほう酸注入系統を使うほう酸注入が最も確実な方法であるが、制御棒駆動機構を破壊させるほどの地震の打撃があった場合、同時にほう酸注入系統の配管も破損している恐れが大きくなる。こちらは一系統しか存在しないから、制御棒駆動機構が全損するよりも発生しやすいと思われ、なおさらリスクは高い。</p> | <p>➤ ほう酸水注入系、制御棒駆動機構等は、重大事故等対処設備として、基準地震動による地震力に対して必要な機能が損なわれるおそれがないように設計することを確認しています。また、ほう酸水注入系は、制御棒駆動機構等に対して、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られているとともに、異なる駆動源を用いていることにより多様性を有していることなど、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように設計することを確認しています。</p> |

#### IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>そのような状況下で原子炉出力振動から発振に至る場合、停止させることは極めて困難であり、人為的に減速材である炉水を抜くことが必要になるかも知れない。</p> <p>それは同時に冷却材の喪失にもなるので、原子炉の安全にとっては二律背反の状況になっている。これは極めて重大な事態だが、分析と対策が成されていない。</p> <p>少なくとも原子炉出力振動に関して、逆位相振動に関する安全解析を行い、LPRM/OPRM による逆位相振動検知システムを設置し、運転開始前に試験結果と解析内容を公表する必要がある。</p> <p>➤ 「c. 感度解析による影響評価」の「PCT 及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、」 「PCT は約 961°C 及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となり、評価項目を満足することに変わりはない。」と「d. 不確かさの影響評価のまとめ」の「運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。」の関係については、事態の進展速度がきわめて速いことから、余裕の範囲と逸脱時間による影響度合いの範囲を明確にすべきである。</p> | <p>➤ 御指摘の解析結果においては、事象発生から約 2 秒後に、中性子束を低下させるため、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により再循環ポンプがトリップし、事象発生から約 23 秒後に燃料被覆管最高温度（PCT）が約 961°C に到達しますが、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は自動で動作し、運転員等による操作は行われなことから、PCT に対し、運転員等の操作遅れによる影響がないことを確認しています。</p> <p>なお、運転員等の操作時間の余裕については、ほう酸水注入系の起動操作等について確認した結果を記しています。</p> |

#### IV-1. 2. 1. 6 LOCA 時注水機能喪失

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 申請者が行った解析の結果において、敷地境界での実効線量は約 <math>8.3 \times 10^{-2} \text{mSv}</math> となり 5mSv を下回るとあるが、ベント系から放出される核種とその数量を想定して今回新たに算出した値なのか。</p> | <p>➤ 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量については、炉心の著しい損傷が発生する前は、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与</p> |

| IV-1. 2. 1. 6 LOCA 時注水機能喪失 |   |
|----------------------------|---|
| 御意見の概要                     | 考え方   |
|                            | えないこと（敷地境界の実効線量が発生事故当たり概ね 5mSv 以下）」が求められており、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）等に基づき、改めて希ガス及びよう素の放出量並びに敷地境界での実効線量を評価しているものです。 |

| IV-1. 2. 1. 7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>➤ 格納容器バイパス事故の評価対象として、「過渡事象（原子炉自動停止）＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故を取り上げることを求める。住民への放射線影響及び環境汚染の上で極めて厳しい結果を生じるおそれのある格納容器バイパス事故を想定していないことは不合理であり、この事故想定に関する重大事故防止対策の有効性評価を求める。なお、先んじて柏崎刈羽原発 6、7 号機の審査書案及び東海第 2 号機の審査書案に対するパブリックコメントにおいて上記と同趣旨の意見が出され、それに対する規制委員会の考え方として、意見に記された事故シーケンスについて、「地震 PRA にもとづいて頻度及び影響度の観点から総合的に判断して排除することを妥当とした」旨述べている。しかし、地震 PRA にもとづく頻度は何ら検証されたものではなく、定量的に信頼できるものではない。また、規制委員会の考え方には、影響度に関して「必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認しています。」と記述されているが、放水砲による原子炉建屋から放出される放射性物質量の低減特性については実証試</p> | <p>➤ 「原子炉自動停止＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」の事故シーケンスは、審査書（案）IV-1. 1にある地震 PRA で「格納容器バイパス」として考慮しており、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、新たな事故シーケンスグループとして追加する必要はないとしていることは、妥当であると判断しています。</p> <p>具体的には、以下のことを確認しています。</p> <p>頻度の観点からは、申請書（追補 2. I）の別添 1. 2. 1「地震 PRA」において、<math>1.0 \times 10^{-7}</math>/炉年と示されており、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認しています。また、影響度の観点からは、基準地震動を超える大規模な地震では、機能喪失する設備（※）の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認しています。</p> |

**IV-1. 2. 1. 7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）**

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>験結果が何ら示されておらず、その効果に期待すること自体科学的妥当性を欠いている。放水砲による放射性物質低減の実証データがあるのか。</p> | <p>放水による効果等については、空気中の微粒子状放射性物質が、降雨により捕らえられる効果があることが知られており、雨量に比べて多量の水量が確保できる放水砲により、拡散抑制効果があると判断しています。また、浮遊する微粒子状放射性物質を水スプレイにより捕集する実験が過去に行われており、その効果が確かめられています。</p> <p>（※）炉心損傷を防止するための設備</p> |

**IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用**

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ 格納容器下部に水を張って溶融炉心を受け止める対策は、水蒸気爆発を招く大きなリスクがある。</p> | <p>➤ 実機において大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる根拠については、審査書（案）IV-1. 2. 2. 3 の3.（1）「水蒸気爆発が実機において発生する可能性」に記載しています。水蒸気爆発は複雑な現象ですが、これまでの研究の積み重ねに基づき、溶融物のプールへの落下から水蒸気爆発の発生までの過程を、粗混合、トリガー、微粒化、急速熱伝達、膨張による圧力波伝播及び機械的エネルギー発生に分解し、実験及び解析モデル開発が行われています。</p> <p>これまでの水蒸気爆発実験には、こうした現象群を全体として把握する積分実験、現象を個別に把握し、実機での影響評価や予測モデル開発に役立てることを目的とした個別効果実験があります。OECD/CSNI が実施した SERENA 実験を構成する KROTOS 及び TROI は、いずれも積分実験として位置付けられます。ここで落下させるウラン酸化物を主成分とする溶融物の重量は各々0.8kg～3.9kg 及び 9.3kg～17.9kg であり、実機に対する MAAP 解析結果と</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ 加圧水型原発グループは、平成 25 年 12 月 17 日の第 58 回適合性審査会に「溶融炉心と冷却水の相互作用について」の資料を提出しています。この資料において、加圧水型原発グループは国際的に行われてきた水蒸気爆発実験として「FARO実験、KROTOS実験、ALPHA実験、COTELS実験」を示しました。これらの実験でも、<math>Al_2O_3</math>（アルミナ）を使用した実験では、トリガーを使用しない自発的な水蒸気爆発はたくさん発生してい</p> | <p>比較して少量であるものの、これは、装置の容量の範囲内で、落下した溶融物の全量を装置内で混合させ、外部トリガーを作用させやすくするという、意図的な条件で水蒸気爆発を発生させるために設定された条件です。</p> <p>実規模の大量溶融炉心落下に関しては、こうした意図的に設定された条件の連鎖が発生する可能性は低いと考えます。実機の原子炉圧力容器下部には、制御棒駆動機構ハウジング、炉内計装ハウジング等の貫通部が複数あることから、原子炉圧力容器破損時には複数箇所から溶融炉心が落下すると考えられます。このため、大量の溶融炉心が1箇所から落下するとした意図的なシナリオを想定することは保守的であり、仮にそのような、まとまって同時に溶融炉心の落下が発生すると仮定しても、勢いよく蒸気が発生することで、溶融炉心と冷却水の接触を妨げ粗混合が抑制されま</p> <p>す。</p> <p>また、水蒸気爆発に寄与する溶融炉心量は、その時点で流下している溶融炉心量の一部であり、実現象において、原子炉格納容器下部に蓄えられた水に落下させる溶融炉心量を増やしたとしても、それに比例して現象が厳しくなることはありません。</p> <p>➤ 同上</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方         |
|--|-------------|
| <p>まず、世界的によく知られている4つの実験の中で、FARO実験は高圧下で行っています。COTELS実験は低サブクール度下で行っています。それらの実験は自発的な水蒸気爆発の起こりにくい条件で行われています。二酸化ウラン・ジルコニアに限定した実験が極めて少ないのに、TROI実験の大きな偽装を行い、これらの実験を根拠として、女川原発には水蒸気爆発は起こらないとの決定は、大きな問題と思われます。</p>  |             |
| <p>➤ 新規制基準適合性審査では規制委員会は、「大規模実験で水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認した」としているが、参照されている実験は実機条件に関する大規模実験（事例として、過去に原研で実施された ROSA-V 計画での大型非定常熱水力試験装置 LSTF。そこでは 1100MWe 級 PWR と同じ高さでの機器配置、1/48 の体積）からかけ離れた実験室での小規模実験であり、妥当性のある確認にはなっていない。真に大規模実験と言える確証試験は国内外を通じてなされておらず、水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確認する大規模確証試験を行うべきである。</p> | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ FCI の脅威は「なるべく取り除いておく」ことですまされるものではない。何故ならば、衝撃圧を伴う水蒸気爆発が生じると、格納容器破壊という破滅的結果を招くおそれがあるからである。MCCI と FCI は優先付けして対処する問題ではなく、どちらも同等にその発生を防止すべきものである。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 「JAEA-Research 2007-072：軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価：2007年8月」では、</p>   | <p>➤ 同上</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方         |
|--|-------------|
| <p>「4. 水蒸気爆発によるソースタームに関する影響」の報告が行われています。この論文では、原子炉ペDESTALに貯水された大量の貯水の中で、水蒸気爆発が発生すると、溶融したウラン燃料やプルトニウムが2ミクロンから10ミクロンほどの微細粒になり、格納容器、原子炉建屋から大気中に大量に浮遊する危険性が大きいことを警告しています。この論文は、沸騰水型原発グループが提出した、平成27年6月9日の第236回適合性審査会において出された「溶融炉心と冷却水の相互作用について」の資料にも記載されています。また、平成30年(2018年)7月26日の第606回適合性審査会において、資料2-1-3、「女川原子力発電所2号炉、重大事故対策等の有効性評価について」にも引用があります。しかし、原発のメルトダウン事故の発生時もっとも検討が重要な「水蒸気爆発によるソースタームに関する影響」については、審査書案には全く記述がありません。審査書案には、「水蒸気爆発によるソースタームに関する影響」の審査不備があると思われます。</p> <p>➤ 水蒸気爆発実験の報告書では、水蒸気爆発発生時のデブリサイズの報告が多く行われていますが、水蒸気爆発が発生するとミクロン単位の微細粒が大量に発生すると報告されています。そして、森山論文で報告されているように、メルトダウン発生時には、プルトニウムを含むウラン燃料の微細粒が大気中に大量に飛散する可能性がかなりあります。しかし、東北電力の提出資料には、その検討が全くありません。また、審査書案にもその検討は全くありません。メルトダウン事故の発生時、住民の安全にとって、極めて重要な危険性について、まったく検討報告がないこ</p> | <p>➤ 同上</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>とは、審査書の大きな不備と思われます。</p>  |   |
| <p>➤ 水蒸気爆発の専門家が、プルトニウムで人が死ぬこともなければ水蒸気爆発なんて起こらないと言っていたことがあった。口先だけでは信用できない。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 炉心損傷により、水蒸気爆発が起こり、大量の放射能が、ばら撒かれるのではないか。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 地震に遭遇している環境などを考えれば、多角的な状況を考慮して水蒸気爆発を想定すべきである。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 压力容器から溶融燃料が噴出した場合に起こり得る水蒸気爆発についての認識が甘すぎる。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 水蒸気爆発が発生したら、どのようにすればよいですか。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 「FCI の方というのは、これは極めて実験でも起こさせるのに苦労するような現象である」と述べているが、現実に TROI 実験では自発的水蒸気爆発が何度も生じているので、「極めて起こさせるのに苦労する」という表現は事実と反しているため、訂正すべきである。</p> | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 新規制基準は、欧州で認証されている最新鋭の原発に標準装備されているコアキャッチャーを要求しておらず、女川原発では、コアキャッチャーに代わる溶融炉心対策として、格納容器下部に水</p>  | <p>➤ 同上<br/>                     なお、新規制基準においては、個別の具体的な機器の設置を求めるのではなく、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等のた</p> |



**IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用**

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>を張って溶融炉心を受け止める「対策」がとられることになっているが、これは安全どころか水蒸気爆発を招いて東日本壊滅の事態を引き起こす懸念がある。</p>  | <p>めに必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する「技術」は指定しないのが国際的にみても一般的です。規制要求を満たすのであれば、御指摘の設備（コアキャッチャー）に限らず、他の方法でも問題ありません。</p> |
| <p>➤ 2017年のOECD SERENA Report, SERENA REPORT (2017)15 Status Report on Ex Vessel Steam Explosion)によると、概要のところで、「(2) in most countries, if not all, the consideration of ex vessel steam explosion remains an open issue, mainly due to unresolved uncertainties;機械訳：(2) すべての国ではないが、ほとんどの国では、主に未解決の不確実性により、炉外蒸気爆発の考慮が未解決の問題のままである」とある。水蒸気爆発対策は、それぞれの国の規制基準と原子炉の型式によって異なるがあらかじめ貯めてある水プールに溶融炉心を落とすことを日本とスウェーデン（要確認）が認めたのに対し、そのほかのほとんどの国では、認めていないという意味だと思われる。これがSERENAプロジェクトを経たうえでの世界の認識である。水張りは認めるべきではない。</p> | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 水蒸気爆発対策に対するIAEA（国際原子力機関）の技術出版物（IAEA TECDOC 1791, Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2016）の「原子力発電所の設計のためのIAEA安全要の適用に関する考慮事項」の「APPENDIX 4. LARGE STEAM EXPLOSION」において、「格納容器バリアに損傷を与える可能性のある蒸気爆発をな</p>  | <p>➤ 同上</p>   |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>くすために、考えられる事故シナリオで溶融炉心が水に落ちないようにすることが好ましい方法である、とある。水に落とすことを避けるべきであるとしている。権威ある国際機関の報告は傾聴すべきであろう。日本の対応は大きく逸脱している。少なくとも「溶融炉心は水プールに落として冷却すべき」と積極的に支持する機関、国、研究論文は見当たらない。女川原発についても水張は認めるべきではない。</p> <p>➤ 従来の FCI 実験のうち日本の研究者が行ったものには COTELS 実験がある。この実験では、8 回の実験の結果が報告されているが、ほとんどがサブクール度が小さい実験である。1 点のみサブクール度 86°C の実験が行われているが、この時は大気をアルゴンガスにしている。つまり溶融物が水に突入する際、巻き込む気体が非凝縮気体となる。従来から、非凝縮気体を巻き込んだ場合は水蒸気爆発が発生しにくくなることが知られている。すなわち、COTELS 実験は敢えて水蒸気爆発が起こりにくい条件を設定して行われたといわれても仕方がない。</p> <p>➤ FARO 実験では、L-33 において、水蒸気爆発とみなせるような激しい現象が確認されたとしている論文もあり、水蒸気爆発が起こりにくいことのエビデンス（証拠）とするのは疑問。</p> | <p>➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発については、二酸化ウランと酸化ジルコニウムの溶融燃料を模擬した実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、実験条件と実機条件を比較した上で、実機においては、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認しています。</p> <p>なお、高サブクール度での実験については、KROTOS 及び FARO でも実施されており、外部トリガーを与えなければ水蒸気爆発は発生しないことを確認しています。</p> <p>➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発については、二酸化ウランと酸化ジルコニウムの溶融燃料を模擬した実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、実験条件と実機条件を比較した上で、実機においては大規模な水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認しています。</p> <p>御指摘の FARO の試験ケース L-33 については、外部トリガーを作用させた試験ケースであり、実機条件と異なることから、水蒸気</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ KROTOS 実験では、水槽の直径が 95mm (SERENA 計画で 200mm に変更か?) で、水深が約 1000mm の水槽を使用している。このような実験装置の形状は、およそ実機の条件 (水深が数メートル、直径が 10 メートル以上) とはかけ離れている。自発的な水蒸気爆発が起こらなかった理由は、水槽の容量が非常に小さいことにも理由の一つがあると推定される。つまり、KROTOS 実験では、初期状</p> | <p>爆発の発生の可能性は極めて低いと判断していることに変わりはありません。</p> <p>なお、試験ケース L-33 では、2 段階の外部トリガーを作用させており、その 1 回目に発生した圧力伝播に対して申請者が引用している文献 (※1) では、mild propagation (緩やかな伝播) の発生とされており、水蒸気爆発の発生が確認されたとの報告はされていません。また、御指摘の文献 (※2) では、2 回目については有意な圧力変化は見られなかったとされています。実験者によるこのような考察を踏まえて、試験ケース L-33 を自発的な水蒸気爆発が発生しにくいことのデータの一部としています。</p> <p>(※1) 申請書 (追補 2. III) 「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第 5 部 MAAP 添付 2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」参考文献 [4] 「D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.」</p> <p>(※2) 「D. MAGALLON, I. HUHTINIEMI, ENERGETIC EVENT IN FUEL-COOLANT INTERACTION TEST FARO L-33 Proc. 9th Int. Conf. Nucl. Eng. (ICONE-9), Nice, 2001,」</p> <p>➤ 実験装置における水槽の内径は実験パラメータの一つですが、申請者は、それだけでなく、溶融ジェット径、水深、サブクール度等の実験パラメータも含めて、二酸化ウランと酸化ジルコニウムの溶融燃料を模擬した実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、これらのパラメータについて実験条件と実機条件を比較した上で、実機においては大規模な水</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>態を常温程度（高サブクール度）の水としても、膜沸騰で沈降中に水温が上昇し、沈降中に低サブクール度となり、水蒸気爆発が起こりにくい条件を作り出していると考えられる。このためもあってか、その後水槽の直径を 200mm にしている。両者の実験は区別して考えるべきである。少なくとも、95mm の水槽による実験は、水温の上昇、管壁の影響を受けた流動状態になることから、実機の現象の参考にするには無理がある。KROTOS 実験の結果を引用するのであれば、どちらの水槽を用いた結果であるかを明記すべきである。一連の実験として扱うことは不適切である。以上いくつかの理由から KROTOS 実験の結果を実機に適用するのには無理がある。</p> <p>➤ TROI 実験では、自発的な水蒸気爆発が発生したことが報告されています。「J. H. Song et al., Spontaneous Steam Explosions Observed In The Fuel Coolant Interaction Experiments Using Reactor Materials Journal of the Korean Nuclear Society. 33(4), 344-357 (2002)」の TROI 2002 年論文では、TROI-13 試験で、試験デブリの落下時間と自発的な水蒸気爆発の発生時間より、水中に落下した試験デブリが粒状化し、その最初の粒状試験デブリが試験水槽の底部に接触した直後に自発的な水蒸気爆発が発生したと推定されると報告されています。「J. H. Song et al., Insights from the Recent Steam Explosion experiments in TROI, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 40(10). p. 784(2003)」TROI 2003 年論文では、TROI-15 試験で、試験デブリの落下時間と自発的な水蒸気爆発の発生時間より、水中に落下した試験デブリが粒状化し、その最</p> | <p>蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認しています。KROTOS よりも水槽の内径が大きい FARO では、外部トリガーを作用させなければ水蒸気爆発は発生しないことを確認しています。また、OECD/NEA/GSNI SERENA2 で実施された、水槽の内径が大きい TROI-VISU 実験においても、外部トリガーを作用させなければ水蒸気爆発は発生しないことを確認しています。</p> <p>➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発については、実機において想定される溶融物（二酸化ウランと酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、実験条件と実機条件を比較した上で、実機においては大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを確認しています。なお、TROI 装置による実験のうち、自発的な水蒸気爆発が生じた実験については、溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施しており、実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています。また、TROI-15 の溶融物組成については、御指摘の論文（※）において、<math>UO_2/ZrO_2</math> ではなく、<math>ZrO_2/Zr</math> (99wt%/1wt%) とされており、</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>初の粒状試験デブリが試験水槽の底部に接触した直後に自発的水蒸気爆発が発生したと推定されると報告されています。TRO I-13試験は<math>UO_2-ZrO_2</math>の試験デブリで行われており、TRO I-15試験は<math>UO_2-ZrO_2</math>の試験デブリで行われています。</p> <p>実験に<math>Al_2O_3</math>を使用した水蒸気爆発実験では、サンデアで行われた溶融デブリによる水蒸気爆発実験でも、同じ現象が高速度カメラで何度も撮影されています。また、KROTOS、TRO Iの一部実験では、トリガーが使用されて、水蒸気爆発実験が行われ、水蒸気爆発が発生しています。しかし、このことはトリガーが無ければ水蒸気爆発は起こらないことを証明しているわけではありません。SERENA プロジェクトは実炉における自発的な水蒸気爆発の可能性を認めています。適合性審査案の実炉トリガーなし水蒸気爆発不可能論は問題であると思われます。</p> <p>➤ 2018年7月6日に岡山県総社市の朝日アルミ産業岡山工場で溶融アルミニウムの水蒸気爆発事故が発生しているが、この爆発の発生のトリガーがどのようなものであったかなどというものはわかりようがないのが現状である。このような実際の事故の多くは実験室で発生するはずがないとされていた金属や実験条件で発生しているのが実際である。原発事故時に生じる炉心溶融物でも、自発的には発生しないという実験結果が報告されている一方、TRO I実験のように自発的な爆発が起こることが確認されているものもある。またジルコニウムといくつかの物性値が近い、溶融シリコンなども極めて激しい爆発がトリガーなしで起こることが確認されている（森山ほか2名、溶融シリコンの水蒸気爆発</p> | <p><math>UO_2</math>を用いた試験とはされていません。</p> <p>(※)「J. H. Song et al., Insights from the Recent Steam Explosion Experiments in TROI, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 40(10). (2003)」</p> <p>➤ 同上</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>に関する研究, JAERI-Research 2000-021 (2002)). ことほど左様にトリガーについてはわかっていないことが多い。安易にトリガーが考えられないから爆発は起こらないなどと結論付けることはできない。</p> <p>➤ TROI実験の論文 (J. H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003.) では、CHINO の温度計の外挿値と IRCON 温度計の実測値の 800K を超える大きな測定温度誤差が説明されています。また、外挿値のピーク温度を不用意に TROI-10、TROI-12 の実験溶融温度 3800K、TROI-11 の実験溶融温度 3800K 以上と表示しています。ところが、この表示が後から誤りで有ったことは、CHINO の温度計の外挿値と IRCON 温度計の実測値の比較からすぐに分かります。電力会社のやり方は、あまり知られていない TROI 実験の論文の中から、都合の良い表やグラフなどを引用しています。審査書は TROI 実験グループの著者等が専門誌に発表した一連の TROI 実験の報告書の内容を検討せず、偽装された資料をそのまま使用し、審査を了承したことは問題と思われれます。</p> <p>➤ 東北電力が不正確に引用 (あるいは誤った引用。意図的だとすれ</p> | <p>考え方</p> <p>➤ 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発については、実機において想定される溶融物 (二酸化ウランと酸化ジルコニウムの混合溶融物) を用いた実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、実験条件と実機条件を比較した上で、実機においては大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを確認しています。</p> <p>なお、御指摘の論文において、自発的な水蒸気爆発が発生した TROI-14 の実験では、測定に使用した二つの温度計による最高温度の指示値が 4,000K、3,200K と乖離が見られ、また、同様に自発的な水蒸気爆発が発生した TROI-13 の実験では、溶融物温度をより低い 2,600K としながらも、ガス発生による測定誤差により実際には 3,500K 以上であると推測されると報告されています。このように、これらの TROI 実験では、溶融物温度の計測法に大きな不確かさがあったと考えられます。</p> <p>その後の OECD SERENA 計画における TROI 装置を用いた実験では、印可出力と測定温度との関係から測定温度を較正する措置が講じられるとともに、溶融物の温度を現実的な条件とし、外部トリガーを作用させない試験ケースでは、自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています。</p> <p>➤ TROI の試験ケース 34 から 37 については、水蒸気爆発の発生が確</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>ば書き換え、あるいは改竄)した部分は、TROI 実験の実験番号 34 から 37 の溶融物の温度を、実験実施者の原著論文 (J.H.KIM et al., Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment, NUCLEAR TECHNOLOGY VOL.158-17 JUNE 2007, pp. 378-395.) からではなく、ストラスブール大学の学生の学位 (博士) 論文 (Vaclav Tyrpekl (2012), Material effect in the fuel-coolant interaction: structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Ph. D. Thesis, Univ. DE STRASBOURG) の文献調査の表から引用したもので、原著論文と博士論文の書式と数値が異なっていることである。原著論文では、溶融物温度を「Measured melt temperature 溶融物測定温度 (K)」と「Corrected melt temperature 補正溶融物 温度 (K)」について、それぞれ「有効数字 4 桁」で示しているのに対し、東北電力の文書では「溶融物温度 (K)」「~3000」と記している。今回新たに不正確な引用が明らかになった以上審査をやり直すべきである。</p> <p>➤ TROI-10, 12, 13, 14 は酸化ウランとジルコニアの混合物、TROI-15 ではジルコニアについても自発的な水蒸気爆発を確認している。これに対して、規制委員会は、「TROI 装置による実験のうち、自発的な水蒸気爆発が生じた実験においては、溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施しており、この条件は実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、その結果、本実験においては自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています」と、その</p> | <p>認されているものの、いずれも外部トリガーを作用させた実験となっていることから、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと判断していることに変わりはありません。</p> <p>なお、申請書における TROI の試験結果は、御指摘の博士論文(※1)のみでなく、実験実施者の原著論文 (※2) も参考文献として引用した上で整理されており、水蒸気爆発の発生の可能性の観点から、両者の溶融物温度に大きな差はないことを確認しています。</p> <p>(※1) 「V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012.」</p> <p>(※2) 「J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007.」</p> <p>➤ 御指摘の OECD SERENA 計画における TROI 装置を用いた実験 (TROI-VISU) は、溶融物のプールへの落下から水蒸気爆発の発生までの過程の一つである粗混合の可視化を目的とし、外部トリガーを作用させず、溶融物温度を現実的な条件として実施した実験です。当該実験の内容については、「OECD/SERENA Integrated Report 2014」に記載されていますが、当該報告書は現時点で非公開とされています。</p> |

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>後 SERENA 計画で TROI 装置によって自発的水蒸気爆発の発生の有無に関する実験を行ったとしている。しかし、そのことを示す報告書や文献を示していない。SERENA では TROI 装置を使用した実験は 6 回行われた旨が報告されているが、いずれも外部トリガーを加えた実験であり、自発的に爆発が起こるか否かを明らかにした実験ではない。規制委員会が言うような実験が行われているのであれば、そのエビデンスを示すべきである。</p> <p>➤ 2019 年 11 月の東北電力の文書（東北電力株式会社，女川原子力発電所 2 号炉重大事故等対策の有効性評価について補足説明資料，2019 年 11 月，p. 補足 43 3.3.）によると，水張りした水面直下にコリウムバッファという緩衝材を設ける予定のようである。材料等の詳細は不明だが，金属製の金網状のものと推定される。落下する溶融炉心の水面での衝撃を避けようという意図のようであるが，細粒化を促進する可能性や，爆発の発生を遅らせてより多くの炉心溶融物の爆発を引き起こす危険がある。さらに，バッファ自体が溶融することで，溶融物全体の質量を増加させるだけという恐れもある。果たして東北電力は，実験的に有効だという裏付けを持っているのであろうか？またコリウムシールドを使用するかどうか定かではないが，仮に使用するのであれば，水蒸気爆発対策になるかは疑問である。小生の計算では，崩壊熱が出力の 1%程度でも，コリウムの厚さが 100mm 以上になると，コリウムシールドの使用条件(2400℃)を超える温度になる。とても使える技術ではない。</p> <p>➤ 制御棒案内管は女川原発 2 号機では 137 本の制御棒に付随してあ</p> | <p>➤ 御指摘のコリウムバッファは、更なる安全性向上を目的に、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性を更に低減する観点から、溶融炉心の落下を一旦停止させるために自主対策設備として設置する方針としているものです。コリウムバッファの材料や形状等は、今後の設計において検討されるものであり、工事計画認可に係る審査において、悪影響防止の観点等から確認します。</p> <p>➤ 御指摘のとおり実機の原子炉压力容器下部には、制御棒駆動機構</p> |



IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>り、炉心溶融物は数百トン規模の量が想定されているので、複数の部位が同時期に破損して長時間漏洩が続く可能性が否定出来ない。もし、複数箇所から溶融物が落下している状況で圧カスパイクが生じた場合、圧カスパイクがトリガー（外乱）となって、水蒸気爆発が生じる恐れがあると思われる。また、溶融物が爆発せず、プールの底に層状に溜まった状況で、後続の漏洩で生じた圧カスパイクが、ベーストリガ蒸気爆発のトリガーとなる可能性も否定出来ない。例えば、以下の研究では「溶融物と水の間には蒸気膜が存在している可能性が示唆され、熱的デトネーションモデルに基づく蒸気爆発素過程における蒸気膜崩壊プロセスがベーストリガ蒸気爆発に対して適用できる可能性が示唆された。」とある。（ベーストリガ蒸気爆発のトリガ条件に関する研究 2005年）もし、層状の溶融物でも蒸気膜が存在するなら、圧カスパイクがその蒸気膜を消失ないし薄くする事で、溶融物から水への伝熱が急激に進み蒸気爆発を引き起こすと考えられる。</p> <p>➤ 水張り水位 3.88m の科学的根拠を示してほしい BWR 型原発の審査では、柏崎刈羽 6, 7号機については、水深 2m、東海第二については 1m という深さで審査を通過させている。一方、女川 2号機については 3.88m にするとしている（東北電力株式会社、女川原子力発電所 2号炉重大事故等対策の有効性評価について、2019年 2月, p.83.）。そもそも、この深さにする科学的根拠はあるのだろうか？あるなら提示してほしい。</p> | <p>ハウジング、炉内計装ハウジング等の構造物があり、原子炉压力容器から流出した溶融炉心は、構造物との干渉により、冷却材中において一様な安定した混合状態とはならないことから、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は更に低減されると考えられます。また、御指摘の文献「ベーストリガ蒸気爆発のトリガ条件に関する研究」では、高温溶融物が水たまりあるいは湿気を帯びた床に層状に堆積するような体系での水蒸気爆発をベーストリガ蒸気爆発としています。このような体系のように、大量の溶融物が少量の水を囲んだ場合、水蒸気爆発に関与する水が少ないことから、水蒸気爆発が発生したとしても、発生する機械的エネルギーによる影響は無視できると考えています。</p> <p>➤ 審査書（案）「IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に記載しているとおり、圧カスパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持し、原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制及び溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待できる水位として、原子炉格納容器下部の初期水張り水位をドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）から 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）に設定することを確認しています。</p> |

| IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼  |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <p>➤ 申請内容(1)本格納容器破損モードの特徴及びその対策において、「原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。」とありますが、水素発生、酸素発生箇所では局所的に濃度が高いはずです。水素濃度計、酸素濃度計は、局所的な濃度上昇も検知可能である事、または、それができなくとも、局所的な濃度上昇があっても問題無い根拠を示して下さい。その際、吸引式の場合は、時間遅れも考慮下さい。</p> | <p>➤ 審査において、申請者は、格納容器内の気体について、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られるとの既往の知見により、女川2号の格納容器内の気体についてもミキシングの効果が得られるとの考えを示していることを確認しています。また、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、サンプリング装置による計測を実施しており、サンプリングから、測定、排出までの工程による時間遅れを考慮して設計することを確認しています。この時間遅れについては、有効性評価における保守的なG値（水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合）を使用した解析結果による酸素濃度の上昇傾向から、測定上の大きな問題にはならないと考えられます。</p> |

| IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用   |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <p>➤ MAAPの解析に使用されているDECOMPコードの「伝熱モデル概略」は明らかに偽装モデルと思われる。MAAPのMCCIモデルでは、デブリで構成される溶融プールの周りを下部クラスト、側面クラスト、上部クラストが取り囲んでいる構造とされているが、デブリの密度とコンクリートがMCCI反応で溶解してできるクラストの密度を比較すると、デブリが下に沈み、クラストがその上に浮いて層をなすのが自然の姿と思われる。デブリが下に沈み、クラストがその上に浮いて層をなすモデルではクラストの厚みがもっと厚くなり、床と側壁のクラストによる断熱がなくなる。そして、</p> | <p>➤ 審査書(案)「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」にあるとおり、溶融炉心とコンクリート間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE実験及びSURC実験、また、より新しいDEFOR実験及びOECD-MCCI実験の結果との比較によりMAAP解析の妥当性確認を行っています。</p> |

| IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>大量水でのデブリの冷却熱量は、東北電力のシミュレーション結果よりもはるかに少なく成り、コンクリートの表面温度は非常に高く成り、コンクリートの侵食量はもっと増えると推測される。</p> <p>➤ 269 ページ「(3) 必要な要員及び燃料等」について、窒素ガスの供給は大丈夫か</p> | <p>➤ 当該評価事故シーケンスにおける必要な要員数については、可搬型窒素ガス供給装置の設置に係る要員 5 名も含めて 30 名であり、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の 30 名で対応が可能であることを確認しています。</p> <p>また、可搬型窒素ガス供給装置は、窒素ポンペではなく、当該装置内で空気から窒素を分離して供給するものであり、審査書(案)「IV-4. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等(第 5 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 9 関係)」に記載しているとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内を不活性化するために必要な容量を有する設計としていることを確認しています。</p> |

| IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策  |  |
|--|--|
| IV-1. 2. 3. 1 想定事故 1   |  |
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 272 ページ、1. (1)、丸数字 1 : 「……使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。」とあるが、BWR の使用済み燃料プールの最高使用温度は 66℃である。使用済み燃料プール内の水が沸騰して 100℃になるということは、使用済み燃料プールの最高使用温度 66℃を逸脱することを意味する。これ</p> | <p>➤ 使用済燃料プールの最高使用温度は、使用済燃料プールの金属ライナ外側の構造材であるコンクリートの長期健全性を確保するために設定しているものです。審査においては、コンクリートの温度が短期的に 100℃に達しても、コンクリートの強度が失われるのではなく、使用済燃料プールへ注水することによりコンクリートの健全性が大きく損なわれることはないことを確認して</p> |

**IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策**

**IV-1. 2. 3. 1 想定事故1**

| 御意見の概要                          | 考え方   |
|---------------------------------|---|
| <p>が、なぜ許容されるのか、理由を明らかにされたい。</p> | <p>います。<br/>また、使用済燃料プールの沸騰に伴い発生する水蒸気による他の設備への悪影響を防止するために、代替燃料プール冷却系を用いて使用済燃料プールを冷却する手順が整備され、長期的な冷却が可能であることを確認しています。</p> |

**IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード**

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ 申請者の事故解析に関して、規制委員会がクロスチェック解析をまったく行うことなく、申請者の解析結果を妥当なものと判断していることは、審査の科学的厳正さを欠いている。クロスチェック解析用として原子力規制庁が整備してきた過酷事故総合解析コード MELCOR を用いて、対象ケースは抜き取りでよいからクロスチェック解析を実施することを求める。</p> | <p>➤ シビアアクシデントの解析には比較的大きな不確かさを伴うことを踏まえ、申請者が実施した解析の妥当性の確認においては、規制委員会の所有する解析コードによる解析結果（以下「NRA の解析」（※）という。）が申請者の解析コードによる解析結果（以下「申請者の解析」という。）と同様の傾向であることを確認するとともに、NRA の解析により同定された不確かさ要因が申請者の解析においても考慮されていることを確認しています。<br/>なお、申請者の解析については、以下の点を審査で確認し、解析結果の解釈が現在の技術レベルに照らして妥当と判断していません。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 炉心損傷後を含めた事象進展に係る重要現象の解析モデルが説明されていること。</li> <li>② 使用された解析コードが、国際的に利用されている代表的なコードであり、豊富な適用実績があるとともに、他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算により、一定の信頼性が確認されていること。</li> </ol> |

IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ SAFER、CHASTE など、各種のソフトが使われているのはやむを得ないが、ソフトの有効範囲は何処までか、入力データの数値とその精度、次元の確認、さらには出力データの妥当性には十分注意すべき。</p> <p>➤ IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード(5) MAAP(307 ページ)「申請内容」の c. -7 項に「炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象(熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生)については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR 試験、OECD-MCCI 実験等の解析により妥当性を確認している。」とあるが、女川 2 号機で問題となる水中条件での MCCI についての解析の妥当性は何ら確認されていない。</p> | <p>③ 不確かさにも適切に対応できるような考え方に基づいて対策を要求していること。申請者が計画している対策の有効性評価について、解析コードおよび解析結果の不確かさを考慮しても、解析結果は評価項目を概ね満足することにより変わらないこと。</p> <p>(※)「炉心損傷防止対策の有効性評価(RELAP コードによる解析)についての規制委員会の技術報告」、「格納容器破損防止対策の有効性評価(MELCOR コードによる解析)についての規制委員会の技術報告」</p> <p>➤ 審査書(案)「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」にあるとおり、SAFER、CHASTE 等の解析コードに対して、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切なコードが用いられていることを確認しています。</p> <p>➤ 審査書(案)「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」にあるとおり、熔融炉心とコンクリート間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性確認を行っています。また、御指摘の水中条件での熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)については、これまで、複数の実験が実施され、実機における MCCI の現象を評価するには十分な知見が蓄積されています。</p> |

IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 0項関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 保管している放射性廃棄物が、2号機の運転中に万が一事故が起きたときに、どのような影響が起きるのか検討されたのでしょうか？検討されているのであれば安全性に影響はないのでしょうか。</li> <li>➤ 449p、ヒューマンエラーも遅かれ早かれ起きる。3.11で被災していてどこかがきつとうまくいってないはず、再稼働と同時に破局的な事故になるのではないかと？長い期間止まっていた被災原発の再稼働によって起きる過酷事故に対処するマニュアルはありますか？</li> <li>➤ 台風19号の様な災害と福島第一原発の様な事故が同時になったら女川町は全滅すると思うので再稼働は反対です。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原子力発電所では固体廃棄物貯蔵所に低レベル放射性廃棄物が保管されていますが、2号炉原子炉建屋と十分な離隔距離が確保されています。<br/>また、2号炉で重大事故が発生した場合の屋外のアクセスルートに対しても、十分な離隔距離が確保されており、遮蔽能力を有した建物内に保管されていることから、低レベル放射性廃棄物からの放射線による影響はないことを確認しています。</li> <li>➤ 運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により運転員が措置し得るようにするとともに、もし、これらの修正動作が取られない場合にも、発電用原子炉固有の安全性及び安全保護回路の動作により、過渡変化を収束させる設計となっていることを確認しています。<br/>さらに、万一重大事故等が発生した場合に備えた設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うことで、重大事故等にも対処できることを確認しています。また、手順書については、新規制基準では重大事故等が発生した場合に対処するために必要な体制の整備を要求しており、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるようあらかじめ整備する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 審査においては、設置許可基準規則において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとする旨規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。さらに、自然現象の組合せにおいては、</li> </ul> |

IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 0項関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2号炉運転前に、1号炉、3号炉の燃料が全て搬出されている事を規制委員会が責任を持って確認すべき。</li> <li>➤ 降灰により、原発への通行上のアクセスが不可能であれば、仮に設計対応は可能であったとしても、運転対応はできないことは自明である。車輛使用による外部からの原発への通行アクセスや原発ないしその周辺からの従業員や住民の避難や連絡が不可能なまま、万が一のシビアアクシデント対応が不可能となることは言をまたない。</li> <li>➤ 「重大事故等に対処するための手順に対する共通の要求事項」に対し、運用手順などを「保安規定等において規定する方針であること」で、また、その他の項目についても、「…する方針」であることで、規制委員会は、「要求事項に適合する。」としています。しかし、「規定する方針」だけでは不十分です。「方針」だけで、「手順書」の現物が未完成であったり、これに基づいた「訓練」が実際に行われていないとすれば、それだけですでに、審査は不合格です。</li> </ul> | <p>網羅的に検討し、安全施設に与える影響を考慮して抽出した上で、考慮すべき事象を決定し、その影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。</p> <p>また、重大事故等発生時に悪天候であった場合においても、事象の種類及び事象の進展に応じた確かつ柔軟に対処できるよう、高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 1号炉及び3号炉の燃料は、原子炉圧力容器から取り出され、使用済燃料プールに保管されていることを確認しています。</li> <li>➤ 審査においては、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対応設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認しており、また、降下火砕物の除去に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、工事計画や保安規定変更認可について審査するとともに、重大事故等対応訓練については、原子力規制検査において、確認していきます。</li> </ul> |

#### IV-3. 5 重大事故等対処設備（第43条関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ 単一事故を回避する方法について 審査書(案)を通して変更許可申請書の内容を推定するに、申請書では、考えられる単一事故を想定し、それらをいかにして安全側に収束させるか、多くのケースについてその方法が書かれているのであろうが、見落としたケースがないと言えるのか。大災害の極度の緊張感の中で、限られた時間内で、故障箇所を適格に特定し、安全側に収束できるとはとても思えない。災害時には単一事故のような事故が各所で多数発生しているであろう。周辺計測器も故障し、指示値が狂っていることもあろう。それらを確実に判断し、しかも限られた時間内で、安全側に収束させることは不可能であろう。</p> <p>➤ 地震により非常用車両の通路が遮断されることはないのか。</p> | <p>➤ 有効性評価における事故の想定は、設計基準事象を超えた重大事故に至るおそれのある事故であり、設計基準事故対処設備の多重故障により重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合を想定しています。</p> <p>有効性評価における運転員等の操作時間については、訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要な時間に対して、十分に時間的な余裕があるよう保守的に設定されていることを確認しています。さらに、対策の有効性を確認するため、運転員操作の遅れ等の影響評価を要求し、操作が遅れた場合でも一定の余裕があることを確認しています。また、計測機器については、故障した場合にも対処できるように、多重性を有する計測機器の他チャンネルにより計測する手順が整備されていることを確認しており、他チャンネルにより計測ができない場合には、代替手段によりパラメータを推定する手順を整備していることを確認しています。</p> <p>さらに、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することを確認しています。なお、高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 可搬型重大事故等対処設備を運搬するためのアクセスルートは、自然現象等を想定し、迂回路も考慮して複数確保する方針であることを確認しています。また、屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセ</p> |



### IV-3.5 重大事故等対処設備（第43条関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 可搬型重大事故対処設備が必要なケースは常設設備が使えない前提であり、計装設備のみ使えるとの前提だとすると無理が有るのではないかと。各所からの計器の配線を配線接続箱等からつなぎ換えて可搬型重大事故対処設備につなぐのだとすると下記の点について検討の上、問題無い事を示すべき。・可搬型重大事故対処設備から各計器への電源供給ができる機能を持っている事・配線接続箱等が放射線の影響が無く、作業可能な場所に設置されている事・配線接続箱等が非危険場所（いわゆる非防爆場所）に設置されている事</p> <p>➤ 328ページ IV-3.5 重大事故等対処設備（第43条関係）<br/>1. 審査確認事項 （3）可搬型重大事故等対処設備（第43条第3項関係） ② 確実な接続「可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い」とあり、原則有線により信号のやり取りが行われるものと読み取れますが、無線によるやり取りは無いのでしょうか？もし有る場合は、ノイズジャミングの様な故意による妨害、傍受についての対策を検討し、問題無い事を示して下さい。</p> | <p>スルートの中から早期に復旧可能なルートを確認するため、障害物を除去可能なブルドーザ等の重機を保管、使用する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 審査において、可搬型代替電源設備である電源車から各計装設備に電源供給できる設計とし、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする方針であることを確認しています。また、作業環境（放射線量、温度等）についても審査し、作業に支障が無いことを確認しています。</p> <p>➤ 可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続する場合には、容易かつ確実に接続できるように、原則として、電力を供給するケーブルは、ボルト・ネジ接続又は簡便な接続規格を用いる方針であることを確認しており、御指摘のとおり原則は有線による接続となります。</p> <p>一方で、御質問の「無線によるやり取り」に関しては、中央制御室及び緊急時対策所までのデータ伝送系、モニタリング・ポストの伝送系に有線及び無線（衛星回線含む。）を使用すること、中央制御室、緊急時対策所、原子炉施設の内外の通信連絡に衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型又は固定型）を使用することなどにより、多様性を有する設計とする方針であることを確認しています。また、無線については、傍受されにくい仕様の機器を選定す</p> |

| IV-3.5 重大事故等対処設備（第43条関係） |                   |
|--------------------------|-------------------|
| 御意見の概要                   | 考え方               |
|                          | る方針であることを確認しています。 |

| IV-4.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1関係）  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 330 ページ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等 意見 緊急停止失敗時に必須となる作業員の被曝対策を行なうこと。(理由) 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために計画する設備および手順について、予め整備し用意した手順を遅滞なく遂行するためには、高線量下での作業、いいかえれば被曝下での作業を余儀なくされることを想定する必要があります。したがって被曝した作業員の手当て、すなわち緊急時の被曝医療体制の整備計画が不可欠となるが、それが完全に欠如している。</p> | <p>➤ 緊急停止失敗時については、有効性評価の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を低下させた後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を維持し、ほう酸水注入系により未臨界を維持することで、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態に移行できることを確認しています。また、これら発電用原子炉を未臨界にするための設備を用いた操作は、自動又は中央制御室からの操作スイッチによる遠隔操作であり、高線量下の作業は無いことを確認しています。</p> |

| IV-4.5 最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 審査書案 P367「4-4.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）」代替循環冷却系は全交流電源喪失下や RHR ポンプ故障時でも、原子炉補機代替冷却とあいまって「第48条等要求事項イ）及び同ハ）」に対応する系統であるので代替循環冷却系を48条機能を果たすための一連の設備群の一部として重大事故対処設備として扱うべきです。(理由) 重大事故対処設備として</p> | <p>➤ 申請書の添付書類十の「7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価」の「第7.1.4.2-4 図 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）の対応手順の概要」に記載があるとおり、最終ヒートシンクに熱を輸送するための手段として、使用が可能であれば、原子炉格納容器フィルタベント系に優先して代替循環冷却系が使用されます。なお、設置許可基準規則第48条の解釈において、「残留熱除去系（RHR）の</p> |

IV-4.5 最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>設置許可基準規則第48条で求めている機能は、「崩壊熱が蓄積する原子炉圧力容器内の炉水やサプレッションプール水」から「最終ヒートシンク」に至る独立性の高い一連のシステムが本来必要です。残留熱除去系が運転できることを前提とした「原子炉補機代替冷却」システム（二次系システム）だけでは不完全です。代替循環冷却系は設計基準対象機器の一部を利用するものの「全交流電源喪失」「残留熱除去系ポンプ故障」状態でも炉心損傷防止機能の一部を担うことのできる信頼性の高いものです。規制側の今までの解釈運用の観点では、第48条等要求事項口）に対応していない原子炉補機代替冷却を重大事故対処設備として扱ってきていること、代替循環冷却系は、設置許可基準規則第50条として扱っている程信頼性の高い系統であることですので代替循環冷却系を48条要求の機能を果たす設備群の一部として取り扱うべきです。</p> <p>➤ 審査書案 P371 最下段～P372L3「f）残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、・・・並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合には、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止する」としているが、サプレッションプール水温が高い状態でベントを開けたままのような原理で残留熱除去系又は代替循環冷却系の機能が回復できるのかを確認する必要がある。特にポンプのサクションラインとサプレッションプール水面との高低関係を含めた正味水頭を確認し、サクションラインの水張り方法も含めて確認する必要がある。（理由）格納容器ベントを開けている限りは</p> | <p>使用が不可能な場合について考慮すること」としており、代替循環冷却系は、残留熱除去系の水源（サプレッションプール水）や熱交換器等が同じであることから、設置許可基準規則第48条に適合する設備ではなく、御指摘の箇所では記載していません。</p> <p>➤ 代替循環冷却系及び残留熱除去系のポンプの NPSH 評価については、サプレッションチェンバ圧力等の重大事故等時の使用環境条件を考慮し、有効 NPSH が確保されることを工事計画認可申請に係る審査において確認します。<br/>なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系のポンプの吸込配管は、サプレッションチェンバのプール水面より低い場所に設置されています。</p> |

**IV-4. 5 最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 5関係）**

| 御意見の概要   | 考え方 |
|--|-----|
| <p>格納容器の内圧が低くプール水はほぼ気液平衡に近い状態にある。このようにサプレッションプール水温が高く、格納容器内圧が低い場合にはポンプの有効NPSH（正味吸い込み水頭）が不足するので残留熱除去系ポンプ、代替循環冷却系ポンプいずれも運転ができないはずである。またポンプのサクションラインの中にプール水面よりも高い箇所があると水張りには特別な手順・設備が必要である。</p> |     |

**IV-4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）**

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ 福島と同型の女川原発は過酷事故で同様の経緯をたどることは間違いないが、過酷事故を収束できたとして、放射能の放出量ほどの程度押さえられるのか、社会的に許容できるものなのか明らかにするべきだ。それでも許容できない量が放出されるのであれば、再稼働はそもそもあり得ない。</p> | <p>➤ 設置許可基準規則では、原子炉格納容器の破損を防止するために、希ガスを含む放射性物質の放出を伴わない（※）代替循環冷却系の設置を求めており、代替循環冷却系は格納容器圧力逃がし装置に優先して使用することとしています。</p> <p>このため、格納容器ベントを行う可能性は極めて低いと考えますが、仮に行った場合の評価として、放射性物質の異常な水準の放出を防止するという観点から、原子力発電所の近隣の住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質の放出を制限するため、想定される放出量が多く、半減期が約30年と長いCs-137の放出量を基に評価し、100TBqを下回っていることを確認することとしています。</p> <p>上記に関して、審査書（案）「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に記載のとおり、原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合、原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は、7日間で最大約</p> |

IV-4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ ベント多用方針は住民の被ばく機会が増えることでしょう。</p> <p>➤ 審査書案 P389 50条における負圧破損防止「b. 残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損を防止するための手順に着手する。」とされているが「b. 残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の窒素過圧するための手順に着手し、代替循環冷却系運転を行う。」とすべき。</p> <p>原子炉格納容器の負圧破損が起きるのは、原子炉格納容器が隔離されており外部からの気体流入が起きない、内部の冷却が進み原子炉格納容器内部の蒸気の凝縮が進むの2つが重なることにより発生します。現状記載の「残留熱除去系による除熱機能が喪失」だけでは格納容器の負圧破損は発生せず、むしろ格納容器の加圧方向の作用をもたらします。</p> | <p>1.4TBqであり、100TBqを下回っていることを確認しています。<br/>                 (※) 原子炉格納容器バウンダリを維持することを意味し、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくこと。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 御指摘の可搬型窒素ガス供給装置の手順着手基準は、可搬型窒素ガス供給装置の設置等の準備開始の基準を記載しています。なお、原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給を開始するのは、原子炉格納容器ベントが停止可能となった場合(※)、又はサプレッションプール水温度指示値が104℃を下回る前としていることを確認しています。</p> <p>(※) 残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合</p> |

**IV-4. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 10関係）**

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ 女川原発では19個の水素再結合装置とフィルターベント、建屋ベントなどを設置し水素爆発を未然に防ぐとしているが、900kgも一気に生成される水素を結合装置だけで取り除くことはできない。東北電力の試算は、数十時間で徐々に水素が漏れ出すというシナリオで、とても実現出来ない。まして、建物ベントになれば水素ガスとともに大量の放射性物質が放出される。まさに格納容器の閉じこめる機能の喪失であり、住民の安全を考えると、女川原発2号機の再稼働は許されるはずがない。</p> | <p>➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、自主対策設備である原子炉建屋ベントよりも前に使用するものとして、水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合装置(PAR)、PAR動作監視装置及び手順等を整備することを確認しています。また、これらの対策は、想定される重大事故時において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有することを確認しています。</p> <p>なお、上記により規制要求を満足していることは確認していますが、万が一これらの対策により原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素を処理できず、水素の発生源を断つための格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合には、自主対策設備である原子炉建屋ベント設備を用いた水素排出を行うこととなります。その際には、放射性物質の拡散抑制を目的として放水砲を用いた原子炉建屋への放水を行うことを確認しています。</p> |

**IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）**

| 御意見の概要                 | 考え方   |
|------------------------|---|
| <p>➤ 汚染水事故に対応できない。</p> | <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所の事故に伴って発生した汚染水については、まず、これを発生させないことが重要であり、新規制基準では、仮に、炉心が損傷した場合でも放射性物質が格納容</p> |

IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ メルトダウンが遅かれ早かれ起きた場合、防潮堤のせいで福一のように汚染水問題が起きないのですか？起きないと言うのであれば、その理由を聞かせてください。</li> <li>➤ 適合性審査では、福島第一原発で現在大きな問題になっている汚染水について検討していません。これは格納容器が破損した場合でも放射能の大量の拡散で防止する策を講ずるよう要求する新規制基準に違反します。</li> <li>➤ 海への放射能拡散を防ぐ対策としてシルトフェンスを使うしていますが、これで防げるのは放水砲だけです。汚染水は防げません。</li> <li>➤ 事故がおきたらすべて汚染されてしまいます。逃げ場がありません。</li> </ul> | <p>器から流出しない対策を要求しており、審査においてその対策を確認しています。</p> <p>その上で、万一格納容器が破損した場合の事故後の処理のあり方については、実際にどういった状況になるかを事前に想定し、規制基準を特定するのではなく、事故の状況に応じ、臨機応変に対応していくことが現実的かつ適切な考え方であり、特定原子力施設の制度に基づき、状況に応じ規制することとなっています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 426ページ、丸数字2、a. :「大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、海を水源とし、車両により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できるとともに、原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とする。」とあるが、「原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量」は、ポンプの揚程を決める根拠となるだけであり、本来の「容量」すなわちポンプ・放水砲の流量はどのように決めているのかが不明である。結局「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」とは、ただ建屋の屋上に「放水」できればよい。それがどのような「放射性物質の拡散を抑制」する効果を持つかは問わないという極めてずさんな要求であり、申請者の「設計方針」もそれに安易に乗ったものでしかない。もし、「放水」により放射性物質の放出を「抑制」できるというなら、定量的に、その評価結果を示すべきである。</p> | <p>➤ 審査においては、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の容量については、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲の性能曲線から大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の放水流量及び放水砲の放水角度を考慮した上で、原子炉建屋屋上まで放水できる吐出圧力及び容量であることを確認しています。</p> <p>御指摘のとおり規制基準において放射性物質の除去効果に係る要求はありませんが、放水による効果等については、空気中の微粒子状放射性物質が、降雨により捕らえられる効果があることが知られており、雨量に比べて多量の水量が確保できる放水砲により、拡散抑制効果があると判断しています。また、浮遊する微粒子状放射性物質を水スプレーにより捕集する実験が過去に行われており、その効果が確かめられています。</p> |
| <p>➤ 発電所外の放射性物質の拡散を抑制するため、放水設備などを装備するとされていますが、その保管する個数や作動に要する時間等が記載されているのみであり、その効果に関する評価が示されていません。重大事故時に公衆の放射線被曝を低減する最後の砦のはずですから、最も厳しい事故条件と気象条件を設定して、公衆被曝の上限値等を評価することは、貴委員会の最終的な使命だと考えられます。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 設置許可基準規則 55 条では、格納容器の破損に至った場合等において「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な</p>   | <p>➤ 同上</p>   |



IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>設備を設けなければならない」とされている。ところが、東北電力の対策は、格納容器上部が破損し、気体の放射能が放出した場合、それを放水砲で叩き落とすといっている。そんなことが可能なのか？</p> <p>➤ 第55条の要求に対して、放水砲を設けるとしているが、宮城県の安全性検討会でも指摘されているように、これがどれだけの効果があるのか具体的な数値をあげての検証結果がない。ただ、形として設置しているに過ぎないのではないか。少なくとも、その効果についてのシミュレーションを東北電力に求めるべきではないか（425ページ）</p> <p>➤ 第55条の要求に対して、放水砲を設けるとしている。この種の放水砲は、通常大規模な石油液面の火災に対する設備として使用されるものであり、大気中を飛散するプルームの中の粉塵を補足することには有効ではない。ましてや希ガスには無効である。また、汚染水対策として、シルトフェンスを設置するとしているが、これは一時的な溢水対策相当の対策である。量が多い場合には、有効性が期待できない。</p> <p>➤ 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散の抑制、海洋への放射性物質の拡散の抑制を期待して使われる放水砲について、「大容量送水ポンプ（タイプII）及び放水砲の放水設備により敷地外への放射性物質の拡散を抑える対策及び海洋への拡散防止対策が適切に実施される方針であることを確認」としているが、</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上<br/>また、シルトフェンスについては、発電所から海洋への流出箇所の南側及び北側排水路排水柵、タービン補機放水ピット及び取水口の合計4箇所に海底まで届く長さで二重にして設置することで設置許可基準規則第55条において要求している海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備に対応するものであることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> |

**IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）**

| 御意見の概要   | 考え方         |
|--|-------------|
| <p>この装置を使用する状況が極めて不自然である。建屋が損傷して放射性物質を拡散させている時に大量の海水を掛けることは、放射性物質を海に流し出すことを意味すると共に、大気放出されるガス状の放射性物質にはほとんど効果がない。また、建屋が損傷している段階では、溶融燃料も露出している危険性が高く、むしろ大量の水の投入は水蒸気爆発を誘発させ、放射性物質の拡散を大規模にする危険性もある。放水砲で対処する状況と、使ってはならない状況についての明確な切り分けと説明がなければ、風下に位置する人々への重大な被爆を引き起こすことが懸念される。当然、海洋への汚染拡大も危惧されるところである。</p> <p>➤ 2. シビアアクシデント時の放射性物質の拡散抑制方法のお粗末さ（放水銃のみ）</p> | <p>➤ 同上</p> |

**IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 14項関係）**

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ いくら第4予備電源（重油、灯油による）津波のない高所でも「ガケくずれ」がおこればダメ。また雷が落ちてダメ。</p> <p>➤ 440ページの子)の2行目「メタクラ(MC)」は、第44回原子力規制委員会の配布資料の資料1-2の90ページの「メタルクラッドスイッチギア(M/C)」と同じものか？</p> | <p>➤ 可搬型重大事故等対処設備である電源車については、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機と同時に機能喪失しないよう、位置的分散を図り、複数の箇所に分散して設置する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 御指摘のとおり、「メタクラ(MC)」と「メタルクラッドスイッチギア(M/C)」は同じものとなります。</p> |

**IV-4. 15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 15項関係）**

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ p453、455IV-4.15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15関係）2.規制要求に対する設備及び手順等(1)第58条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル1）対策と設備表 IV-4.15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ「格納容器雰囲気放射線モニタ」、「フィルタ装置出口放射線モニタ」、「耐圧強化ベント系放射線モニタ」は多重化されていますが、多様性が無く他の方式も併用すべきと考えます。</p> | <p>➤ 設置許可基準規則第58条では、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けることを求めています。申請者は、御指摘のパラメータについて、多重性を有する重要計器の他チャンネルを用いて計測する手段を示していることから、規制要求を満足していることを確認しています。</p> |
| <p>➤ p454IV-4.15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15関係）2.規制要求に対する設備及び手順等(1)第58条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル1）対策と設備表 IV-4.15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ「フィルタ装置水位」は多重化されていますが、多様性が無く電波式、ガイドパルス式等、他の方式も併用すべきと考えます。</p>                               | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 格納容器内酸素濃度計は多重化されていますが、多様性がなくジルコニア式、電極式等、他の方式も併用すべきと考えます。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 福島第一事故において、水位計が原理的に誤作動を招きやすいものであったことが、冷却水の有無を誤判断させる致命的な欠陥になっていた。したがって、水位計を改善することが必要条件であった。柏崎刈羽原発6・7号機のパブリック・コメントでこの問題</p>  | <p>➤ 設置許可基準規則第58条では、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備</p>   |

IV-4. 15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 15項関係）

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>を提起したところ、代替手段として注水量を確認して水位を推定するという回答であった。注水量は動作過程を示し、水位計は結果の静的な実体量を示すもので信頼性がまったく異なる。この点の改善されていないとすると、重大な欠陥である。</p> <p>➤ 原子炉の中の水位を判断する装置が原理的に、また、実際的に、信頼できない。福島事故のさいに、水位計が正しく働かなかった。今回の審査(案)においても、その改良がなされたとの記述が無い。福島原発事故時に、水位計の誤作動が大きな問題だった。水位計の不完全性はどうしても克服すべき課題だと考える。そうでないと、重大事故に関するほとんどの事故シーケンスの検証が意味を失うのではないか。東京電力柏崎刈羽 6・7号機の審査において、明確な記述のないままに、今回の審査(案)と同じような記述になっていた。極めて解せないことである。「多重性を有」していることで、過ちを繰り返さないことができるのか。実証と論証が必要である。</p> <p>➤ 原子炉水位(広帯域)も原子炉水位(SA 広帯域)も、差圧式水位検出器を使用している点、及び、原子炉水位(燃料域)も原子炉水位(SA 燃料域)も、差圧式水位検出器を使用している点で、設置許可基準規則第四十三条第二項第三号の要求事項を満たしておらず、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第4号に不適合であり、同法同条第一項の規定により許可する事ができない、ので、再稼働の為に、申請者への変更指示と再審査とを求める。</p> | <p>を設けることを求めています。</p> <p>御指摘の原子炉圧力容器への注水量(高圧代替注水系ポンプ出口流量等)による原子炉水位の推定方法は、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量を算出すること等により原子炉水位を推定するものであり、炉心冷却状態を把握する上での推定手段として、有効性があるものと考えています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>原子炉水位を異なるパラメータにより推定する代替手段として原子炉圧力容器への注水量(高圧代替注水系ポンプ出口流量等)から原子炉水位を推定する手順を整備することを確認しており、規制要求を満足していることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> |

IV-4. 15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 15項関係）

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ p450～451IV-4. 15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 15 関係）2. 規制要求に対する設備及び手順等(1)第58条等の規制要求に対する設備及び手順等(マル1) 対策と設備表 IV-4. 15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ原子炉压力容器内の水位計測に差圧式水位検出器を使用していますが、基準面器を使うウェットレグ方式と推測します。ウェットレグ方式は福島第一原発事故の際も基準面器の液面の変動や密度変化により実際の液面と異なる値を示した実績が有ります。同じ基準面器を用いる「他チャンネル」の計測器や「原子炉水位（SA 広帯域）」の計測器、「原子炉水位（SA 燃料域）」の計測器では、基準面器の液面変動や密度変化に対しどの計測器も同様の傾向を示し、多重化の意味をなしません。また、「原子炉圧力（SA）」についても基準面器を使用しており、同様の現象を起こすため多様性が有るとは言えません。唯一、高圧代替注水系ポンプ出口流量は多様性を持つと捉える事ができそうですが、注水量だけでは、原子炉压力容器内の温度、圧力の状態によって変わる液面を正確に把握する事はできず、正確性に欠けると考えます。また、基準面器への注水や基準面器への温度計設置は、一定の効果を示す可能性が有るものの多様性の欠如と言う意味では、対策になりません。既に検討されている超音波式、キャピラリ式、ヒーター感熱式等の他の方式も完全とは言えないまでも補完する計測器として多様性を持たせる事は十分に可能であり、いずれかを設置すべきと考えます。</p> <p>➤ 直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要な</p> | <p>➤ 原子炉水位計の基準面器（凝縮槽）における基準水位の低下により計器の指示値に疑いがある場合等には、代替手段として原子炉压力容器への注水量（高圧代替注水系ポンプ出口流量等）から原子炉水位を推定する手順を整備することを確認しています。</p> <p>➤ 御指摘の「直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視するこ</p> |

**IV-4. 15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 15項関係）**

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>パラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた手順における人員と作業時間は十分か（審査書案 460 ページ下から 8 行～次ページ 3 行）。</p> <p>➤ p459IV-4.15 計装設備及びその手順等（第 58 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1.15 関係）2. 規制要求に対する設備及び手順等 (1) 第 58 条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル 3）手順等の方針 c. 「1 測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計 2 名により、55 分以内に実施する。」としており、実際はどれだけの計器不良が同時に起こるか分からないものの、最大で言えば項目だけで 60 項目有り、1 項目 1 測定すると 55 時間かかります。人員配置の計画には保守的に見て最大値を反映すべきと考えますが、1 測定点当たりでなく、最大で何人何時間かかるかを人員配置の計画に反映すべきと考えます。</p> | <p>とが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備」は、自主的対策設備であり、規制要求の対象ではありませんが、重大事故等への対処をより確実にするものであることを確認しています。</p> <p>なお、設置許可基準規則第 58 条等の要求事項に対応するためのパラメータを計測する計器の故障時に状態を把握するための手順等について、作業に必要な人員及び作業時間を配置しているかを審査し、対応が可能であることを確認しています。</p> <p>➤ 審査において、申請者は、重大事故等対策要員の防護具の着用、緊急時対策所から制御建屋地上 3 階への移動、防護具の脱衣、身体サーベイ及び制御建屋地上 3 階から中央制御室への移動のそれぞれに要する時間を保守的に積み上げ、緊急時対策所から中央制御室への移動時間を 50 分とし、中央制御室における 1 測定点の計測を 5 分で実施することにより、可搬型計測器による計測を 55 分以内に実施可能であることを示していることを確認しています。また、可搬型計測器による計測は、中央制御室のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続して測定するものであり、複数のパラメータを計測する場合であっても、同じ中央制御室内での作業となるため、追加計測は短時間で行うことができると考えられます。</p> |

**IV-4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16関係）**

| 御意見の概要                                | 考え方                                    |
|---------------------------------------|--|
| <p>➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内での運</p> | <p>➤ 新規制基準において、炉心の著しい損傷が発生した場合において</p> |

**IV-4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16関係）**

| 御意見の概要                                 | 考え方   |
|--|---|
| <p>転員等の被ばくによる実効線量は、変更申請で再評価しているのか。</p> | <p>も運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備及び手順等を要求しており、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、今回の変更申請において新たに評価したものになります。</p> |

**IV-4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項関係）**

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ 重大事故等発生した後、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を判定する手順に着手し、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合でも1箇所当たり100分以内に実施するとあるが、時間がかかりすぎではないか。迅速にするには無理があり、危険性が増すと考えられる。</p> <p>➤ 477ページ、サーベイメーター類の台数は大丈夫か</p> | <p>➤ 審査においては、監視測定の手順着手の判断を行ってから放射線管理班員が、事前打合せ及び資機材準備を行った上で、移動し、資料採取・測定を行う方針であることを確認しており、事前打合せでは、現場の状況、放射線防護方針等を確認の上、適切に作業が行われるよう調整する方針であることを確認しています。また、測定時間については、最も時間を要する場合を保守的に示しており、時間設定は適切になされているものと判断しています。</p> <p>➤ 監視測定設備については、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とし、必要な台数（バックアップ含む）を保管する方針としており、可搬型放射性測定装置のうち、可搬型ダスト・よう素サンプラ、<math>\gamma</math>線サーベイメータ、<math>\beta</math>線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータは、各2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各1台、また、<math>\alpha</math>線サーベイメータについては、1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を確保する方針を確認しています。引き続き、工事計画認可申請に係る審査におい</p> |

**IV-4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項関係）**

| 御意見の概要 | 考え方               |
|--------|-------------------|
|        | て、その妥当性を確認していきます。 |

**IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 18関係）**

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 479 ページ、緊急時対策について記載されている。どのような事故がどのくらいの規模で発生するのか、それすらも見積もられずに、緊急対策を立てること自体が、滑稽だ。</li> <li>➤ 対策要員の装備（線量計及びマスク等）で十分な放射線管理ができると記載されているが、重大事故等のときに、本当に今の技術で放射線管理が十分にできるとは考えられない。</li> <li>➤ 基準津波の影響を受けない位置に設置するとあるが、今回の基準より越える津波が来ないとは言い切れない。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準第61条等において、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するために適切な措置が講じられるよう緊急時対策所の機能を設けることを求めています。本審査においては、緊急時対策所の居住性を確保するため、福島第一原子力発電所事故と同等の放射性物質の放出量を想定し、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計であることを確認しています。</li> <li>➤ 緊急時対策所の居住性については、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備等により確保する設計方針を確認しています。また、緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設置等の手順等については、重大事故等防止技術的能力基準1. 0項の規定に基づき、重大事故等に対処するための手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備が適切に行われる方針であることを確認しており、今後、重大事故等対処訓練については、原子力規制検査において、確認していきます。</li> <li>➤ 緊急時対策所は、敷地高さ0.P.+62mに設置する方針を確認しており、入力津波高さ0.P.+24.4mを考慮しても影響を受けない位置に設置される方針を確認しています。</li> </ul> |



IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 18関係）

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ 福島事故で作業員が頑張れたのは、免震重要棟があったからと考えられる。今回、女川2号機で、なぜ、そのような施設を作らないのか？過酷事故時に頼りになる拠点を自ら放棄するように思えてならない。女川原発の立地は、大地震時には、道路は寸断、船も来れない（津波のため）、空か空輸しか人的・物的供給がなくなる。このときに、長期間、頑張れる拠点を確保するのは当然の話だ。代替の耐震施設では小さくて話にならない。</p> | <p>➤ 今回の新規制基準においては、重大事故等発生時において協力会社社員を含めた事故対応要員が適切に対応できるよう、緊急時対策所を初めとする重大事故等対応施設や要員を防護するための手順、機材等の整備を求めており、その適合性について確認しています。</p> <p>緊急時対策所の居住性については、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備等により確保する設計方針を確認しており、緊急時対策所の要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等の手順等については、重大事故等防止技術的能力基準1. 0項の規定に基づき、重大事故等に対処するための手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備が適切に行われる方針であることを確認しています。</p> <p>また、緊急時対策所には、少なくとも外部からの支援なしに1週間、重大事故対応のための活動をするために必要な飲料水及び食料等を備蓄する方針であることを確認しています。また、発電所外部から支援体制として、本店対策本部において必要な資機材の輸送等を実施する体制を整備することを確認しています。</p> <p>なお、新規制基準では、重大事故等に対処するために適切な措置が講じられるよう緊急時対策所の機能を設けることを求めています。その構造等は特定していません。したがって、女川2号炉では、耐震構造とすることにより機能を確保し、新規制基準に適合していることを確認しており、緊急時対策所の広さについては、災害対策本部として常時活動ができるよう、休憩所、トイレ等の必要な設備及びスペース（約460m<sup>2</sup>）、各作業班用の机の設備等を配置し、活動に必要な広さを有する設計であることを確認し</p> |



**V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）**

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 一つにはテロ対策が不十分。敵国からすれば原子力発電所をミサイル攻撃すれば、日本は降伏せざるを得ないでしょう。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロ攻撃に原発は守れない。テロ攻撃が予想される社会で原発が安全であるとは到底言えない。事前に十分な準備をし、訓練を積み武器を持って集団で襲撃してくるテロ攻撃に対して、発電所の民間人である従業員が防戦対応できるとはとても思えない。民間人は武器の携帯や武闘は許されていないし、警察の出動を要請してもは時間的に間に合わない。それともいつ来るかわからない襲撃に備えて武装警備員を置くことを想定するのか？</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震津波対策だけしてもテロに合ったら一たまりもないでしょう。北朝鮮のミサイルが飛んで来たらどうしますか。再稼働の事はよ一くもう一度考えなおして下さい。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロ対策もない</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロ対策は、本意見で検討、試行するのか。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震や津波やテロなどの大規模損壊が発生して、常時完全な安全な対策が必ずできるとはとても考えられない。どのような根拠で適切と判断しているのか大いに疑問がある。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等が発生した場合にも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備が行われる方針であることを確認しています。加えて、設計上の想定を超えるような事態を想定外とせず、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊を想定すること、及びその対策をとるための手順書等を作成し、対応する方針である</li> </ul> |

**V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）**

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大規模な自然災害や航空機やテロに関しては、495 ページに対応ができない旨の記載がある。その時に、重大事故を起こさない対策だけでは全く役に立たない。</li> <br/> <li>➤ 大規模損壊の発生により重大事故発生の手順書を整備する方針があると言うだけで適切なものと判断するのは、軽率と言わざるをえない。</li> <br/> <li>➤ 被害範囲が不確定なことに対して、手順書の整備で対応できるとは思えない。よって女川原子力発電所 2 号炉の再稼働に反対です。</li> </ul> | <p>ことを確認しています。<br/>         なお、具体的な想定や対策の具体的内容は、防護上の観点から公開していません。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上<br/>             なお、御指摘の対応ができない旨の記載については、「大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられる」と記載しています。</li> <br/> <li>➤ 設置変更許可にかかる審査においては、基本設計ないし基本的設計方針を確認するもので、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。<br/>             また、大規模損壊への対応のために、重大事故等対策に関して実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する方針であることを確認しています。<br/>             なお、今後、これらの訓練の実施状況については、原子力規制検査において、確認していきます。</li> <br/> <li>➤ 同上</li> </ul> |

**V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）**

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ 「申請者において大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する事等の手順書が適切に整備されること又は整備される方針であること」をもって「規制委員会は適合していると判断した」と述べている。つまり、まだ対策が現実化していない。現実的に「テロ対策」が、発電所の従業員ではできないと考えられ、誰が見ても実効性はない。また、仮に武装警備員を配置したとしても、必ずしも制圧できるとは言えない。</p> | <p>➤ 同上<br/>                     なお、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策を講じることとしています。</p>      |
| <p>➤ 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備するとあるが、職員の健康を守り、長時間の作業に、適応できる十分な資機材が現時点で実際に使用して確認されているとは考えにくい。</p>  | <p>➤ 審査において、申請者が高線量下等を想定し、高線量対応防護服等を着用した事故時対応訓練を実施する方針であること、放射線防護具等の資機材を確保する方針であることを確認しています。</p> |
| <p>➤ 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備するとあるが、大規模損壊発生となると長時間使用の作業になると予想されるが、職員の健康が守られるか心配だ。</p>  | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 原子炉が大規模な損壊に至った場合、作業員の被ばく線量に上限があると思うが、その上限をこえてしまった場合、どのように対処するのか。(152p)</p>   | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために、消火薬剤等の資機材及び大容量送水ポンプ、放水砲等を配備</p>   | <p>➤ 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災</p>                               |

**V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）**

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>するとあるが、限られた敷地内に十分な量を配備できるとは考えにくい。</p> <p>➤ 大規模損壊発生時に、同時の機能を有する設備の損傷の防止のために、外部事象の影響を受けにくい場所に保管するとあるが、現実には外部の影響を受けない場所があるのか疑問がある。</p> <p>➤ 大規模な自然災害やテロへの対応として規制基準が求めているものは、いずれも、原発敷地内における対応に関する手順書、体制、設備及び資機材の整備であり、また、審査書案を見る限り、事前の整備完了ではなく計画の存在を条件としているように読める。自然災害やテロは準備状況を忖度せずに発生しうるものであるから、事前の整備完了が再稼働の条件とならなければならない。</p> <p>➤ P494～V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）これらへの対応が「整備される方針」を持って「了」とされるのは、全く不合理である。対策は全て完了したうえで審査を受けるのであれば、審査は意味をなさない。</p> | <p>の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ（タイプⅡ）や放水砲等の消火設備を敷地内に配備する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に分散して保管する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

**V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）**

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 人為的に航空機等がつつこんできたらどうなるのか。原発ができた見学へ行った時係の人に質問したら困ったように「まずそのようなことはありません」と声を小さく答えていました。こんなあいまいな姿勢で今日まで語られずに経済優先できています。未来の子のためにやめてください。</p> <p>➤ テロリズムへの対応については、まず、悪意を持った集団や国家が標的とする可能性の高い、ぜい弱性が大きく、かつ破壊効果の大きい設備を選定することが重要です。その最たるは炉心ではなく、使用済燃料プール水だと考えられます。この設備は炉心の数倍もの放射性物質を内蔵しているにもかかわらず、原子炉建屋の最上階に位置して、上方からのテロ攻撃に対して薄い天井のみが存在する極めてぜい弱な状況にあります。テロ対策の実効性のあるものとするため、この設備を特定して、破壊を防止するための設備対応を事業者を求めるべきです。</p> <p>➤ 建屋を丈夫にすれば災害にも事故にもテロにも耐えられますか？</p> | <p>➤ 故意による大型航空機の衝突については、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）における審査で確認しており、その場合における体制の整備、消火活動の実施、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策についても確認しています。</p> <p>➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき政府が対策本部を設置し、必要な対策を講じることとしています。<br/>使用済燃料プールについては、大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策について確認しています。<br/>また、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを確認しています。<br/>なお、対策の具体的内容は、防護上の観点から公開していません。</p> <p>➤ 審査においては、設置許可基準規則において、設計上想定する地震や津波等の自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとする旨規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。<br/>さらに、自然現象の組合せとして、網羅的に検討し、原子炉建屋</p> |

**V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）**

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ オリンピックを控えてのテロ対策が不十分です。再稼働反対します。</p> <p>➤ 審査書案 p. 494～498 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）「1. 手順書の整備」「2. 体制の整備」について。「大型航空機の衝突その他のテロリズム」を想定した対策が為されているとの事ですが、その対策には、対処要員がテロリストに脅迫される、或いは万万が一破壊作業員そのものだったとして、過酷事故に繋がるような意図的な誤操作等を行っても、安全が確保出来るものと判断されているのでしょうか？関西電力において、外部の人間の脅迫めいた要求に屈して金品を受け取っていた事例があったばかりですが、現場の人員がたとえ聖人君子で無くても、安全が脅かされる恐れが無いような体制は築かれているのでしょうか。</p> | <p>等の安全施設に与える影響を考慮して抽出した上で、考慮すべき事象を決定し、その影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。</p> <p>なお、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策を講じることとしています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第7条は、発電用原子炉施設への不法な侵入等の防止を定めており、審査において適切な措置を講じる方針を確認しています。また、核物質防護対策については、核物質防護規定の認可等において確認します。</p> <p>➤ 核物質防護対策については、核物質防護規定の認可等において確認します。</p> |



| 審査書案の表記   |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2 ページの 2 行目「6 月 28 日」の記載は不要と思います設置許可基準規則解釈第 1 条 1 での引用の例では記載がないので。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 5 ページ、「2. 技術者の確保」の(1):「さらに、発電所では、自然災害及び重大事故等の対応に必要な大型重機等を運転する資格を有する技術者を確保する。」の「自然災害及び重大事故等【の】対応」は、「自然災害及び重大事故等【への】対応」の方が適切では？</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 8 ページ、1～2 行:「業務を主管する組織の長は、不適合を除去し、原因を特定した上で是正処置を実施する。」の「是正処置」は「是正措置」の方がよい。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 11 ページの注釈の半角「-」は全角「ー」のほうがよいと思います。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 12 ページの 22 行目。「牡鹿」の振り仮名は、12 ページでは「おしか」、59 ページでは「おじか」となっているが、147 ページ(牡鹿幹線)での読みはどちらなのか？また、59 ページ 21 行目。「半島」の振り仮名は不要と思います。</li> </ul>       | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 初出となる 12 ページにあるとおり、読みは「おしか」が正しいことから、御意見を踏まえ、59 ページの振り仮名を削除します。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 13 ページ 22 行目。「PS 検層結果をもとに」は「PS 検層結果をもとにした」などのほうがよいと思います。原文では「結果をもとに」申請者が何をしたかが不明なので。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえ、当該記載における「～こと」を「～としていること」に修正します。</li> </ul>                        |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 13 ページ 23 行目の文末。「できること」は「できることを確認していること」などのほうがよいと思います。申請者が何をしたか</li> </ul>   |  |

| 審査書案の表記  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>が明確となるので。</p> <p>➤ 13 ページ 24 行目。「当該地下構造モデル」の「当該」が何を指すのかが曖昧であるので、ここは「モデル化した地下構造モデル」などとしたほうがよいと思います。</p> <p>➤ 13 ページ 25 行目「シミュレーション」は、同 1 行目、15 行目の「検証」のことを指しているのか？</p> <p>➤ 15 ページの注釈の文末。「確認した」の主語は申請者であると理解してよろしいか？同ページ 11 行目「考慮する。」の主語は申請者であるから。</p> <p>➤ 15 ページでは「1 測線でのみ認められる断層があることを根拠に断層端部とし」とありますが、第 778 回審査会合資料 1-3-1 では「1 測線でのみ認められる断層の延長方向にある測線で断層が認められない」ことを根拠とした記載となっております。この記載の違いは、細かい端部の記述を意図している訳ではなく、大局的には「F-6 断層（単体）」の北西端ではなく「1 測線でのみ認められる断層まで含めて」北西端を規定しているという趣旨の記述との理解でよろしいでしょうか。</p> <p>➤ 19 ページでは、久田（1977）と記載されておりますが、久田（1997）への記載の見直しが適切と考えられます。</p> | <p>➤ 御意見を踏まえ、「地下構造のモデル化に当たって」に修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、明確になるよう修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、同注釈の最初に「申請者は、」と追記し、文末を「確認している」と修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、文の構成を含めて、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> |

審査書案の表記

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ 21 ページでは、「福島県沖及び茨城県沖で発生した地震の平均的な応力降下量の1.4倍」と記載されておりますが、諸井ほか(2013)のとおり福島県沖及び茨城県沖のほか宮城県沖の地震も含まれることから、「宮城県沖」の追記見直しが適切と考えられます。</p> <p>➤ 28 ページの基準地震動 Ss-F1 の記載では最大加速度の数値(水平方向 717cm/s<sup>2</sup>、鉛直方向 393cm/s<sup>2</sup>) が示されていません。基準地震動 Ss-F1 と Ss-F2 のうち大きい数値を記載したとの理解でよろしいでしょうか。</p> <p>➤ 33 ページの1行目「耐震Sクラス」は「Sクラス」のほうがよいと思います。同一のものであれば。</p> <p>➤ 37 ページ、「丸数字2 許容限界」:「Sクラスの機器・配管系について、……塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、【その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。】」の【】部分の表現は日本語になっておらず、不適切。「応力、荷重等を制限する値」の「値」とは何の値か? 「荷重」は評価の条件であって、許容限界ではないのでは? 【】部分は「その施設の機能に影響を及ぼすことがない最大の応力、ひずみ等を許容限界とする。」又は「その施設の機能に影響を及ぼすことがない応力、ひずみ等の制限値を許容限界とする。」といった文言にすべきでは?</p> | <p>➤ 御意見を踏まえ、応力降下量の設定では、諸井ほか(2013)による検討を踏まえていることから、「1978年宮城県沖地震の地震動レベルを踏まえ、諸井ほか(2013)による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量 24.6MPa の1.4倍となる 34.5MPa を設定した」と修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、Ss-F1、Ss-F2 それぞれについて、最大加速度を記載することとします。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御指摘の「値」は、施設の機能に影響を及ぼすことがないように制限する応力、ひずみ等の値のことですが、文意は変わりませんので、原案のとおりとします。<br/>なお、施設の機能に影響を及ぼすことがないように制限する値には、応力やひずみに加えて、評価対象により支持構造物の荷重等も含まれます。</p> |

| 審査書案の表記   |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 42ページの10行目「弾性設計用」は「弾性設計用地震動」のほうがよいと思います。</li> <li>➤ 44ページ14行目「熱水活動が終了以降に」及び45ページの8行目「熱水活動が終息した以降」は「熱水活動が終息して以降に」などのほうがよいと思います。44ページ17行目等と同様に。</li> <li>➤ 44ページ21行目「古い」。申請者はどの断層と比較して古いとしているのか？</li> <li>➤ 50ページ(2)①のうち、数値計算に適用した潮位条件に関する記載につきまして、朔望平均干潮位も適用していることから、「朔望平均干潮位」の追記が適切と考えられます。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見は36ページの10行目と思われるが、「弾性設計用若しくは共振影響検討用の地震動による地震力」という記載なので原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、「熱水活動が終息して以降」に統一します。</li> <li>➤ 御意見の「古い」という「古い断層」とは、その直前に記載のある「大島造山運動」のあった前期白亜紀に形成された「古い」断層という意味で、他の断層と比較してという意味ではありません。</li> <li>➤ 基準津波の策定に係る津波水位の評価は、相対評価であり、潮位条件は考慮されていません。また、審査書案に記載している基準津波定義位置における津波水位についても、潮位条件を考慮していない値です。以上のように、基準津波の策定に係る評価津波水位では、潮位条件は考慮されていません。したがって、当該箇所は、「基準津波の策定のための敷地前面等における津波水位評価及び基準津波定義位置における津波水位評価では、潮位条件を考慮していない。」と修正します。<br/>         なお、入力津波の設定においては、「Ⅲ-3.2 耐津波設計方針 2. 基本事項 (4) 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項(水位変動、地殻変動) ① 潮汐による水位変更：に記載のとおり、適切に考慮していることを確認しています。</li> </ul> |

**審査書案の表記**

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>➤ 51 ページ(3)①のうち東北地方太平洋沖型の津波波源による「特性化波源モデル」の記載につきまして、この「特性化波源モデル」は後段に記載されております「基準断層モデル」や「特性化モデル」と同義であることから、記載の見直しが適切と考えられます。</p>   | <p>➤ 御意見にある「特性化波源モデル」は津波波源としての特性（巨視的波源特性、微視的波源特性及び破壊伝播特性）を主要なパラメータで表した波源モデルに関する一般的な用語として使用しています。それに対して、「特性化モデル」及び「基準断層モデル」は申請者が特定した津波波源モデルに対応して記載しておりますので、「特性化波源モデル」とは同義ではありません。そのため、原案のとおりとします。</p> |
| <p>➤ 53 ページ「d. 考慮する不確かさ」：「…評価に当たり考慮する不確かさについては、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間について検証した上で、評価への影響が大きい破壊開始点及び破壊伝播速度とした。」は日本語として成立していない。「評価に当たり、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間について検証した上で、評価への影響が大きい破壊開始点及び破壊伝播速度について不確かさを考慮するものとした。」とすべき。</p> | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>   |
| <p>➤ 55 ページ③のうち宮城県沖の「地域特性」を考慮した特性化モデルの記載につきまして、同モデルは、審査書（案）52 ページのうち b. アに記載の宮城県沖の大すべり域の「破壊特性」を考慮した特性化モデルと同じモデルであるとの理解でよろしいでしょうか。</p>  | <p>➤ 御意見を踏まえ、申請者が特定した「宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデル」に統一します。</p>   |
| <p>➤ 55 ページ③のうち、未知なる「活断層」の記載につきまして。同活断層は、審査書（案）53 ページのうち 1 行目に記載の未知なる「分岐断層」のことであると判断されることから、記載の見直しが適切と考えられます。</p>  | <p>➤ 御意見のとおりですので、「未知なる分岐断層」に統一します。</p>   |

| 審査書案の表記  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 56 ページ（4）のうち海底地形判読方法に関する記載につきまして、敷地前面の「音波探査記録」を用いた旨の記載がございますが、「日本水路協会（2006）による地形データ」を用いていることから、記載の見直しが適切と考えられます。</li> <li>➤ 62 ページの注釈の「確認」の主語は申請者であると理解してよろしいか？ 同ページの1行目「考慮する。」の主語は申請者であるから。（妥当性の確認は規制庁がすべきものではないかと思われるが。）</li> <li>➤ 74 ページ、1～3行目：「さらに、上記の貫通部止水処置等を実施したとしても、地震時における原子炉建屋地下外壁の【貫通部等から地下水の流入】を考慮し、浸水防護重点化範囲が受ける影響を評価する。」の【】部は「貫通部等からの地下水の流入」とすべき。〔から→からの〕</li> <li>➤ 審査書案 74 ページでは、「取水口前面」に貯留堰を設置すると記載されていますが、女川2号炉の設置変更許可申請書では「取水口底盤」に設置するとしているため、記載の見直しが適切と考えられます。</li> <li>➤ 76 ページの19行目の市町名にも振り仮名を記載したほうが良いと思います。12ページと同様に。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見にある「日本水路協会（2006）による地形データ」は文献調査の一つであると位置づけて記載しています。また、御意見にある「音波探査記録」については、徳山ほか（2001）が示す福島県沖の海底地すべりについて、文献に示される音波探査記録を申請者自らで確認したことから、記載したものです。</li> <li>➤ 当該確認の主語は、原子力規制委員会です。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul> |

| 審査書案の表記   |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 竜巻による設計飛来物の速度等の特性値を算出する条件の設定方針について、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉の審査との相違点として重要と考えられることから、審査の過程における主な論点として審査書に明記すべきである。(87, 88p)</li> <li>➤ 91 ページ 12 行目。「または」は「又は」のほうがよいと思います。また、321 ページ 2 行目。「または」は「又は」のほうがよいと思います。</li> <li>➤ 93 ページの「当初、申請者は、設計上考慮する降下火砕物の層厚を検討するための数値シミュレーションについては、建設時の敷地における地質調査結果で確認された十和田及び肘折カルデラを対象に実施した上で、」とあるが、当初申請者が実施したのは、敷地内で確認された十和田及び肘折カルデラを噴出源とする降下火砕物のうち、層厚が大きく、敷地からの距離が近い肘折カルデラのみを対象にシミュレーションを実施したことから、記載の見直しが適切と考えられます。<br/>94 ページの「当初の肘折カルデラ及び十和田に加え、鳴子カルデラ及び蔵王山を評価対象として抽出し、」の記載については、上記の通り、肘折カルデラに加えて、鳴子カルデラ、蔵王山及び十和田をシミュレーション対象に追加したことから、記載の見直しが適切と考えられます。</li> <li>➤ 115 ページ、丸数字 1 : 「火災区域に、発火性又は引火性物質を内包する設備を設置する場合、以下を考慮した設計とする。」の「発火性又は引火性物質」は「発火性又は引火性【の】物</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本審査書（案）においては、先行炉で審査実績のない事項について、新たに主な論点として記載しました。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、「又は」に統一します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul> |

| 審査書案の表記  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>質」とすべき。〔「発火性物質」又は「引火性物質」の意味であるので。〕</p> <p>➤ 115 ページ、丸数字 1、a. : 「発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止」の「発火性又は引火性物質」は「発火性又は引火性【の】物質」とすべき。〔「発火性物質」又は「引火性物質」の意味であるので。〕</p> <p>➤ 115 ページ、丸数字 1、b. : 「発火性又は引火性物質を内包する設備との離隔距離等の確保」の「発火性又は引火性物質」は「発火性又は引火性【の】物質」とすべき。〔「発火性物質」又は「引火性物質」の意味であるので。〕</p> <p>➤ 115 ページ、丸数字 1、e. : 「発火性又は引火性物質の貯蔵量の制限」の「発火性又は引火性物質」は「発火性又は引火性【の】物質」とすべき。〔「発火性物質」又は「引火性物質」の意味であるので。〕</p> <p>➤ 118 ページ、(2)、丸数字 1、第 1 段落 : 「……自動消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。」の「中央制御室【からの手動操作による】固定式消火設備」は、表現不適切。「中央制御室【での遠隔手動操作が可能な】固定式消火設備」とすべき。</p> <p>➤ 118 ページ、(2)、丸数字 1、第 2 段落 : 「また、……自動起動の消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火</p> | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 同上</p> |



| 審査書案の表記  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>設備を設置する。」の「中央制御室【からの手動操作による】固定式消火設備」は表現不適切。「中央制御室【での遠隔手動操作により作動する】固定式消火設備」とすべき。</p> <p>➤ 119ページ、丸数字6, f. 「管理区域内での消火活動による放射性物質を含むおそれがある水の管理区域外への流出防止」は「管理区域内での消火活動によ【り発生す】る放射性物質を含むおそれがある水の管理区域外への流出防止」</p> <p>➤ 120ページ、(4)、1行目：「申請者は、消火設備の放水による溢水に対して、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。」の「消火設備の放水」は「消火設備【から】の放水」とすべき。</p> <p>➤ 120ページの7行目半角「-」は全角「ー」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。</p> <p>➤ 120ページの14行目「耐震クラス」は「耐震重要度分類」のほうがよいと思います。同一のものであれば。</p> <p>➤ 120ページの15行目「耐震Bクラス」は「Bクラス」のほうがよいと思います。同一のものであれば。</p> <p>➤ 123ページ、丸数字5：「原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、アナログ式である熱感知器及び煙感知器を設置する。」となっているが、熱感知器及び煙</p> | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、「耐震重要度分類のクラス」に修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> |

審査書案の表記

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>感知器が「設置」されるのは「窒素が満たされるまでの間」ではないので、表現不適切。「原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間【の監視のために】、アナログ式である熱感知器及び煙感知器を設置する。」とすべき。</p> <p>➤ 123ページ、下から2行目：「規制委員会は、申請者による原子炉格納容器における火災の影響軽減対策が、……」の「原子炉格納容器における火災」は「原子炉格納容器【内】における火災」とすべき。</p> <p>➤ 126ページ、1.、第2段落、5行目：「……使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために……」となっているが、プールに「給水機能」があるわけではないので、「……使用済燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】給水機能を維持するために……」とすべき。</p> <p>➤ 127ページ、1～2行目：「……使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために……」は「……使用済燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】給水機能を維持するために……」とすべき。</p> <p>➤ 127ページ、(2)の上：「規制委員会は、……単一の破損を設定する方針としていることを確認した。」の「単一の破損を設定する」という表現は分かりにくい。「隔離範囲内で単一の破損箇所を設定する」とすべきではないか。</p> | <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> |

| 審査書案の表記  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 134 ページ、(6)、第1段落:「……使用済み燃料プールの冷却及び給水機能……」は「……使用済み燃料プールの冷却【機能】及び【同プールへの】給水機能……」とすべき。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 134 ページ、(6)、第2段落:「……使用済み燃料プールの冷却及び給水機能……」は「……使用済み燃料プールの冷却【機能】及び【同プールへの】給水機能……」とすべき。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案「Ⅲ-12 炉心等(第15条関係)」にある、「なお、申請者が本申請以前から運転時の異常な過渡変化時における荷重も考慮した評価を行っていたことは、過去の申請から確認できる。」との記載は、バランスを欠いた不適切な文章で審査書としてふさわしくない。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本節は、表現の適正化に係る設置許可基準規則及びその解釈の一部改正に伴い、申請者から変更申請がなされた内容について、審査した結果を適切に記載していますので、原案のとおりとします。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 148 ページの最下行から上に2行目「非常用ディーゼル発電機等」の「等」は何を指しているのか？</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃料移送ポンプ等の附属設備を指します。</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 150 ページ、1. の上:「また、V章においては、重大事故等防止技術的能力基準2. 1項に適合しているか否かを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。」とあるが、「また、V章においては、重大事故等防止技術的能力基準2. 1項に適合しているか否かを審査した。」はV章に記述すべき文章であり、ここでは不要。ここでは「審査の概要は、以下のとおりである。」のみを記述すればよい。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 152 ページ:「3. 大規模損壊対策(重大事故等防止技術的能力</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>  |

| 審査書案の表記   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>基準 2. 1)」は、ここでは不要であり、V 章（494 ページ）に移すべき。</p> <p>➤ 152 ページ、注記（※9）：「停止中評価ガイドには、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間と示している。」は「停止中評価ガイド【で】は、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間と【定義】している。」とすべき。</p> <p>➤ 152 ページの「3. 大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1）」の記載を、494 ページ、V、第 2 段落：「加えて、大規模損壊に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるか審査した。」のところに移し、「申請者は、原子炉施設が大規模な損壊に至った場合に対しても、事故の影響を緩和する対策を整備しておく必要がある。重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるかを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。」とすべき。</p> <p>➤ 154 ページ、丸数字 3、a.：「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失」は「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は【同貯蔵</p> | <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> |

| 審査書案の表記  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| 槽への】注水機能の喪失」とすべき。  |  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 155 ページ、b.、1 行目：「内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。」の「現時点では」は「現時点での知見に基づき」といった表現にすべきでは？</li> <li>➤ 155 ページ、d.：「上記の 8 の事故シーケンスを…」は「上記の 8【つ】の事故シーケンスを…」とすべき。</li> <li>➤ 157 ページ、b.、1 行目：「内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル 1.5PRA（※13）の手法と工学的な判断により検討を実施した。」の「現時点では」は「現時点での知見に基づき」といった表現にすべきでは？</li> <li>➤ 158 ページの 1 行目「a.」は「上記 a.」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。</li> <li>➤ 158 ページの 17 行目「女川 2 号炉」は「2 号炉」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。</li> <li>➤ 審査書案 161 ページでは、「地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行う」と記載がありますが、津波は階層イベントツリーを構築せず炉心損傷イベントツリーのみを構築し評価しているため、記載の見直しが適切と考えられます。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 学会の PRA に関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることから、原案のとおりとします。</li> </ul> |

| 審査書案の表記  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 164ページの表の「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の選定理由欄の2行目「格納容器直接加熱」：格納容器雰囲気直接加熱（DCH）との違いは何か？</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえ、「格納容器雰囲気直接加熱」に統一します。</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 170ページの最下行から上に1行目「至るまでの時間は・・・事象発生から約51時間後であり」は「至る時間は・・・事象発生から約51時間後であり」などとしたほうがよいと思います。この「約51時間後」は（時の長さではなく）時刻を意味しているのであろうから。（178ページ等にも同様の箇所あり。）</li> </ul>     | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 176ページのd.の8行目「水位回復後」は「原子炉水位回復後」のほうがよいと思います。182ページの4行目と同様に。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえ、「原子炉水位回復後」に統一します。</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 180ページの9行目「原子炉隔離時冷却系」は「RCIC」のほうがよいと思います。502ページで略語の定義がなされているから。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 181ページの17行目「に整備するとともに」は、「に整備するとともに」と改める。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 189ページの21行目「直流電源が機能を喪失するため、」の次に「プラント状態の把握に齟齬を来すとともに」を挿入する。また、24行目「代替直流電源を確保し」の次に「プラント状態の把握環境を改善しながら、」を挿入する。理由は、次の通り。東日本大震災に被災した福島第一原子力発電所（1F）と福島第二原子</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」の特徴及び対策の考え方として、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因及びその対策の考え方に着目した記載であることから、原案のとおりとします。</li> </ul> |

審査書案の表記

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>力発電所（2F）は共に原子力緊急事態に陥ったが、その後の経過は全く異なることとなった。その大きな理由の一つに直流電源確保によるプラント状態の把握の容易性の違いがあったものと思われる（2Fは、外部からの直流電源の1ルートが生きていたこともあり、直流電源の確保は1Fよりもかなり確実に出来た。）。</p> <p>➤ 220ページ、c.、第1／2段落：「破断面積は、1.4cm<sup>2</sup>とする。…／破断位置は、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である再循環系配管（出口ノズル）（最大破断面積：約2,100cm<sup>2</sup>）とする。」の「（最大破断面積：約2,100cm<sup>2</sup>）」は「（最大配管内断面積：約2,100cm<sup>2</sup>）」とすべき。〔破断面積は、1.4cm<sup>2</sup>であるのだから。〕</p> <p>➤ 226ページ、1行目～：「具体的には、事故条件において原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である配管における破断1.4cm<sup>2</sup>を解析における事故条件として選定し、…」の「配管における破断1.4cm<sup>2</sup>」は「配管における破断（破断面積1.4cm<sup>2</sup>）」とすべき。226ページ、（※32）：「…気相部配管（主蒸気系配管）における破断約318cm<sup>2</sup>に相当する。」の「破断約318cm<sup>2</sup>」は「破断（破断面積約318cm<sup>2</sup>）」とすべき。</p> <p>➤ 226ページの2行目「破断」は「破断面積」のほうがよいと思います。</p> <p>➤ 226ページの注釈32の2行目「破断」は「破断面積」のほうがよいと思います。注釈33と同様に。</p> | <p>➤ 御指摘の「再循環系配管（出口ノズル）（最大破断面積：約2,100cm<sup>2</sup>）」とは、再循環系配管（出口ノズル）が両端破断した場合の等価面積を示しており、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて、「配管における破断1.4cm<sup>2</sup>」を「配管における破断（破断面積1.4cm<sup>2</sup>）」に、「破断約318cm<sup>2</sup>」を「破断面積約318cm<sup>2</sup>」に修正します。また、226ページ3行目の「3.2cm<sup>2</sup>の破断」を「3.2cm<sup>2</sup>の破断面積」に修正します。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

| 審査書案の表記  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 228ページのe.の7行目「温度までに低下する」は「温度まで低下する」のほうがよいと思います。</li> <li>➤ 246ページの注釈の「原子力発電技術機構」は「NUPEC」のほうがよいと思います。502ページで略語の定義がなされているから。(306ページの注釈についても同様)</li> <li>➤ 審査書案257ページの「マル1 本格納容器破損モードの特徴：ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した酸素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。」の記載について、263ページと同じ内容の記載である、「コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより」と記載されているため、適切と思われる263ページの記載と整合させる必要があると考えられます。</li> <li>➤ 266ページのa.6行目「コンクリートの侵食量」は「コンクリート侵食量」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。</li> <li>➤ 272ページ、1.(1)、丸数字1：「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能の喪失……」とすべき。</li> <li>➤ 274ページ、丸数字2：「……使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、……」は「……使用済燃料プールの冷却</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御指摘の箇所については、報告書の名称を記載していることから原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえ、「コンクリート侵食量」に統一します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul> |



| 審査書案の表記   |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| 機能及び【同プールへの】注水機能の喪失により、……」とすべき。277ページ、丸数字2の上、b. :「……使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失……」は「……使用済燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】注水機能の喪失……」とすべき。   |  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 287ページd.の2行目「未臨界は維持されている」と、292ページのd.の「未臨界は維持される」との違いは、何を意味しているのか？</li> <li>➤ 293ページの(3)の3行目「重要事故シーケンス」は「本重要事故シーケンス」の誤記ではないか？</li> <li>➤ 299ページの11行目「見なし」は「みなし」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。</li> <li>➤ 299ページの16行目「原子炉格納容器破損モード」: 500ページの略称等の「格納容器破損モード」との違いは何か？</li> <li>➤ 300ページの(2)の3行目の「核分裂生成物」の略語の定義は、初出箇所の141ページで記載したほうがよいと思います。</li> <li>➤ 301ページの6行目「FIST-ABWRの解析結果」と11行目「FIST-ABWR試験の解析結果」との違いは、何か？</li> <li>➤ 302ページの最下行から上に2行目「c.」は「上記c.」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえ、「未臨界は維持される」に統一します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえ、「格納容器破損モード」に統一します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 意味に違いはありません。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul> |

| 審査書案の表記  |  |
|--|--|
| 御意見の概要   | 考え方  |
| <p>➤ 308ページのb.の2行目「ひとつ」は「1つ」のほうがよいと思います。</p>   | <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>  |
| <p>➤ 308ページの最下行から上に7行目「上記のa.」は「上記a.」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。</p>  | <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>  |
| <p>➤ 308ページ、(※52)：「R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol.2:Reference Manuals Ver1.8.5.," NUREG/CR-6119, Vol.2, Rev.2 / SAND2000-2417/2, (May 2000)」の「et. al.」は「et al.,」が正。「Ver1.8.5.」は「Ver.1.8.5.」とすべき。308ページ、(※53)：「R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol.3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, vol.3, NRC. (2001)」の「et. al.」は「et al.,」が正。「vol.3」は「Vol.3」とすべき。</p> | <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>  |
| <p>➤ 315ページのマル2「c. 火災発生時に消火活動を実施する自衛消防隊」と記載がありますが、女川2号炉の設置変更許可申請書では、火災対応を実施する要員は保修班に属する初期消火要員としているため、記載の見直しが適切と考えられます。</p>   | <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p>  |
| <p>➤ 324ページ、1～4行目：「……塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、【その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。】」の【】部分の表現は日本語になっておらず、不適切。</p>   | <p>➤ 御指摘の「値」は、施設の機能に影響を及ぼすことがないように制限する応力、ひずみ等の値のことですが、文意は変わりませんので、原案のとおりとします。<br/>なお、施設の機能に影響を及ぼすことがないように制限する値には、応力やひずみに加えて、評価対象により支持構造物の荷重等</p> |

審査書案の表記

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>「応力、荷重等を制限する値」の「値」とは何の値か？「荷重」は評価の条件であって、許容限界ではないのでは？【】部分は「その施設の機能に影響を及ぼすことがない最大の応力、ひずみ等を許容限界とする。」又は「その施設の機能に影響を及ぼすことがない応力、ひずみ等の制限値を許容限界とする。」といった文言にすべきでは？</p>  | <p>も含まれます。</p>   |
| <p>➤ 331ページの11行目「代替制御棒挿入回路」は「ARI」としたほうがよいと思います。330ページで略語が定義されているから。</p>   | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>   |
| <p>➤ 332ページ、1～4行目：「規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第43条等」という。）【等】に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。」の【】内の「等」は不要。[「(第43条等)等」となり、「等」が重複するため。] なお、「等」については、以下の第44条以下の記述に頻出するので、同様に訂正すべき。</p> | <p>➤ 御意見の「等」については、要求事項への適合性確認にあたり、要求事項ばかりでなく、要求事項の解釈や要求事項に照らして十分な保安水準が達成できる科学的根拠の有無をも含めて、その適合性を判断しています。したがって、御意見の「等」については、これら、要求事項の適合性確認にあたり活用する要求事項の解釈等を指していることから、原案のとおりとします。</p> |
| <p>➤ 334ページの8行目「制御棒駆動機構」と339ページの20行目「制御棒駆動機構（GRD）」とは、それぞれ「制御棒駆動機構（CRD）」、「CRD」としたほうがよいと思います。</p>   | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>   |
| <p>➤ 334ページ、脚注（※62）：「以降、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手动操作を実施した場合であって、制御棒1本より</p>   | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>   |

| 審査書案の表記  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>も多くの制御棒が未挿入の場合”を、” ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合”という”。の「以降」は「以下」とすべき。[「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。]</p> <p>➤ 335 ページ、e. の下、第 2 段落：「以上の確認などから、規制委員会は、申請者が丸数字 1 に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。」の「重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）【等】」の「等」は何を意味するのか？この最後の「等」は不要であり、「重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）」とすべきではないか。もし「等」をつけるのであれば、「重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項」以外の要求事項を明示すべき。なお、この「重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等」という表現は、以下の記述に頻出するので、同様に訂正すべき。</p> <p>➤ 審査書案 335 ページ IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第 44 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 関係）2. (1) 3 (丸数字) 手順等の方針 , e. 審査書では、「中央制御室でのほう酸水注入の準備を・・・5 分以内に実施する」としているが、申請書（添付書類十 追補 1 1. 1. 2. 1(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」）「c. 操作の成立性」では、「ほう酸水注入系の起動操作完</p> | <p>➤ 1. 0 項以外に本該当条文である 1. 1 項があるため、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> |

**審査書案の表記**

| 御意見の概要   | 考え方                                    |
|--|--|
| <p>了：5分以内で可能」となっており、整合していない（対応する「b. 操作手順5（丸数字）」も注入準備ではなく、ほう酸水注入系ポンプの起動操作を実施する（原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される）旨が記載されている）。申請書と整合させるべきである。</p> <p>➤ 審査書案 334, 335 ページ IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 関係） 2. (1) 3（丸数字）手順等の方針 c., d., e. 審査書では、「停止していない原子炉再循環ポンプの手動停止」、「中央制御室での ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手動操作」及び「中央制御室でのほう酸水注入の準備」の要員数及び所要時間について、申請者は、それぞれ「計3名により、1分以内」、「同1分以内」及び「同5分以内」に実施する手順等としている旨が記載されている。（例）c. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、停止していない原子炉再循環ポンプを手動により停止する手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計3名により、1分以内実施する。一方、申請書（添付書類十 追補 1 1. 1. 2. 1(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」）では、「b. 操作手順 2, 3, 5（丸数字）」において、上記いずれの操作も「運転員（中央制御室）B」が実施する旨が記載されており、整合していない。審査書案記載の「計3名」は、同申請書「c. 操作の成立性」記載の「上記の操作は、運転員（中央制御室）3名にて作業を実施した場合…」を根拠としたものと推察するが、同記</p> | <p>➤ 御意見を踏まえ、それぞれ「計3名」を「1名」と修正します。</p> |

| 審査書案の表記  |                                  |
|--|----------------------------------|
| 御意見の概要   | 考え方                              |
| <p>載は「b. 操作手順 1～10（丸数字）」の一連の操作を行う要員数を示したものであり、操作毎の要員数ではない。したがって、その旨がわかる記載とするか、「b. 操作手順 2, 3, 5（丸数字）」記載の操作毎の要員数と整合させるべきである。なお、柏崎刈羽 6, 7 号炉及び東海第二の審査書では、当該箇所はいずれも「1 名により」実施するとしており、申請書「b. 操作手順 2, 3, 5（丸数字）」記載の操作毎の要員数と整合している（申請書「c. 操作の成立性」記載の一連の操作を行う要員数「上記の操作は、…2 名にて作業を実施した場合…」を用いていない）。</p> |                                  |
| <p>➤ 337 ページの表の選択制御棒挿入機構の理由欄の 1 行目「機能であり」は「機能を有する機構であり」などのほうがよいと思います。</p>  | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> |
| <p>➤ 337 ページ、表 IV-4. 1-1、「スクラム・ソレノイドヒューズ」の欄：「当該ヒューズを引抜く」の「引抜く」は「引き抜く」とすべき。〔公用文表記に準拠。〕</p>  | <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>      |
| <p>➤ 341 ページの e. の冒頭「ほう酸水注入系」は「SLCS」のほうがよいと思います。339 ページで略語が定義されているから。</p>  | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> |
| <p>➤ 352 ページ、脚注（※73）：「低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水給水系のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代</p>  | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> |

審査書案の表記

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水系のうち1系統以上起動することをいう。（以降、本節において同じ）」の「以降」は「以下」とすべき。〔「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。〕</p> <p>➤ 352 ページ、脚注（※74）：「低圧注水系1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）又はろ過水系のいずれか1系統をいう。（以降、本節において同じ）」の「以降」は「以下」とすべき。〔「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。〕</p> <p>➤ 審査書案 352 ページから 353 ページにおいて、常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合に対し、可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順着手の条件が記され、審査書案 353 ページに逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素ガスが確保されている場合と記載されているが、女川2号炉ではアキュムレータに期待していることから、記載の見直しが適切と考えられます。</p> <p>➤ 審査書案 366 ページでは、「マル3 原子炉停止中においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱ができない場合」と記載がありますが、女川2号炉の設置変更許可申請書</p> | <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、「逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素ガスが確保されている場合」を削除します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> |

**審査書案の表記**

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>では「残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）」としているため、記載の見直しが適切と考えられます。</p> <p>➤ 審査書案 371 ページでは、「b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計 3 名により、中央制御室から操作可能な場合 15 分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合 75 分以内実施する。」及び「c. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計 3 名により、中央制御室から操作可能な場合 20 分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合 80 分以内実施する。」と記載がありますが、これらの時間は系統構成完了までの時間であり、出口隔離弁の操作時間を含んでいないため、これらを含む時間とすることが適切と考えられます。</p> <p>➤ 審査書案 P372L3 および注釈 (85) 「S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉し」 → 「S/C ベント用出口隔離弁および D/W ベント用出口隔離弁を全閉し」（理由）ベントの際にどちらか一方しか開けないと決めているところが無いので 2 つのラインが空いている可能性もある。一方のラインを閉めるという表現だけでは意味に不足がある。</p> <p>➤ 384 ページの 2 行目「SGTS」は、フルネームで「非常用ガス処理系」と記載したほうがよいと思います。ここだけ略語で記載する意味はないと思われるので。</p> | <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ ベントを実施する場合には S/C ベント用出口隔離弁、D/W ベント用出口隔離弁のどちらか一方しか開いていないため、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御指摘の箇所は、設置許可基準規則解釈第 50 条を引用していることから、原案のとおりとします。</p> |



| 審査書案の表記   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案 389 ページでは、酸素濃度の単位を「%」で記載されているが、女川 2 号炉の設置変更許可申請書では「vol%」と記載しているため、記載の見直しが適切と考えられます。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>      |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案 409 ページでは、「これらの対策は（１）マル 1a.、c. 及び d. と同じであるため」と記載がありますが、d の項目がないため、記載の見直しが適切と考えられます。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>      |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 419 ページ、d. 「使用済燃料プールの冷却設備又は注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合」は「使用済燃料プールの冷却設備又は【同プールへの】注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合」とすべき。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 420 ページ、丸数字 3-1)、a. : 「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合」は「使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し復旧が見込めない場合」とすべき。</li> </ul>                          | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 423 ページ、(1)、丸数字 1 : 「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合」は「使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し復旧が見込めない場合」とすべき。</li> </ul>                            | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案 423 ページの(2)3 行目「代替燃料プール冷却系」との記載がありますが、女川 2 号炉の設置変更許可申請書では「燃料プ</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>      |

| 審査書案の表記   |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <p>ール冷却浄化系」と記載しているため、記載の見直しが適切と考えられます。</p> <p>➤ 女川2号炉では設計基準事故対処設備として燃料プールへのスプレー機能を有していないため、審査書案の423ページから424ページにおける「代替スプレー」の記載は「スプレー」が適切と考えられます。</p> <p>➤ 審査書案434ページのc.では淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海を水源とした注水設備として大容量送水ポンプ（タイプ1）のみを記載しているが、2段落目のc)の記載では大容量送水ポンプ（タイプ2）も記載されているため記載の見直しが適切と考えられます。</p> <p>➤ 審査書案436ページのi.3行目「復水貯蔵タンクへの補給を淡水から海水に切り替える手順は、d.の手順と同様である」と記載がありますが、復水貯蔵タンクへの補給手順は、f.に記載されているため、記載の見直しが適切と考えられます。</p> <p>➤ 451ページ、表IV-4.15-1、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄〔8箇所〕：「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位がm<sup>3</sup>/hであるので。〕</p> <p>➤ 452ページ、表IV-4.15-1、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄〔6箇所〕：「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位がm<sup>3</sup>/hであるので。〕</p> | <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、「大容量送水ポンプ（タイプI）及び大容量送水ポンプ（タイプII）」を「大容量送水ポンプ（タイプI）」と修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p> |

審査書案の表記

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 453 ページ、表 IV-4. 15-1、重要計器欄「代替循環冷却系原子炉注水流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の代替循環冷却系による原子炉圧力容器注水時における最大注水量（100m<sup>3</sup>/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m<sup>3</sup>/h であるので。〕</p>   | <p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>                      |
| <p>➤ p453IV-4.15 計装設備及びその手順等（第 58 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1.15 関係）2. 規制要求に対する設備及び手順等 (1) 第 58 条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル 1）対策と設備表 IV-4.15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（※136）「基準点（0m）は通常運転水位（O.P. -3, 850mm）」とありますが、O.P. の説明を記載すべきと考えます。</p> | <p>➤ 審査書（案）「Ⅲ-1. 1 基準地震動」にて、御指摘の O.P. は女川原子力発電所工事用基準面であることを記載しています。</p> |
| <p>➤ p454IV-4.15 計装設備及びその手順等（第 58 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1.15 関係）2. 規制要求に対する設備及び手順等 (1) 第 58 条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル 1）対策と設備表 IV-4.15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ「起動領域モニタ」、「平均出力領域モニタ」の表現はより分かりやすくするため、「～領域中性子束モニタ」としてはどうでしょうか？</p>    | <p>➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。</p>                                    |
| <p>➤ 454 ページ、表 IV-4. 15-1、重要計器欄「低圧代替注水系の系統流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄〔2 箇所〕：「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が</p>  | <p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>                      |

| 審査書案の表記   |  |
|---|--|
| 御意見の概要  | 考え方  |
| <p>m<sup>3</sup>/h であるので。]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 455 ページ、表 I V-4. 15-1、最下欄「残留熱除去系系統水流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m<sup>3</sup>/h であるので。〕</li> <li>➤ 458 ページの 16 行目「安全パラメータ表示システム (SPDS)」は「SPDS」のほうがよいと思います。449 ページで略語が定義されているから。</li> <li>➤ 審査書案 460 ページの 2 行目「この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 8 名により、225 分以内に実施する。」と記載がありますが、女川 2 号炉の設置変更許可申請書では 7 名と記載しているため、記載の見直しが適切と考えられます。</li> <li>➤ 476 ページの g. の 1 行目、485 ページの 18 行目の「(平成 11 年法律第 156 号)」の記載は不要では？469 ページですでに記載されているから。</li> <li>➤ 478 ページの表のモニタリングポストの理由欄の「機能喪失の可能性がある」との記載は、適切か。</li> <li>➤ 478 ページの表の放射能測定車搭載機器の理由欄の「十分ではなく、・・・有効な手段となり得る」は論拠として適切ではないと</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見は 461 ページの 2 行目とと思われますが、御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul> |

| 審査書案の表記   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <p>思います。</p> <p>➤ 486 ページ、(1):「申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備(IV-4.19-1 参照)を用いた主な手順等として、以下のとおりとしている。」の「IV-4.19-1 参照」は「【表】IV-4.【18】-1 参照」では?</p> <p>➤ 審査書案 487 ページでは、「この手順では、電源車の準備及び起動操作を重大事故等対応要員 3 名により、120 分以内に実施する。」と記載がありますが、女川 2 号炉の審査資料では 125 分以内と記載しているため、記載の見直しが適切と考えられます。</p> <p>➤ 494 ページ、V:「III 章及び IV 章において、設計基準対象施設に関して変更申請がなされた内容について審査し、結果を示した。また、IV 章において、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等に関して適切に整備する方針であるか審査し、結果を示した。」は表現不適切。「III 章において設計基準対象施設に関して、また、IV 章において重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力等に関して、変更申請がなされた内容について審査し、結果を示した。」とすべき。</p> <p>➤ 494 ページ、V、第 2 段落:「加えて、大規模損壊に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるか審査した。」となっているが、日本語になっていない。</p> | <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、125 分以内と修正します。</p> <p>➤ III 章及び IV 章において、設計基準対象施設に関して変更申請がなされた内容について審査し、結果を示したことから、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御指摘を踏まえて修正します。</p> |

| 審査書案の表記   |   |
|---|---|
| 御意見の概要  | 考え方   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 502ページの「非常用炉心冷却装置」：203ページ等の「非常用炉心冷却系」との違いは何か？</li> <li>➤ 502ページの「冷却材喪失事故」：126ページ等の「原子炉冷却材喪失事故」との違いは何か？</li> <li>➤ 502ページの略語等に「FP」、「NFシート」、「PC」、「T.P.」の説明も追加したほうがよいと思います。</li> <li>➤ フィルタの性能で、除染係数1000(78ページ他)と除去効率99.9%(40ページ)は、どちらかに統一すべきでは</li> <li>➤ [dif] (62ページ他)は「差圧」と書くべき</li> <li>➤ 第688回審査会合で設置することになった代替循環冷却系が記載されていない。</li> <li>➤ 第796回審査会合で設置することになったコリウムバッファが記載されていない。</li> <li>➤ 第688回審査会合で設置することになったコリウムシールドが記載されていない。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御指摘の「非常用炉心冷却装置」と「非常用炉心冷却系」は同じ意味です。なお、御意見を踏まえ、「非常用炉心冷却系」に統一します。</li> <li>➤ 御指摘の「冷却材喪失事故」と「原子炉冷却材喪失事故」は同じ意味です。なお、御意見を踏まえ、「原子炉冷却材喪失事故」に統一します。</li> <li>➤ 御指摘の略語については、審査書(案)本文において定義を説明しているため、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 審査書(案)において、御指摘の[dif]は用いていません。</li> <li>➤ 審査書(案)IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等(第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係)に記載しています。</li> <li>➤ 御指摘のコリウムバッファの有無は基準適合性に影響しないため、審査書(案)には記載していません。</li> <li>➤ 御指摘のコリウムシールドの有無は基準適合性に影響しないため、審査書(案)には記載していません。</li> </ul> |

| 審査書案の表記  |   |
|--|---|
| 御意見の概要   | 考え方   |
| <p>➤ 沸騰水型原発については、先行して審査が行われた、東京電力柏崎刈羽原発6、7号炉、日本原子力発電東海第二原発については、万一の場合を考えて、水蒸気爆発が発生した場合の、ペDESTALに貯水された冷却水の各水深によるMCCIの発生程度と水蒸気爆発発生時のペDESTALの強度の検討書が提出され、適切な水深が報告されています。女川原発2号炉も、水蒸気爆発問題の詳しい審議が行われていますが、適合性審査書案には、この審議結果は何も記載されていません。</p> | <p>➤ 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発について、実機においては、大規模な水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確認しています。仮に水蒸気爆発が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響については、参考として確認したものであることから、審査書(案)には記載していません。</p> |

**審査書案に対する直接の御意見ではないが  
関連するものへの考え方（案）**

**年 月 日**



| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p><b>【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用関係】</b></p> <p>➤ 森山らが設定したBWR型軽水炉の炉外水蒸気爆発による格納容器破損モードのうち、(a)圧力抑制プールで爆発が発生した場合は、ペDESTAL壁の破損を想定している。(b)ペDESTALで爆発が発生した場合は、ペDESTAL側壁と圧力容器の突き上げを想定している(森山ほか4名、軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価、JAEA-Research 2007-072(2007)、p.12.)。女川原発2号機のようなMARK-I改型格納容器では、(b)の圧力容器の突き上げの発生の可能性が最も高いと思われる。この時の破壊確率は、95%の確率で破損する現象が起こる確率を0.65%としている。(a)の場合は27%、PWRの場合は3%となっているのに対していちじるしく低い値となっている。これは水深を2mと浅く設定したことによると思われる。一方、東北電力の解析の条件では、溶融炉心の量などの記述がない。当然、粗混合する量によって結果は大きく異なる。たとえば、同じJASMINEを使った森山らの計算では、ケース名No.のように条件によっては粗混合量が6.47トンとなりこの時の流体の運動エネルギーは197MJとなるとしている。東北電力の計算(東北電力株式会社、女川原子力発電所2号炉重大事故等対策の有効性評価について、2019 2月、p.82.)の37MJの5倍以上である。すなわち、条件次第で結果は大きく変わる。仮に、運動エネルギーが2倍になるだけで、格納容器下部構造物の降伏応力を容易に上回る応力が加わることが推定できる。計算条件の設定が不十分と言わざるを得ない。</p> <p>➤ 実際の水蒸気爆発時には、圧力波は構造物の外側面で反射が繰り返されたり、圧力波の重なりが生じたりするなど、時間的、空間</p> | <p><b>【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用関係】</b></p> <p>➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発について、実機においては、大規模な水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確認していますが、BWRプラントでは、仮に水蒸気爆発が発生した場合においてペDESTALの有する原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる可能性があることから、審査の過程において、参考として、水蒸気爆発が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響について確認しています。</p> <p>なお、御指摘の文献における解析ケースの条件と申請者の解析条件において主に異なっている条件は、原子炉圧力容器の破損径と考えられます。申請者の解析では、制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定した口径を設定しています。実機では、制御棒駆動機構ハウジングには支持金具が設置されていることから現実的には制御棒駆動機構ハウジングの逸出は考えにくく、保持された状態を想定した場合、貫通部溶接の破損によって制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる隙間から溶融物が放出されると考えられます。このため、申請者の解析条件は保守的な設定であることを確認しています。</p> <p>➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発について、実機においては、大規模な水蒸気爆発の可能性が極</p> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>的に複雑な応力分布となり、降伏応力を上回ることも予想できる。ご案内のように、衝撃圧力波が反射波となる壁面では、圧縮応力が反転した形の引張応力が生じる。とりわけ外側外壁や亀裂部分は、大きなダメージを受ける。このような破壊は「スポール破壊」と呼ばれる。コンクリート構造物は、圧縮荷重には大きい強度を示すが、引張荷重に対しては、圧縮荷重に対する強度の8から10%程度しかなく極めて弱い。コンクリート自体は10MPa以下の強度しかない。これを補うため鉄筋を入れ、内側外側に鋼板を張り付けるものと思われる。しかし、内部でコンクリートに亀裂が入るなどすることで、原子炉圧力容器を支えることが出来なくなれば、圧力容器が倒壊または脱落する危険がある。さらに、格納容器の破損などに至り、原発の健全性を脅かすことになる。東北電力ではスポール破壊の検討は行ったのであろうか？</p> <p><b>【審査全般】</b></p> <p>➤ 被災した女川原発2号機の審査は計算上の安全性であり、実際の試運転での確認は省かれています。このまま稼働した場合には予期せぬトラブルや事故が起きることは否定できず、また隠蔽される懸念も払拭できません。宮城県が設置した、「女川原発2号機の安全性に関する検討会」において、委員から「今後、事故時に2秒以内に制御棒が作動するか確認できたのか」という質問が出されています。実際に試運転し作動確認をせぬまま、審査に適合しているという結論を出すのは原子力規制委員会として無責任だと思います。</p> | <p>めて低いことを確認していますが、BWR プラントでは、仮に水蒸気爆発が発生した場合にペDESTALの有する原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる可能性があることから、審査の過程において、参考として、水蒸気爆発が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響について確認しています。</p> <p>ペDESTALの原子炉圧力容器の支持機能については、コンクリートの強度に期待することなく、鋼板のみで維持する設計としていることから、本解析においては、鋼板の応力を評価し、原子炉圧力容器の支持機能への影響はないことを確認しています。</p> <p><b>【審査全般】</b></p> <p>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定について審査していきます。また、原子力規制委員会は、事業者が実施する使用前事業者検査に立ち会うことや事業者の検査記録を確認することを通じて、認可された工事等が適切に行われ、許認可事項・基準要求に適合しているかを確認します。</p> <p>その後の運転段階における事業者の保安活動については、原子力規制検査を通じて適切に実施されているかを監視していきます。</p> |

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 被災原発の再稼働の場合、本当に不具合がないかどうか、点検ではなく、試験運転する必要があるのでは。再稼働したら怖くて眠れない日々が続くでしょう。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 念のため、RCIC系の動作確認・動作手順確認を行ったほうがよいでしょう。これについては営業運転の前、試運転時に実際に動作させたほうがよいかと思います。温度センサーについても従来のものに加えサーミスタ式の配管表面温度が参考になるかと思います。</p> | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 3.11では福一の外部電源の鉄塔があっけなく倒壊したのは、なぜですか？</p>  | <p>➤ 政府事故調査報告書によれば「福島第一原発構内にある夜の森線1L及び2Lを支持する鉄塔(No.27)が地震による周辺の法面崩壊の影響を受け倒壊した」とされています。<br/>新規制基準では、設置許可基準規則第33条において、外部電源系の強化のため、発電所構内における電気系統の信頼性向上、電線路の独立性・物理的分離、複数号炉を設置する場合における電力供給確保を要求しています。さらには、外部電源喪失時においても発電所内で必要となる電力を供給できるよう、ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を要求しています。</p> |
| <p>➤ 8年以上も止まっていた間にあちこち不具合が起きていると思います。</p>   | <p>➤ 原子力規制委員会は、事業者が策定した原子炉の運転の長期停止を考慮した特別な保全計画のとおり、設備等の健全性確認及び評価を実施しているかを確認しています。また、新規性基準に適合するため、新たに設置された設備等については、技術基準に適合しているかを原子力規制検査で確認することとしています。</p>  |
| <p>➤ 八年、十年もの間停止していた原発です。稼働は本当に大丈夫で</p>  | <p>➤ 同上</p>   |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>すか。表面だけ点検しての運転開始は反対です。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="129 300 1102 379">➤ あの大震災から 10 年近く動いていない傷だらけの原発が試験運転もなしに動かして何で安全といえるのでしょうか。</li> <li data-bbox="129 435 1102 515">➤ 10 年近く動いていない計器の精度は継続されているのか。十分な検証なしに合格判定したのではないか。</li> <li data-bbox="129 571 1102 651">➤ 福島原発事故で「安全神話」は見事に打ち砕かれたことが証明されました。絶対安全はないのです。</li> <li data-bbox="129 930 1102 1233">➤ 女川原発 2 号機の新規制基準に適合するとの審査書案を了承したということですが、国、県、立地自治体では、世界で一番厳しい基準に合格したのだといいます。新規制基準に適合したからと言って、原発の安全性を保証するものなのでしょうか。原子力規制委員会では、その安全性を保障し、責任を持てるのでしょうか。この辺で手を打って、原発を再稼働させるためのものでしかないのでしょうか。</li> <li data-bbox="129 1297 1102 1417">➤ 審査書は所定の審査基準に適合している旨のことが変更許可申請書に書かれていた、原子炉規制委員会は、その旨が書かれていた事を確認した書面でしかない。人間が考えること、想定外の事</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1137 300 1254 331">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 435 1254 467">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 571 2112 874">➤ 今回の審査は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて定めた新規制基準への適合性を確認したものであり、地震、津波といった自然現象の想定や、重大事故に対応するための設備及び手順等の実現可能性などを厳しく審査しました。しかしながら、これを満たすことによって絶対的な安全性が確保できるわけではありません。原子力の安全には終わりはなく、常により高いレベルのものを目指し続けていく必要があります。</li> <li data-bbox="1137 930 1254 962">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 1297 1254 1329">➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方         |
|---|-------------|
| <p>故や人的過誤による小さな事故は必ず発生する。小さな事故を解消して安全に収束させ、大事故に至らしめない方法があるのか、そのことを確認するのがこの審査書の使命という認識でいいのか。しかし、審査書が通ってしまうと、女川原発2号機の安全が証明された安全認定書として独り歩きを始める可能性が高い。規制委員会には、この審査書が安全であることを証明する書ではないこと、および過剰な安全宣伝に利用されないことがないことを明確にアピールされるようお願いする。原発の安全性や大規模事故に対する資料のないままに避難計画が練られている。政府は大規模事故を想定した資料を、本審査委員会とは別の組織で作成し、開示提供する義務がある。</p> |             |
| <p>➤ 施設としての安全確保や技術者など人的資源の工面などが解決されたとしても、依然として事故が起こらないか不安である。</p>   | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 日本は火山・地震国です。原発に絶対安全ということはありません。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ この新規制基準は「原子力施設の設置や運転等の可否を判断するためのものであり、これを満たすことによって絶対的な安全性が確保できるわけではない」と原子力規制委員会が明確に示している。更に前原子力規制委員長の田中氏は「規制委員会は再稼働するかどうかについては判断しない」「規制基準の適合性審査であって安全だとは言わない」「絶対安全、ゼロリスクではない」と繰り返し発言していた。これは原子力規制委員会が策定した原子力災害対策指針では、概ね30km圏避難計画の求めており、過酷事故</p>  | <p>➤ 同上</p> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>に備え安定ヨウ素剤の配布備蓄をするよう指示していることから明らかである。</p> <p>➤ この安全審査は、原発プラントのハードウェアの基本設計方針の審査にとどまっている。事故の原因は、外力による損壊に限るものではなく、たとえば施工や運転に伴う人為ミスに起因するものもある。したがって、現在の審査で安全を保障されるものではない。田中前規制委員長が「審査を通過しても安全とは言わない」という主旨の発言をされたが、その通りである。</p> <p>➤ 原子力規制庁はこれまで、新規制基準に適合しているからと言って原発の絶対安全性を担保するものではない、と述べて来たが、それは自己矛盾ではないか。そもそも何のための仕事をしているのかを聞きたい。</p> <p>➤ 原子力規制委員会の規制委員長自らが「安全は保障しない」とずっと言い続けている。本年 11 月にも、茨城県東海村の山田修村長の「規制庁が、十分に安全性は高まっている、と言うべきだ」との発言に対して、更田委員長は「絶対に申し上げるつもりはない」と否定した。</p> <p>➤ 格納容器に隙間ができ、放射性物質が外部に漏れるような事が無視され、耐震安全性が確保されていると判断され、運転が許されるのか、原子力安全・保安院の審査に疑問を感じています。こうした問題は、新規制基準の審査で克服されているのでしょうか。</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、万一重大事故が発生した場合の十分な対策を要求しています。女川原子力発電所 2 号炉に係る申請について、新規制基準に基づいて、厳格に審査を行いました。</p> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 変更申請は、前回の申請で許可された項目について繰り返して述べるものではなくて、①東京電力福島原子力発電所の事故を踏まえた新たな対策について、②規制委員会が新たに提示したガイドやその他法令についての新たな対策について、必要十分に示されていないといけない。この審査書(案)を通して見る限り、前回の申請書で承認されていた内容と今回の変更申請部分が混在して書かれていて、今回の変更内容がわかりにくい。新たに施設の性能や手順が変更された場合には、最終的に評価すべき安全にかかわる数値も変更されよう。変更された条件での再評価がほとんどされていない。数値で安全性を再評価すべきである。重要な要件が欠けているのではないか。</li> <li>➤ 原子力規制委員会による審査そのものが提出書類を中心とした審査であり、現物確認を行っておらず、他の原発では実際に不正が発覚しているなど、不十分である。</li> <li>➤ 重大事故が発生した場合、被災者へ十分な補償ができる経理的責任を求めべき。</li> <li>➤ 重大事故時には、多くの作業員は放射線量の高い環境の中で、過酷な作業に従事しなければならない。そのような作業は、警察・消防・自衛隊など生命の危険を伴う作業と同等である。そういう職業に従事する人々に対しては特別の労働契約が必要である。そのような労働契約を行わない状態では審査内容に実効性は期待できない。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書(案)は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。<br/>また、基本的な設計方針等の成立性については、審査会合において、具体的な数値等をもとに確認しています。<br/>審査会合の資料等については、ホームページで公開しています。</li> <li>➤ 審査の過程において、現地調査やボーリングコアの直接確認等を行っています。</li> <li>➤ 原子力事故による被害者の救済等を目的として、「原子力損害の賠償に関する法律」に基づく原子力損害賠償制度が設けられています。</li> <li>➤ 審査においては、外部からの支援がなくても、重大事故等に対処できるよう必要な体制を整備する方針であることを確認しています。具体的には、重大事故等の対応に必要な技能や資格を有する要員を確保する方針であること、高線量下での対応が必要な場合でも、被ばく線量の制限を守って作業できるよう交替要員を確保する方針であること等を確認しています。その上で、重大事故等発生時における外部からの支援計画を定める方針であること</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日韓関係、北朝鮮との関係が悪化する中、テロやサイバー攻撃といった可能性は否定できない。テロ対策は果たして充分といえるのだろうか。</li> <br/> <li>➤ テロなどの標的とされる可能性は否定できない。</li> <br/> <li>➤ 今後、縮小するにしても、原子力エネルギーの利用は、日本にとって重要な技術だと思っていますので、再稼働後も、関連技術の蓄積はもとより、技術者の育成にも力を入れていただきたいと思っています。</li> <br/> <li>➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉圧力容器破損部から流出する溶融炉心を冷却するために「格納容器下部注水系」（常設）を設置して原子炉格納容器下部への注水する方式は、労働安全衛生規則の第 249 条、第 250 条にある「溶融高熱物は水蒸気爆発を生じさせないために、溶融高熱物を取り扱うピットの内部には水を浸入させないこと」「そのピットが存在する構築物の床面には水が滞留しないこと」の規定に違反するものであり、設置許可の取り消しを求める。東京電力柏崎刈羽 6・7号機及び東海第二発電所の審査書案に対する同主旨の意見に対して、</li> </ul> | <p>を確認しています。なお、労働条件等については他の法律で規制されています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ サイバーテロ対策については、審査において、発電用原子炉施設への不正アクセス行為を防止するための設備を設ける方針であることを確認しています。<br/>また、核物質防護対策については、核物質防護規定の認可等において確認します。<br/>なお、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき必要な対策を講じることになります。</li> <br/> <li>➤ 同上</li> <br/> <li>➤ 審査においては、技術者の確保について、採用、教育・訓練の実績を確認するとともに、今後とも必要な技術者を確保していく方針であることを確認しています。</li> <br/> <li>➤ 労働安全衛生規則第 249 条の適用対象となるピットについては、「高熱の鉋さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉋(こう)滓(さい)に注水して冷却処理するもの」が例示されていることから、原子炉格納容器下部注水設備のように、水の注入による冷却処理を前提とした設備に適用されるものではないと承知しております。また、第 250 条の適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。</li> </ul> |



| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>原子力規制委員会の「考え方」として「第 249 条の適用対象となるピットについては、「高熱の鉱さいを水で処理するものを除く」と規定されていること、第 250 条の適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。」と記されている。上記の規制委員会の考え方は、溶融炉心を除外対象の鉱さいと同一視している点で科学的妥当性を欠いている。一般に鉱さいとは、電気炉または高炉を用いた製鉄工程で除去される不純物「スラグ」や、鑄造製品の鑄型として使われた「鑄物砂」などを指し、その性状や温度レベルは溶融金属混合物主体の溶融炉心とは著しく異なるからである。溶融炉心の方が鉱さいよりも水と接触して生じる水蒸気爆発の可能性が著しく高い。また、原発で溶融炉心が水と接触する場所は格納容器下部のスペースであり、構築物の一区画なのであるから、第 250 条の適用対象になり、そこに水を貯めることは同条違反である。規制委員会の考え方『適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。』は、論点を外した不適切な記述である。第 249 条、第 250 条ともに、「適用されるものではないと承知しています。」との表現がなされているが、何にもとづいて承知しているのか、その出処あるいは照合先を明確に示すべきである。</p> <p>➤ 溶融炉心を冷却するために原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により格納容器下部に注水するという対策は、水蒸気爆発を起こす可能性のある無謀な対策であり、労働安全衛生規則にも違反す</p> | <p>なお、新規制基準においては、原子炉格納容器外の溶融炉心と冷却水の相互作用は必ず想定し、その場合原子炉格納容器が機能喪失しないことを求めています。原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用で想定される水蒸気爆発に関する二酸化ウランと酸化ジルコニウムの溶融燃料を模擬した大規模実験としては、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を参照し、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認しています。これらから、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用で想定される物理現象のうち、原子炉格納容器の構造に有意な影響を与えるような大規模な水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確認しています。また、当該条文に係る記述の照会先は厚生労働省労働基準局安全衛生部安全課です。</p> <p>➤ 同上</p> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>るので、許可の取り消しを求めます。福島第一はマーク I 型で熔融炉心と水との接触を避ける構造になっていたため、格納容器外の水蒸気爆発は起こりませんでした。マーク I 改良型の女川 2 号機は、その設計思想に反して、格納容器下部注水系により熔融炉心を冷却することにしたのは、世界の常識に逆らう選択です。不確実性が高いにもかかわらず、意図的に熔融高熱物を水と接触させる操作は、水蒸気爆発防止のために熔融高熱物と水との接触を厳しく禁じる労働安全衛生規則 249 条、250 条に違反しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則第十三条が未審査。審査書（案）には、設置許可基準規則第十三条の審査の経緯と審査結果その理由が記載されていない。そのために、設置許可基準規則第十三条の要求事項を満たしているとは断定できない。原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第 4 号に適合と判断するための根拠が欠落しており、同法同条第一項の規定により許可する事ができない。例えば、チャンネル間の独立性要求に不適合な事例（女川含む）が多く、女川 1, 2, 3 号の中央制御室床下において、ケーブルの不適切な敷設状態が発見され、保安規定違反（違反 2）と報告されている。</li> <li>➤ 1 号機の廃炉が計画されていますが、2 号機の運転中での廃炉作業は 2 号機の安全に全く影響はないのでしょうか？影響がないという技術的な根拠について明示してください。</li> <li>➤ 1994 年試運転中、マニュアル通りに行ったところ、マニュアル不備により安全保護装置が働き、原子炉が停止した。</li> </ul> | <p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。設置許可基準規則第 13 条については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。なお、御指摘の不適切なケーブルの敷設に係る保安規定違反（違反 2）については、その是正処置、再発防止対策等を、保安検査等で確認しています。</li> <li>➤ 1 号炉の廃止措置による 2 号炉の運転への影響がないことについては、1 号炉の廃止措置計画認可申請の審査の中で確認を行います。</li> <li>➤ 個別の不適合については、発生の都度、原因の特定、是正処置等を行うべきものです。</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>2002年炉心から20メートルの付近で、火災が発生した。2006年配管に穴があいていた。2007年配管に穴を確認。<br/>以上の事からも安全面には不備があり不安がある。設置変更を求める。</p> <p><b>【審査基準・審査ガイド】</b></p> <p>➤ 福島第一原発事故の原因究明がなされていないのに、同じ沸騰水型（BWR）である女川原発の審査が十分に出来るはずがない。</p> <p>➤ 女川原発2号機は、事故を起こした福島第一原発と同じ沸騰水型原子炉（BWR）であり、格納容器は圧力上昇が早く事故に至る危険性が高いマーク1改であることから、福島第一原発事故の調</p> | <p>なお、審査書（案）は、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。</p> <p><b>【審査基準・審査ガイド】</b></p> <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故については、国会、政府等において事故調査報告書がまとめられ、基本的な事象進展等について整理されるとともに、日本国政府からIAEAに対し事故報告を提出するなど、新規制基準策定時点において、福島第一原子力発電所事故と同様の事故を防止するための基準を策定するために十分な知見は得られていたと考えています。<br/>新規制基準は、これらに加え、IAEAや諸外国の規制基準も確認し、外部専門家の協力も得て策定しており、最新の科学的・技術的知見を踏まえた合理的なものとなっています。<br/>原子力規制委員会では、国会事故調報告書において未解明問題として規制機関に対し実証的な調査が求められていた事項を対象に検討を行い、これについて中間報告をとりまとめました。同報告を考慮しても、新規制基準は合理的なものであると考えています。<br/>なお、安全の追求には終わりではなく継続的な安全向上が重要であることから、最新の技術的・科学的知見や適合性審査から得られた経験などを踏まえ、基準を見直すこととしています。</p> <p>➤ 同上</p> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>査結果を踏まえる必要がある。福島原発事故では、地震動による事故の可能性も指摘されており、現在事故調査が再度進められており、その結果によれば、新規制基準の見直しも考えられる。被災原発であり福島原発と同型の原発ゆえに、事故調査結果を最低でも踏まえるべきである。</p> <p>➤ 福島第1事故の再現はないといえるのでしょうか？</p> <p>➤ 福島第一原発の事故処理が未だ収束していない中、いくら安全対策をしても事故が起きればとてつもない被害が出る事は経験から想定出来る。</p> <p>➤ 福島第一原発事故は収束しておらず、検証も終わっていません。</p> <p>➤ 原発の究明能力も不十分です。</p> <p>➤ 新規制基準の適合性審査もまた、「自分の頭の中に事故のモデルさえ持っていない人たち(規制委員会)によって審査をしている」と言えるのではないのでしょうか。福島第一原発事故の検証を行い、実規模での実証試験に基づき、自前の解析プログラムを開発し、それを基礎にして、適合性審査をやり直すべきです。</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

| 御意見の概要   | 考え方         |
|--|-------------|
| <p>➤ 『国会事故調報告書』では、事故の進展を決定的に悪化させた全交流動力電源喪失（SBO）について、津波による浸水が真因であると断定する前にこの基本的な疑問に筋の通った説明が必要との指摘がある。140頁の下から4行目から141頁11行目まではSBO対策設備（第14条関係）の審査結果の内容であるが、141頁8行目から11行目までの貴委員会の判断は不十分に過ぎて信頼できない。「適合する」と断ずる「設置許可基準規則」が貴委員会マターのものか分からないが、規制当局たる貴委員会としては、同型BWR基の許可に係る審査に当たっては、SBOの真因究明を踏まえた当該基準規則のゼロベースの見直しの有無は喫緊の課題であることは理の当然である。この基準規則のゼロベースからの見直しが行われているか否かを明らかにした上での審査でなければならない。</p> | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 福島原発事故の反省を踏まえた審査基準になっていないのではないか。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 外国の原発事故をなぜに学ばなかったのか。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 福島原発の事故を経験して、原発は、大変危険なものだと痛感しました。</p>   | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 東日本大震災の最大の教訓は「人類と原発は共存できない」ということです。</p>   | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 東日本大震災の際、世界中が科学も技術もなすすべがなく原発が壊れてゆくのを目の当たりにした。そしてこの日本と日本人に</p>   | <p>➤ 同上</p> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>は、そもそも原発は扱えないことが証明された。科学的にも技術的にも無理なことをしてはいけない。</p>  |   |
| <p>➤ 今の審査基準は科学的経済的合理性をはるかに超えて過剰に厳しく、日本のエネルギー安全保障を大きく阻害している。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ まだ他の原発も含め原発に対しての問題は山積みなのに稼働させる必要はないです。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 地震、津波、火山等に関する評価で使用されているのであろう各種の数値は国際的にはどの程度評価をされているものなのか。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 日本の規制基準そのものが「答え合わせ」ができていない。地震の予測と結果。被害の大きさの見積もり。曖昧さが大きすぎ、発電用大型原子炉の「安全」を現実的に見積れているか否かの判定の物差しそのものの信頼性が十分ではない。</p> | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 原子力発電所は建設すること自体がまちがっている。単なる工場設置、単なる構造物の建設と同じ手法で安全性を審査しようという原子力規制のやりかたがまちがっている。</p>                              | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 新規制基準は、国民のコンセンサスがないうままに策定され、適合性審査は全体として国民の安全よりも既存原発の再稼働に道を開くことが優先になっている。</p>                                    | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 機器・配管系の耐震Sクラスの損傷について福島事故について少なくとも、一部の配管が破壊し「蒸気」が漏れていたことは民</p>   | <p>➤ 配管設計については、設置許可基準規則第4条（地震による損傷の防止）において、設計基準対象施設に対して、地震力に十分に</p> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>間企業事故調による現場作業証言でも記述されており、また、配管の小さな破壊が後の事故対策過程でのベントや注水を困難にした可能性があることがNHKの独自調査でも指摘されているとおりである。無数の配管で連なっている原発が地震による損傷を受ける可能性は極めて大きく危険性がある。このことだけでも再稼働は絶対に認められない。</p> <p>➤ 福一のメルトダウンに至った原因は津波の前に地震によって配管が破断したという根拠ある説明を信じています。</p> <p>➤ 1号機の主な事故原因が本当に津波なのか、それともその前に来た地震ですでに配管が壊れていたのかもまだ不明である。</p> <p>➤ 元東電の社員として福島第一原発の炉心管理を担当する、いわゆる炉心屋だった人から公にされた見解が知られるようになっていく。圧力容器につながる細い配管からなるジェットポンプ計測配管の地震動に伴う破損により、炉心の万が一に際しての装置である「自然循環」系がやられて燃料被覆管の表面にびっしり付着した気泡体が空気の層となって冷却材から隔離され、熔融の真因となった可蝕性が極めて大であるとする見解であるが、この見解に対する東電や規制当局からの反論等が公表されていないのではないか。</p> | <p>耐えることができるものでなければならぬことを要求しています。</p> <p>なお、原子力規制委員会の福島第一原子力発電所事故分析検討会においてとりまとめた中間報告書(NREP-0001)においても「地震発生から津波到達までの間には、原子炉圧力バウンダリから漏えいが発生したことを示すプラントデータは見いだせない。仮に、漏えいが発生した場合であっても、少なくとも保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子炉冷却材の漏えいを超えるものではなかったと判断される。」と事故分析の結果としてまとめられています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 安全基準が世界レベルではない。</li> <br/> <li>➤ 「世界一厳しい安全基準」とする安倍首相のことは全く信用できなく、大きなウソを日本国民と世界に発したと思っています。</li> <br/> <li>➤ 既存の原発を稼働させる為の「緩やかに過ぎ合理性を欠く」世界最低水準の「新規制基準」を作り、甘い甘い審査をしている。</li> <br/> <li>➤ ガイドラインが年月の経過と共にアップデートされているのは従来のガイドラインに不備や不十分な点があるからであり、過去の設備は日々「最新の知見が反映されていない、不備のある施設」へと時代遅れ化が進んでいく。この審査書案に“最新の科学的・技術的知見を踏まえ”が繰り返し現れていることが、裏返せば過去の基準は常に不十分なものとなり続けていく不可避な現実の現れである。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力規制委員会は、これまでに明らかになった東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、IAEA や諸外国の規制基準も確認しながら、外部専門家の協力も得て、規制基準を策定しており、最新の科学的技術的知見を踏まえた規制基準は、合理的なものであると考えています。また、安全の追求には終わりではなく継続的な安全向上が重要であることから、最新の技術的・科学的知見や適合性審査から得られた経験などを踏まえ、基準を見直すこととしています。</li> <br/> <li>➤ 同上</li> <br/> <li>➤ 同上<br/>         なお、原子力規制委員会は、事業者から提出があった設置変更許可申請について、審査会合等において厳格に審査を進めてきており、その結果として、新規制基準に適合しているものと認められることから、今回の審査書（案）を取りまとめたものです。</li> <br/> <li>➤ 安全の追求には終わりではなく継続的な安全向上が重要であることから、最新の技術的・科学的知見や適合性審査から得られた経験などを踏まえ、基準を見直すこととしています。<br/>         また、見直しを行った基準については、その基準の対象となる全ての発電用原子炉が適合することを求めています。</li> </ul> |



| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力発電所の再稼働のためには、1原子炉あたり100万年に1回以下の、安全目標審査で承認される必要がある。しかしながら、安全目標審査は今まで行われていないことから女川原発は極めて危険であり、規制基準審査のやり直しが必要である。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力規制委員会は、科学的・技術的見地から、原子力発電所の規制に必要な基準を策定し、原子力発電所がその基準に適合しているか否かを確認することが役割です。なお、安全目標は、規制基準として直接的に用いられるものではありませんが、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓等を踏まえ策定された新規制基準を満たした原子炉については、この安全目標についても概ね達成できるものと考えています。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震大国の日本で、原発は危険です。これから、さらに地震が増える可能性もあります。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、地震や津波の想定を厳しくした上で、必要となる対策を強化しており、審査においては、その対策の妥当性を確認しています。</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震で原発は安全ではない事がはっきりしたはずです。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発は地震を想定して設計されていない。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波の国に原発はいらない。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震や津波は学問的に確立されておらず、それをもとにした安全基準は疑問が残る。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震・津波の予測には限界があり、どんなに安全基準を満たしたといっても十分に安心できない。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波と東日本大震災の例を考えただけでも、当該地域は本来、原発を稼働させるに不適切な場所であったことがわかる。施設設備</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>に主眼をおいて判断することは、生活圏を破壊されるリスクを、再び東日本に課すことである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 従来からある耐震基準を大幅に、二倍にも下げての再稼働の許可など、絶対にしてはならないことです。今、現在も大震災の影響でどうなるか分からない状況下での耐震基準までを緩和しての再稼働。また大地震が来たらどうするつもりなんですか。</li> <li>➤ 地震によって使用済み燃料プールの冷却機能が喪失しないよう、使用済み燃料プールの冷却系の耐震クラスはSクラスにするべきである。同時に、使用済み燃料プールの冷却系を多重性を有する安全系として扱うよう安全重要度分類及び設計を見直すべきである。</li> <li>➤ 地震だけでなく自然災害が多い中、自然には勝てない部分が多い。なのであればリスクを減らす事から進めて行ってほしい。</li> <li>➤ 海に面し、津波の影響から逃れられないだけでなく、日本は火山の国である。</li> <li>➤ 最近の自然災害（豪雨、大型台風）は巨大化しています。女川原発立地町としては巨大津波が深刻化して毎日の生活が不安で仕方ありません。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 使用済み燃料貯蔵施設のうち、貯蔵槽及びプール水補給設備（残留熱除去系）については耐震重要度分類上、Sクラスとして分類しています。なお、御指摘の使用済み燃料貯蔵施設の冷却系については、使用済み燃料貯蔵槽で貯蔵する使用済み燃料が炉内の燃料と比較すると発熱量も小さいことから、冷却系（燃料プール冷却浄化系）の機能を喪失した場合においてもプール水補給設備により冷却機能を代替できるため、耐震重要度分類上はBクラスに分類しています。</li> <li>➤ 新規基準では、地震、津波、火山、竜巻、降水といった発電所の安全機能に影響を及ぼすような自然条件について厳しく想定することを要求しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島原発事故処理の目処も他所の原発の抜本的な安全対策もできていない状況でこれ以上抱えることはすべきではない。日本という災害の多い国では別の発電方法を考えた方がいいです。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 人間がどんなに基準を設けても自然の力の前では無力です。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 再び大地震、大津波がおし寄せれば、女川原発は重大事故のおこる危険性がある。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準は、東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、重大事故等が発生した場合の十分な対策を要求しています。さらに、想定を超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生し発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合でも可搬型設備を中心とした対応ができるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うよう要求しています。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事故を起こした場合の対応、対策が何もされていない現状での再稼働はあり得ません。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発の事故に想定外はあってはならないと思います。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準は事故が起きないように安全性を高めたものではなく事故が起きた時の対応を今までよりマシにするものでしかない。</li> </ul>                           | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準以上の地震動によって原子力発電所が過酷事故が起こした場合、「想定外」との言い訳は通用しない。</li> </ul>                                     | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準地震動を超えるような地震が発生する可能性は否定できませんが、基準地震動は想定外の事象を可能な限り少なくする手法</li> </ul>  |

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 策定された基準地震動・基準津波を超える地震・津波が来るとも十分にあり得る。</li> <li>➤ 地震や津波の予測は、不可能に近い。想定外のそれらに対応する事は、十分なのか。</li> <li>➤ 地震、津波、テロ等の影響は、はかり知れず、その点での安全が保障されない限り、審査案を受け入れられません。</li> </ul> | <p>で評価することを求めています。具体的には、地震動の評価に当たっては、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動においては各種の不確かさの考慮を求めるとともに、さらに、震源を特定せず策定する地震動として、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震を評価することを求めています。その上で、基準地震動を超える地震による施設の大規模な損壊が発生した場合でも可搬型設備を中心とした対応ができるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うよう要求しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所において、自然現象に対する備えが不十分だったという反省も踏まえ、新規制基準では、発電所の安全機能に影響を及ぼすような自然条件や社会条件についてより厳しく想定することを要求しています。具体的には、地震、津波、火山、竜巻といった自然現象や、近隣の工場の火災・爆発、危険物を搭載した車両や航空機墜落事故といった人為事象について検討することを求めています。</li> </ul> <p>さらに、想定を超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生し発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合でも可搬型設備を中心とした対応がで</p> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 最近の自然災害でも「想定」を超える規模や被害が起きています。私たちが「想定」すべきなのは最悪の事態、すなわち「原発は壊れるもの」「テロは起きるもの」ということであると思います。つまり原発の審査においても原発が壊れても、テロが起こっても国民や周辺住民の人名や生活が守れるのか？という前提で考えられるべきです。</li> <li>➤ 地震、津波、噴火など、自然現象相手に完全な予測は不可能です。</li> <li>➤ 今回自然災害の想定を大幅に引き上げたそうですが、地震・津波、台風・竜巻など想定をはるかに超える災害が頻発していることは、今では私たちの共通認識です。</li> <li>➤ 女川原発は自然災害に対しても突発的な事故に対しても何ら十分な対策はとられていないので再稼働には反対です。</li> <li>➤ シビアアクシデント対策というのであれば、福島事故の教訓を踏まえて炉心溶融に万全の対策をとらなければならない。ところが新規制基準は、欧州で認証されている最新鋭の原発に標準装備されているコアキャッチャーを要求しておらず、安倍首相の言う「世界で最も厳しい水準」どころか、世界のレベルには程遠い。</li> </ul> | <p>きるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うよう要求しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 新規制基準においては、個別の機器の設置を求めるのではなく、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等のために必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する「技術」は指定しないのが国際的にみても一般的です。規制要求を満たすのであれば、御指摘の設備に限らず、他の方法でも問題ありません。<br/>なお、御指摘の欧州各国電力会社のさらなる安全性に関する要求をまとめた European Utility Requirement (EUR) においては、</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大型商用航空機の衝突に耐え、設計圧力を高めた二重構造の格納容器の設置が必要とされていない。</li> <li>➤ 格納容器の下部に水を張って溶融炉心を受け止めるという「対策」を採用するよう、OECDの加盟国にその根拠を示して働きかけるべきですが、お答えください。</li> <li>➤ 安全上重要な系統設備の多重性として、欧州では独立した4系統が求められているのに対して2系統しかない。</li> <li>➤ 格納容器内の空気を放出するベントの多用で、放射能を「閉じ込める」方針が「放出する」に変わっている。</li> <li>➤ 格納容器にベントをつける、という時点で原発の安全性は破綻している。</li> </ul> | <p>新設の原子炉に対する設計として、メルトダウンに至る事象の始まりから12時間格納容器保護のために人的対応に依存してはならないなどの要求があること等も把握しています。しかし、既設の原子炉に対して、御指摘のあった技術の導入を義務付けるような基準にはなっていないと承知しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 新規制基準においては、まず、第一に格納容器外部への放射性物質の放出を防止するために、炉心損傷防止対策を求めています。それでも仮に事象進展に伴い外部への放出に至る場合を想定し、「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」を求めています。そのため、排気中に含まれる放射性物質を低減する格納容器圧力逃がし装置の設置を要求しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故時における格納容器破損防止対策として、代替循環冷却系を用いる対策(以下、対策 A という)と格納容器圧力逃し装置を用いる対策(以下、対策 B という)の 2 通りがある。対策 A および対策 B のいずれの場合もほぼ同じ結果であり、設置基準を満たし、環境への放出量も基準値を大幅に下回っている。従って、両設備を重複設置する必要性について検討が必要と考える。対策 A と対策 B の重複設置の必要性については、規制当局として明確なスタンスと位置づけを示す必要があると考える。</li> <li>➤ Cs-137 だけでなく Cs-136 や放射性ヨウ素についても考慮すべきではないか。炉が緊急停止した時点では、Cs-136 の評価の方が重要ではないか。</li> <li>➤ 「格納容器破損防止対策の評価項目」として、「周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと。そのめやす線量を敷地境界での全身に対して 100mSv とする。」を追加すべきである。</li> <li>➤ 汚染水事故に対応できない。適合性審査では、福島第一原発で現に起きている汚染水事故…格納容器下部が破損して冷却水が漏れ、汚染水となって外部に放射能が大量に拡散している…について検討しておらず、防止策もとられていません。これは、格納容</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ BWR プラントについては、相対的に原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速いことから、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要な設備に加え、格納容器圧力逃がし装置又は同等以上の効果を有する措置を行うための設備を要求しています。</li> <li>➤ 新規制基準における放射性物質の放出量の制限値は、シビアアクシデントが発生した場合の格納容器内への放射性物質の放出を具体的に想定した上で、格納容器の破損による放射性物質の大量放出を防止するための対策の有効性を評価するためのものです。東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、重大事故により避難を余儀なくされた住民の方々の帰還が困難となる区域を発生させない観点から、諸外国の安全目標も参考にしつつ、放出量が多く半減期が比較的長い核種である Cs-137 を対象に、100TBq 下回っていることを確認することを求めています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所におけるような汚染水については、まず、これを発生させないことが重要であり、新規制基準では、仮に、炉心が損傷した場合でも放射性物質が格納容器から流出しない対策を要求しています。</li> </ul> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>器が破損した場合でも、放射能の大量の拡散を防止する策を講ずるよう要求する新規制基準に違反します。</p> <p>➤ 原発が稼働すれば、1 リットルの水で6万ベクレルまでトリチウムを海に放出することが許されています。トリチウムは「膀胱癌」や「前立腺癌」の原因です（イギリス王室医学院）。また貝や魚で3千倍濃縮されます（イギリス食品基準局）。カナダではトリチウムの放出でダウン症の患者が8割増えたことが確認されています（カナダ原子力委員会）。</p> <p>➤ 原発が稼働すれば、放射性物質が海に放出され、大きな環境汚染となり、人体にも癌などの影響が起こります。</p> <p>➤ 貴職（規制委員会）の審査は「新規制基準」に限定しているように思われます。私は住民の安全・安心をおびやかす全てについて検討してしかるべきと考えます。まして、原発を稼働させれば日々排出されるトリチウム水について真剣に誠実に検討され、その害毒について国民に知らせるべきではありませんか。通常水と</p> | <p>その上で、万一格納容器が破損した場合の事故後の処理のあり方については、実際にどういった状況になるかを事前に想定し、規制基準を特定するのではなく、事故の状況に応じ、臨機応変に対応していくことが現実的かつ適切な考え方であり、特定原子力施設の制度に基づき、状況に応じ規制することとなっています。</p> <p>➤ 御指摘の内容については、どのような根拠で述べられているかはわかりませんが、原子力発電施設から放出される放射性物質については、国際放射線防護委員会の勧告を踏まえ、周辺監視区域外における一般公衆の被ばく線量が1ミリシーベルト以下になるように放射能濃度等の限度が定められており、トリチウムについても放出形態に応じた規制がなされています。また、通常運転時においては、既存の設置許可時に、敷地境界外における実効線量がトリチウムを含む液体廃棄物の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量を含めても、1、2及び3号炉の合計で「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間50マイクロシーベルトを下回ることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |



| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>トリチウム水の区別ができない生物は、体内にとりこみ、遺伝子へ入り込む危険があります。遺伝子に取り込まれたトリチウムが、どんな悪さをすると認識なのでしょう。福島原発事故で大量に排出されているトリチウム水は、タンク貯蔵されてきました。先日「放出」案が示されましたが、とんでもない誤りです。原発は、日常的に公害（トリチウム水）を垂れ流すこととなります。SDGs がさげばれている中、人類の生存をも左右しかねない現実を目をそむけたままで女川再稼働は認めることはできません。</p> <p>➤ 2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動をもとに、基準地震動 Ss-N1(最大加速度：水平方向 620 ガル、鉛直方向 320 ガル)を設定しているが、現時点までの最新の知見にもとづいた規制委員会の「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」の報告書(2019年8月7日)にもとづいて東北電力は設定見直しを行い、規制委員会はその妥当性を審査すべきである。上記報告書は、「震源を特定せず策定する地震動」のうち「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」「モーメントマグニチュード(Mw)6.5程度未満の地震」について、これまでの「審査ガイド」を見直す必要性を述べたものである。この報告書は2019年8月28日の規制委員会において承認された。この承認以降の審査においては、この報告書の内容を反映すべきである。</p> <p>○引用資料：震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム『全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書』(令和元年8月7日)</p> | <p>➤ 令和元年度第28回原子力規制委員会(令和元年9月11日)において、ご指摘の検討チームが策定した標準応答スペクトルと、留萌地震の応答スペクトル※との間に大きな差はないことから、これまでの留萌地震を基にした基準地震動を用いた審査を否定するものではなく、また、新しい標準応答スペクトルによる手法で評価を行った結果、基準地震動が見直される可能性はあるものの、施設・設備に対する要求レベルそのものを変更するものではないと判断しています。</p> <p>また、これらを踏まえ、留萌地震を基に基準地震動を策定した原子力施設に対して、現時点で直ちに使用の停止や標準応答スペクトルの審査・検査での適用を求める必要はないと判断しています。</p> <p>今後、安全上の重要性、事業者が対応するために必要な期間等を総合的に判断し経過措置を設定した上で、設置許可基準規則解釈等を改正することとしています。</p> <p>※留萌地震の K-NET 港町観測点の解放基盤波に余裕を持たせた地震動(硬岩サイトで使用されているレベル)に対して試行的に</p> |

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 防災科学技術研究所による KiK-net では以下の地震動が観測されており、震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームによる標準応答スペクトルの3倍超の地震動が多数観測されている。よって、基準地震動は、水平動 1800gal/0.02s 上下動 1200gal/0.02s 前後が適切である</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 平成 28 年熊本地震 Mw6.1 (2016 年 4 月 14 日)<br/>益城観測点 上下動 : 5,000gal</li> <li>✓ 平成 30 年北海道胆振東部地震 Mw6.6 (2018 年 9 月 6 日)<br/>追分観測点 水平動 : 6,000gal</li> <li>✓ 平成 13 年芸予地震 Mw6.7 (2001 年 3 月 24 日)<br/>御調観測点 水平動 : 3,500gal</li> </ul> | <p>Noda et al. (2002) の地盤増幅率により地震基盤相当面に補正した地震動を推定して設定した応答スペクトル。なお、ここでの地盤物性補正においては地盤の卓越周期は考慮していない。</p> <p>➤ 御意見にある 3 つの観測記録のガル数について、防災科学技術研究所の KiK-net の値を確認したところ、いずれも地表面（益城：Vs110m/s、追分：Vs130m/s、御調：Vs370m/s）の周期 0.02 秒よりも長周期における応答値であると考えられます。基準地震動の最大加速度は、Vs700m/s 以上の解放基盤表面における 0.02 秒の周期に対する応答値にあたりますので、御意見の 3 つのガル数と直接比較できません。なお、ご指摘のうち、益城地点の地中はぎとり波 (Vs2,700m/s) は、NS 成分 : 377 gal、EW 成分 : 235 gal、UD 成分 : 207 gal となります（震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームにおける解析値）。</p> <p>また、平成 30 年北海道胆振東部地震については、観測記録収集期間外であること、また、平成 13 年芸予地震については、海洋プレート内地震であることから、当該標準応答スペクトルの設定に係る収集の対象外の地震です。</p> <p>いずれにせよ、震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム報告書（全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討）における標準応答スペクトルは、収集したデータ（対象地震動：Vs2,200m/s 以上のもの）の非超過確率 97.7% の応答スペクトルレベルに基づき、不確かさを考慮して設定されたものです。なお、対象地震動は地盤特性や解析・処理に係る不確かさを含むこと、また、個々の応答スペクトルには大きな山谷はあるが周期ごとに算出した応答値をつなげていることから、保</p> |

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <p>➤ 設置許可基準規則における耐震基準に、熊本地震(2016年4月14日、16日)で発生した短期間における激しい地震の繰り返し(繰り返し地震)を新たな知見と経験として取り入れて、審査をやり直すことを求める。その理由は次のとおりである。</p> <p>熊本地震では、活断層が動いて震度7の激震が短期間に2回(4月14日と16日、時間間隔は約28時間)続き、気象庁はこのような激震の繰り返しは「過去の経験則にはない」と公表した。すなわち、「激震の繰り返し」という重要な新たな知見と経験が得られたことになる。このような短期間内での地震の繰り返しに対しては、最初の地震の影響に関する施設の点検、保守、補修では対応できず、施設の頑健性で耐えぬくしかなく、従って繰り返し地震に対する耐震健全性の要求が不可欠である。設置許可基準規則の第5条の別記3(津波による損傷の防止)の3・六には、「地震(本震及び余震)による影響を考慮すること」が明記されている。しかし、同第4条の別記2(地震による損傷の防止)には、「本震及び余震による影響を考慮すること」は要求されていない(本震、余震の用語すら出てこない)。福島原発事故以前の原発の安全設計審査指針には、「本指針については、今後の新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことが謳われていた。同審</p> | <p>守的であると考え、対象地震動の応答スペクトルを最大包絡する考え方は採らないこととしています。よって、当該標準応答スペクトルに対して、超過している観測記録があることを理由に標準応答スペクトルを再設定するものではなく、また、それによって基準地震動を定めるものでもありません。さらに、前述のとおり、現在のところ、当該標準応答スペクトルは新規制基準の審査の対象ではありません。</p> <p>➤ 熊本地震については、公表された観測記録や各研究機関の研究報告等の知見について、収集・分析を行っており、これまでのところ規制基準等を直ちに見直す必要があるとの知見は得られていないと考えています。</p> <p>原子力発電所で想定される最大規模の地震動である基準地震動に対しては、施設の一部の変形が塑性領域に達する可能性もありますが、塑性変形の程度を小さなレベルに留めることを要求しています。さらに、地震発生時に講ずべき措置について定めることを要求しており、地震により運転が停止した場合には、事業者は地震による施設への影響を確認するために点検を行い、施設の異常の有無や健全性を確認し、補修を行う等、必要な措置を講じられるとしていることを確認しています。例えば、地震加速度が大きいことによる原子炉の自動停止等をこれまでに経験した原子力発電所では、地震観測記録の分析や建屋の地震時の健全性評価を基に、施設が基準地震動を越える影響を受けたかどうか評価した上で、詳細な点検、補修等の特別な保全計画を策定し運用されています。</p> <p>なお、熊本地震の分析については、平成29年4月26日の原子力規制委員会において、原子力規制庁から報告されています。</p> |

| 御意見の概要   | 考え方                     |
|--|-------------------------|
| <p>査指針に置き換えて福島原発事故の教訓を反映して策定された設置許可基準規則に関しても、「新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことは、受け継がれて当然のことである。しかしながら、熊本地震後3年余を経過した現時点に至っても、原発の設置許可基準規則の中の「地震による損傷の防止」の条項に関して、本震と余震の影響の考慮、すなわち熊本地震の知見を反映しての、激震の繰り返しの影響を考慮する見直しは何らなされておらず、従って女川2号機はその耐震設計方針として激震の繰り返しに対して安全性が担保されていないことになる。</p> <p>なお、設置変更許可と工事計画認可がすでに出されたPWRに関して、設計基準動地震レベルの繰り返し地震に見舞われると、蒸気発生器伝熱管及び原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部について安全機能が損なわれるおそれがある原発が存在する。PWRとBWRともに繰り返し地震に対して安全性を担保する規制要求が必要である。</p> <p>➤ 熊本地震では震度7の揺れが2回も起こり、震度4以上の余震は100回を超えている。現在の審査は1回の強い揺れに耐えられればよいというもので、このような短期間で複数回の揺れに対する耐震安全性の評価はされていない。</p> <p>➤ 熊本地震では強い揺れがくり返し発生しましたが、耐震評価ではくり返しの強い揺れを想定していません。熊本地震では、最大震度が7の地震が間を置かず2度発生しました。その後も1か月の間に最大震度が6強の地震が2回、6弱の地震が3回も発生しています。原発の耐震審査では、通常運転による影響に加えて、基準地震動による1回の揺れに耐える設計であればよいことに</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>なっており、熊本地震の教訓が反映されていません。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火山噴火の予知はできない。噴火予測を前提においた火山ガイドは不合理であり、審査は無効です。</li> <br/> <li>➤ 最近の火山ガイドの改悪など真っ当な火山学者は誰一人受け入れられない。</li> <br/> <li>➤ 原子力発電所から160キロメートル以内に限定して抽出する火山ガイドの基準が妥当ではない。過去12万年に10回発生し、今後100年間に1%の発生確率が見込まれる巨大カルデラ噴火は、九州で発生した場合その火山灰は北海道にまで及び、青森でも10センチの火山灰が積もり、交通網をはじめ全国のライフラインは完全に停止すると予想されており、救援活動がほとんど不可能になる中で本発電所のみが安全機能を維持できるとは到底考えられない。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火山ガイド策定に当たっては、火山の専門家から御意見を伺うとともに、原子力規制委員会や旧独立行政法人原子力安全基盤機構でこれまでに蓄積された火山に関する専門的知見を活用しました。安全への取組に終わりではなく、今後新たな知見が得られた場合には、必要に応じて発電所の安全性への影響について検討することとなります。</li> <br/> <li>➤ 同上</li> <br/> <li>➤ 同上<br/>         なお、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山を抽出する際に考慮する地理的領域（原子力発電所から160kmの範囲の領域）については、既往最大である阿蘇4の噴火による火砕流の到達距離を踏まえて設定しています。<br/>         また、火山ガイドでは、火山の現在の活動状況は巨大噴火が差し迫った状態ではないと評価でき、運用期間中における巨大噴火の可能性を示す科学的に合理性のある具体的な根拠が得られていない場合は、運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断できるとしています。<br/>         九州で過去に巨大噴火を発生させたカルデラについては、川内原子力発電所等の新規基準適合性に係る審査で、原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価において、噴火履歴の特徴及び地下構造から、火山の現在の活動状況は巨大噴火が差</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>➤ 火山の影響に対する設計方針火山について、藤井敏嗣・元火山噴火予知連絡会会長は、「地震の場合は、13 万年までに活断層が動いたという事であれば、その上に原発施設建設できない」ことを指摘し、火山の場合でも、1 万年前に起こっていても「可能性は十分に小さい」として巨大噴火を考慮の対象外にした「火山影響評価ガイド」批判している。</p> <p>➤ 98 頁に規制委員会は、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクを備え、非常用ディーゼル発電機の 7 日間の連続運転を可能とするもので、火山ガイドを踏まえたものであることを確認したとしているが、外部電源の復旧の見込みがない中で、わずか 7 日間非常用電源が機能したとしてもその後は崩壊熱によるメルトダウンを引き起こすことになる。</p> <p>➤ 火山灰の危険性について、たとえば国の機関たる気象庁の「降灰の影響と対策」に基づくだけでも、10cm 未満の降灰（降雨を伴え</p> | <p>し迫った状態ではないこと等から、原子力発電所の運用期間中に巨大噴火が発生する可能性は十分小さいと判断しています。</p> <p>➤ 同上<br/>なお、火山ガイドでは、第四紀（258 万年前から現在までの期間）に活動した火山を対象に評価を行うこととしています。</p> <p>➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故の例において、免震重要棟のガスタービン発電機の燃料供給に 3 日程度を要したため、保守的に少なくとも 7 日間は外部と途絶されても、構内の人員や物資により必要な活動を継続できるようにすること及び 6 日間までに外部からの支援が受けられるようにすることを要求しています。<br/>審査において、申請者は、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、非常用ディーゼル発電機の 7 日間の連続運転を可能とする方針であること及び「IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準 1.0 関係）」において、事象発生後 6 日間までに発電所外に保有している資機材、燃料等による支援が受けられる計画であることを確認していることから、7 日間の設定は適切であると判断しています。</p> <p>➤ 同上</p> |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>ばミリ単位の降灰)で通行不能の事態が発生する。2011年の霧島山噴火に際しては5cm未満で通行不能との記録もある。</p> <p>「火山ガイド」の23頁の「基本フロー」で言う「個別評価」で、火山灰については一言も触れずに度外視したまま「影響を及ぼす可能性は十分に小さい」と断じ、まず「立地不適」の結論を回避しておいてから、92頁下から12行目以降94頁16行目までにおいて、「3.個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価」を審査し、その結論を94頁10行目から16行目までのとおり断じている。</p> <p>そして審査のこのプロセスに至って始めて降下火砕物(これには火山灰が含まれることを、「火山ガイド」2頁の定義は明示している。しかも「火山灰」という判然とした文言表現は審査書案の論旨、文脈上を通じても慎重に避けていることが見てとられる。)に触れることになっているが、貴委員会マターの内規たる「火山ガイド」を改めた上で審査が行なわれるべきである。</p> <p>➤ テロ対策施設建設に5年の猶予を与える合理的理由はない。5年間テロに遭わない保証はどこにもない。</p> | <p>また、火山ガイドの基本フローにおける個別評価では、設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性について評価することを求めています。降下火災物(火山灰)については、IAEA SSG-21等の国際基準を踏まえ、設計対応が可能な火山事象としており、立地評価段階の個別評価ではなく、影響評価の段階でその影響を評価することを求めています。</p> <p>➤ 特定重大事故等対処施設については、本審査に係る設置変更許可申請には含まれていません。特定重大事故等対処施設の変更許可申請が提出された場合は厳格に審査していきます。</p> <p>なお、新規制基準においては、重大事故を起こさないための対策に加えて、大規模自然災害やテロを含めて様々な事象により万一重大事故が起きた場合の対策として必要な機能を全て備えていることを求め、事業者の対策がこれらへ適合していることを確認しています。特定重大事故等対処施設の設置は、これらの必要な機能を満たした上でのその信頼性をさらに向上させるための対策であることから、その設置に猶予期間を設けたものです。</p> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ いわゆるテロ対策施設である「特定重大事故等対処施設」を設置していないのに、再稼働を認めることはできない。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロ対策施設の設置も新規制基準には含まれているはずですが。九電がその工事の遅れと理由に原発停止を決めたばかりです。東北電力に対しても同じ基準で審査すべきです。この事にふれていないのはおかしい。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロ対策施設への5年の猶予は、日本の安全保障に大きな穴を開けることとなり、リスクが大き過ぎる。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 高浜原発3,4号機がテロ対策遅れで停止するという。ならば、テロ対策を考慮に入れない審査は不合理である。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロ対策を5年も先に延ばして稼働しようとしています。いつ「ドローン」に攻撃されないとも限らないと思う。万一、稼働中に「ドローン」の攻撃を受けたら猛烈な濃度の放射能汚染により関東以北迄、全域全滅になると予測されると思いますので少なくともテロ対策を実行してから稼働を検討すべきだと思います。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上<br/>           なお、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき必要な対策を講じることになります。</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発が放射性物質として制御しにくい物を扱う装置であり、テロ、或いは他国からのミサイル攻撃によって原爆が投下されたりしてしまうもの、つまり本質的に人類と共存できない装置であることを認識しなければならない。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <p><b>【審査及び意見募集の進め方】</b></p>  | <p><b>【審査及び意見募集の進め方】</b></p>   |



| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>➤ 「科学的、技術的意見」に限って意見を求めることは、社会的、歴史的な議論を排除し視野を非科学的に限定し、市民が広く参加して議論することをきわめて困難にするやり方である。国や自治体が真実の情報を全面公開し、市民の声を真摯に受けとめるようになり、市民が3.11 で出てきた諸問題を、キチンと総括し、議論できるようになるまでは、再稼働の是非を論じることはできない。</p>          | <p>➤ 本意見募集は、今回の審査がこれまでの基準を抜本的に改正した新規制基準に基づくものであることから、基本的な判断となる設置変更許可に係る審査結果を取りまとめた審査書（案）に対し、科学的・技術的意見を広く募集することとしたものです。いただいた御意見については、集約した上で、原子力規制委員会の考え方を示すとともに、必要な場合には審査書（案）に反映することとしています。また、いただいた御意見を、ホームページで公開します。さらに、電子政府の総合窓口（e-Gov）にも、結果を速やかに公示します。パブリックコメントから新たな知見が得られた場合には、必要に応じ、規制に取り込みさらなる安全の向上に取り組んでいくこととしています。</p> |
| <p>➤ 502 ページにも及ぶ膨大な文書への意見提出期限が僅か 30 日というのは、あまりにも短すぎて本当に国民の意見を求めようという意図があるのか疑ってしまう。法に定められた 30 日以上という要件さえ満たせばよいとする形式的な対応に思ってしまう。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ テロ対策、避難計画、水蒸気爆発対策、廃炉対策…完備したものの公募（パブコメ）をしろ！</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 今回のパブリックコメントでは技術的・科学的コメントだけではなく、原発反対の意見も含めた幅広いコメントが寄せられるだろうが、それらを門前払いすることなく、懇切丁寧に返答されるようお願いする。<br/>審査書(案)について技術的・科学的コメントを求めているわけだが、本書が科学書としての様式を備えているかと言われれば、否と言わざるを得ない。計算手法は確からしさや各パラメーターの</p> | <p>➤ 同上</p>   |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>精度を踏まえ、不確かさを考慮して、具体的数値で示される必要がある。</p> <p>➤ 文書が長すぎることで、また、意見を求めたいポイントが不明瞭であることを指摘します。</p> <p>➤ 1F 最寄の女川原子力発電所については、東海第二原子力発電所の適合性審査書よりも丁寧に説明することが、地元の方々をはじめとする関心のあるの方々に対して、より丁寧な審査書となるものと思われる。</p> <p>➤ 少なくとも、女川原発2号機の立地地域から100キロ圏内全自治体での住民への説明意見交換会開催を求めます。</p> <p>➤ 日本国内に居住しているのは日本語を母語とする方だけではありません。少なくとも、英語、ハンガル、中国語、スペイン語での審査書案翻訳・公表、意見募集を受けつけてください。</p> <p><b>【原子力規制委員会の体制、方針】</b></p> <p>➤ 審査は東北電力のペースで進んだように見えた。まるで規制委員会の審議は東北電力の言い分を聞く会であるかのように。東北電力が「設備を改修した上で再稼働させる」方針に基づいて提案し、</p> | <p>➤ 女川原子力発電所の審査に当たっては、申請された内容について基準への適合性をひとつひとつ丁寧に確認しました。審査書(案)には、これまでの審査書と同様に、単に審査結果を示すだけでなく、審査で主に論点となった点を示すなどの工夫を行っています。今後の審査においても、より良い審査書を作成するよう努めていきます。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 審査結果に関する説明については、立地自治体等からの具体的な要望を踏まえて、対応を検討してまいります。</p> <p>➤ 提出する意見等は、日本語に限ることとしています。これは、意見募集の趣旨に照らしても、問題ないと考えています。</p> <p><b>【原子力規制委員会の体制、方針】</b></p> <p>➤ 原子力規制委員会は、事業者から提出があった設置変更許可申請について、審査会合等において厳格に審査を進めてきており、そ</p> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>議論自体がそれに引きずられて進められた。例えば火山噴火の可能性やその影響など議論が深められないままに終わった議題や、水蒸気爆発の問題など実験データを不適切に引用したと疑われる議論もあった。このような審査書案に正当性はあるのだろうか。</p>  | <p>の結果として、新規制基準に適合しているものと認められることから、今回の審査書（案）を取りまとめたものです。</p>  |
| <p>➤ 災害やその他の影響で、今回のような事が起こってしまったら、大量の放射線物質が放出され深刻な被害が出るだけでなく、将来にわたり影響してしまう可能性がある中で再稼働するよりは、しっかりとしたエビデンスに基づいて慎重に行うべきだと思う。</p> | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 電力会社の隠ぺい体質からデータ自体の信憑性が危惧される。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ どんな輩が委員会のメンバーになっているかは知らないが、この団体自体は、不必要であり、住民の方達が諸手を挙げて賛成する訳がない。規制委員会なるものを即刻廃止し、全ての原発をすぐに廃炉にしないと、どんなことが起きるか判らない。</p>     | <p>➤ 原子力規制委員会は、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資するため、原子力利用における安全の確保を図ることを任務とし、原子力規制委員会設置法に基づき設置された組織です。</p>  |
| <p>➤ 福島第一原発事故が示した様に一旦事故が起きれば人間や自然に未曾有で甚大な被害を長期間に渡って与え続ける原発を一企業に任せる訳にはいかない、原子力規制委員会は第三者の目で府託なく厳しい審査をお願い致します。</p>              | <p>➤ 原子力規制委員会は、独立した立場で、科学的・技術的見地から審査し、自ら責任を持って判断することが役割です。審査は、委員及び規制庁職員に加え、平成 26 年に原子力規制委員会に統合した JNES が蓄積した専門的知見等を活用しつつすすめてきており、また、必要に応じ、外部専門家の意見を聴取していきます。</p> |
| <p>➤ 審査書（案）全体に言えることだが、申請者が安全であると言っていることを確認したと言っているだけで、審査員が自ら積極的に安全の確認をしたと思われる事例が少ない。申請書に書いてあ</p>                             | <p>➤ 同上</p>   |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>ることを確認しただけでは責任ある評価ができたとは言えない。委員会は、委員会の責務を全うすべきである。</p>  |   |
| <p>➤ 現在の原子力規制委員会には、地質学の専門家は居ても、地震学の専門家は選出されておらず、原子力発電所再稼働における安全性を審査するに十分な能力が備わっているとは言えない状況にある。</p>   | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 人類が制御不可能な原子力発電所の再稼働を進めようという意図が到底理解できない。</p>   | <p>➤ 原子力規制委員会は、原子炉等規制法に基づき、原子力発電所の規制に必要な基準を設定し、原子力発電所がその基準に適合しているか否かを確認することが役割です。</p> |
| <p>➤ 原発再稼働よりも、自然エネルギー再生可能エネルギーへの転換を切に望むものである。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 女川原発を再稼働するメリットとデメリットを理解できるようもう少し詳しく教えて欲しいです。</p>  | <p>➤ 同上</p>   |
| <p>➤ 田中前規制委員長は自ら「(「新基準適合」とはいえ)安全とは申しません」との趣旨の発言をしている。一方で現首相はじめ政権側は「世界一厳しい基準」と無根拠にもち上げ、その言葉が一人歩きする形で世間に流布し、その後の手続きを経て、実際に原発再稼働につながっていると思われる。事実上原発再稼働の「お墨付き」に機能している実態を不問に付した上で、手続きが進められることは、大いに正当性を欠くと言わざるを得ない。その基本的位置付けについて、規制委自らが政権側(延いては国民全般)への「誤解」を解く努力を積極的に行う必要があると考える。</p> | <p>➤ 同上</p>   |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 多数存在する沸騰水型原発の再稼働を促進させたい狙いがあるとも指摘されていることも大きな問題である。</li> </ul>               | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力規制委員会は原子力事業が日本経済への悪影響についても発言すべきだ。</li> </ul>                            | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「日本から商業原子力を消し去るための道筋を作り上げる」ことに全力を傾けるのが委員会の使命である。</li> </ul>                | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島原発事故から、9年近くたつのに、今だに事故以前の生活をとりにどせない人たちが大勢いることを、もう一度認識し、考えて欲しい。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島の住民、女川原発周辺の住民の心のうちを思いやって、必ず踏みとどまって下さい。規制委員会の名にかけて・・・。</li> </ul>         | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 安全基準を満たしているなら何も問題ないので再稼働すべきです。</li> </ul>                                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 危ないので再稼働に反対です。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発から出た汚染水の行方も定まらないのに再稼働なんてありえない。</li> </ul>                                | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ そもそも原発と人類は共存できません。再稼働など百害あって一利無しです。</li> </ul>                             | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発を全てとめても、電力は充分とのこと。再稼働は必要ありません。</li> <li>➤ 今もまだ福島事故は収束していない状況のなか、生み出した副産物の安全な処理方法もない中、再稼働することに恐ろしさを感じます</li> <li>➤ 3400億もの安全投資は2号機の建設費に匹敵するものではないか。その費用で廃炉も可能な筈だ。再稼働には経済的合理性が無い。</li> <li>➤ 「安全とは申しません」と最初から安全確保の責任を回避する姿勢をもって規制委の判断や言動に、どれだけ信頼性を獲得できるものか、根本的な疑念を禁じ得ない。福島事故を防ぎ得なかった保安院とは、機構組織としても決別し、いかなる反省のもとに進化を遂げたものになっているのか。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ これまでは、原子力「利用」の推進を担う経済産業省の下に、原子力の安全「規制」を担う原子力安全・保安院が設置されていました。そうした「利用の推進」と「安全規制」を同じ組織の下で行うことによる問題を解消するため、経済産業省から、安全規制部門を分離し、環境省の外局組織として原子力規制委員会を新設しました。原子力規制委員会は、独立性の高い三条委員会（※）です。<br/>また、委員長及び委員は、人格が高潔であって、原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから、両議院の同意を得て、内閣総理大臣により任命されています。<br/>（※）いわゆる三条委員会（国家行政組織法第3条第2項に規定される委員会）とは、上級機関（例えば、設置される府省の大臣）からの指揮監督を受けず、独立して権限を行使することが保障されている合議制の機関です。</li> </ul> |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 関西電力高浜原発に関わるヤミ献金事件は、原発マネー、原子力ムラの実態が明らかになったが、中立公正な原子力行政は期待できない。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発は事故が起きると取り返しがきかない。福島原発事故がおきたにもかかわらず隠ぺい体質無責任体質が変わらない。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 関電高浜原発に係る闇献金事件で、原発マネーが原子力行政を歪めていることがあらためて明白になった。原子力規制庁の職員は約 1000 人だが、そのうち 150 人以上が電力会社や原発関連企業からの出向社員で占められており、中立・公正な原子力行政は期待できない。どんな世論調査でも多数の国民が原発再稼働に反対しているのは、国民がこのような原子力行政に不信を抱いているからである。東北電力女川原発 2 号機の規制委の審査に不安があり、疑問に思っている。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上<br/>なお、原子力規制庁には、電力会社や原発関連企業からの出向職員はおりません。</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発マネーに寄生して、住民の未来を奪うのは止めるべきだ。原発マネーは、関電ばかりではなく、東北電力にも還流している。さらには原子力規制委員会にも、たくさんの電力系技術者が出向して業務を「支え」「協力」してはいないか。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委員会は、運用状況はもちろんのこと、事故の大小にかかわらず、嘘偽りのない情報公開をお願いします。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「原子力規制委員会の業務運営の透明性の確保のための方針」にのっとり、原子力規制委員会や適合性審査に係る審査会合は、原則として全て公開で実施するとともに、資料や議事録も全てインターネットを通じて公開するなど、適切な情報提供に努めています。</li> </ul> |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 万が一、事故が起きてしまった場合、「合格」の判断を下した規制委員会はどのように責任を取ることになるのでしょうか。</li> <li>➤ 福島原発事故が発生しても原子力安全委員会は責任を取らなかった。原子力規制委員会は原発事故の責任を取って被害者に賠償できるのか。</li> <li>➤ 原子力委員会は新規制基準を定めて適合を了承したが、責任の所在を明確にするために地域住民に対して委員の存在を分かり易い形で告知し責任を担うべきではないのか。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「安全確保の一義的責任は事業者が負う」というのが世界共通の考え方となっています。原子力規制委員会は、事業者から提出があった設置変更許可申請について、新規制基準への適合性を厳格に審査しています。</li> <li>➤ 同上<br/>なお、原子力事故による被害者の救済等を目的として、「原子力損害の賠償に関する法律」に基づく原子力損害賠償制度が設けられています。</li> <li>➤ 原子力規制委員会の科学的判断やそれに至った過程については、地元自治体からの要望に応じて、原子力規制委員会として、しっかりと説明していきたいと考えています。</li> </ul>                             |
| <p><b>【高経年化対策】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉の厚い鋼鉄の壁が、中性子によってもろくなっている可能性も指摘されています。</li> <li>➤ 規制委員会の従前の説明では「運転延長認可の申請については、設置変更許可で審査した基本設計を前提に、審査基準に基づき、高経年評価等の事実確認を行うものであることから、科学的・技術的意見の募集は行わない。」としていますが、40年を超える高経年設備についての審査基準が新設の設備と同じはずはなく、高経</li> </ul> | <p><b>【高経年化対策】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 高経年化対策については、設置変更許可とは別に、原子炉等規制法に基づき、運転開始後30年を経過する原子炉施設について、10年ごとに、機器等の劣化評価を実施すること、それを踏まえた長期保守管理方針を含む保安規定の変更を行うこと、変更後の保安規定を遵守することを義務付けています。</li> <li>➤ 本審査書（案）は、設置変更許可申請に対する審査書（案）であるため、運転期間延長に係る認可の基準等については記載していません。<br/>なお、運転期間延長については、基準への適合性として確認すべき事項を定めた実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基</li> </ul> |



| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <p>年設備についての審査基準が明確にされていない状態です。運転延長認可の申請についての科学的・技術的意見の募集を行わないのであれば、本審査書の中で高経年設備についての審査基準を明確にして下さい。</p> <p><b>【平和利用・使用済燃料】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 現在まで保管された1・2・3号機の使用済み核燃料を処理する事が出来るのか。</li> <li>➤ 使用済燃料の具体的な処理法や処分地の提示を事業者に求めるべき。</li> </ul> <p><b>【立地評価】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「放射能を生活圏に放出」を前提とした新規制基準は容認できない。新規制基準では、原発の敷地境界で最高被曝を「甲状腺に対して3Sv、全身に対して0.25Sv」と定めた「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断の目安について」（1964年制定）の適用を除外し、フィルターベントの設置により「セシウム137で100兆ベクレルを下回っていること」を求めているだけであることから、生活圏への放射能の放出を前提とした原発の再稼働はあり得ず、廃炉が必然である。</li> <li>➤ 福島第一原発事故後、立地審査指針を適用しないことになりました</li> </ul> | <p>準、必要な手続き等について定めた実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイドがあります。</p> <p>また、高経年化技術評価については、同様に実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド、実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドがあります。</p> <p><b>【平和利用・使用済燃料】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 使用済燃料については、国内再処理を原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するとの方針を確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul> <p><b>【立地評価】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 放射線リスクの社会的影響に対する評価として、立地審査指針では、大人口が極めて低線量の被ばくを受けることを含んだ集団線量の見地に基づいて評価していましたが、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、半減期の長い放射性物質の総放出量という観点から規制を行うことが合理的であり、環境保全の観点からも適切と言えます。そのため、新規制基準においては、原子力発電所の近隣に住む住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質の放出を制限するため、想定される放出量が多く、半減期が約30年と長いCs-137の放出量を元に評価することとしており、放射性物質の異常な水準の放出を防止するという観点から重大事故等対策の有効性を確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>たが、立地審査指針にかわる新しい指針は作られていません。住民の被ばく限度がなくなっています。</p> <p>➤ 福島事故において過酷事故を起こした結果、「立地審査指針」を守れないことが明らかになった。そのことは、原発立地の大原則を守り得ないことを示している。</p> <p>➤ 新規制基準は、生活圏への放射能の放出を前提としていることからすると、住民の避難が安全かつ確実にできることも適合の要件にすべきである。</p> <p><b>【トラブル】</b></p> <p>➤ 女川原発2号機は、大地震時、外部電源5系統のうち、4系統を失い、原子炉建屋に海水が流れ込むなど重大事故と紙一重でした。火災も発生している。</p> | <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>なお、原子力防災については、原子力災害対策特別措置法に基づき、対策が講じられます。</p> <p><b>【トラブル】</b></p> <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所において、自然現象に対する備えが不十分だったという反省も踏まえ、新規制基準では、発電所の安全機能に影響を及ぼすような自然条件や社会条件についてより厳しく想定することを要求しています。</p> <p>また、新規制基準では、設置許可基準規則第33条において、外部電源系の強化のため、発電所構内における電気系統の信頼性向上、電線路の独立性・物理的分離、複数号炉を設置する場合における電力供給確保を要求しています。さらには、外部電源喪失時においても発電所内で必要となる電力を供給できるよう、ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を要求しています。</p> <p>なお、東北地方太平洋沖地震において、女川原子力発電所は、地震による影響により外部電源の5回線のうち4回線が停止しましたが、残りの1回線及び非常用ディーゼル発電機により電源は確保され、通常運転中であった1号炉及び3号炉については、原子炉は冷温停止に移行し、起動中であった2号炉については、未臨</p> |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 先の震災時には、外部電源 5 系統のうち 4 系統が失われ、原子炉建屋に海水が流れこみ甚大な被害を受け深刻な事態となった。</li> <li>➤ 女川原発は 3. 1 1 の地震でも大丈夫だったと言っているが実際電源喪失はおきていたし、たった一つ電源がつながっていたおかげで何とか福島舞の二の舞を踏まずに済んだだけ、かなり危険な状態になっていたことは確かです、その時の検分をしっかりとったうえで審査すべきなのではないか。</li> <li>➤ 3. 11 の地震時、女川ではこれらの対応のうちどこまでを実際に行ったのか、どこがうまくいかずに、どこがうまくいったかをオープンして欲しい。明らかにすることで事業者がどれだけ自信を持って再稼働しようとしているのかが、判明します。</li> <li>➤ 東北電力は事故損傷（1 号機を含め）詳細をかくしているのではないか。いわゆる合格は納得できない。</li> </ul> | <p>界であったため適切に停止操作を行ったとの報告がなされています。</p> <p>上記の原子炉停止の後、1 号炉においては、火災の影響により外部電源からの受電が停止したものの、非常用ディーゼル発電機により電源の確保がなされたこと、2 号炉においては、地震に伴う津波の影響により原子炉建屋内等に浸水し一部の系統が機能喪失したものの、原子炉の冷却機能及び使用済燃料プールの冷却機能に影響がなかったことが報告されており、現地の原子力保安検査官が「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能に異常がないことを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 10 ページの、「設計基準対象施設」だが、今回の対象のプラントは、東日本大震災で被災した女川原発が対象ということを考えれば、2号機だけではなく、1号機や3号機の被災状況を精査・分析することが必要ではないか？</li> <li>➤ 2011年3月13日2時頃、宮城県の中で女川だけが桁違い高い(福島中通りよりも高い)毎時21マイクロシーベルトという線量になった。福島由来の放射能が原因なら、女川原発敷地境界の各所の計器は、ほぼ同じ値を示すはずであるが、極端にバラツキがあった。ということは、女川原発自身が放射能を漏らしたと疑うのが科学的に当たり前である。なのに、これの検証が、全然なされていない。今年になって何故か突然廃炉が決まった炉が、2011年3月13日2時頃に放射能漏洩をおこしたのではないか。というのも、その炉の近く(風下)の計器だけが、著しい高線量になったからである。</li> <li>➤ タービン動翼の損傷について女川原発では東日本大震災時にタービン動翼に損傷が生じた。動翼が破損配管への損傷が生じれば一次系の外部流出もありうる。実際浜岡原発では腐食によるものとされているが炉心への海水流入が生じている。この審査書にはこの点が評価されておらず不十分である</li> <li>➤ 女川原発のトラブルで、私が一番印象深いのは美浜原発の配管破断事故後に、女川原発の配管を調べた結果、異物が入っていたり、配管の減肉が激しかったり、啞然とする事態が続々出てきました。もし、美浜原発事故がなかったら、配管や原子炉に異物が入</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 御指摘のモニタリングポスト指示値上昇について、平成23年3月13日に東北電力より敷地境界放射線量上昇のため原子力災害対策特別措置法第10条に基づく通報がなされております。この通報については、平成23年に、福島第一原子力発電所第1号機で発生した爆発や福島第一原子力発電所と女川原子力発電所との位置関係や気象条件によるものと考えられるとしています。なお、女川原子力発電所から、外部への放射性物質の漏えいに関する報告は受けておらず、現地の原子力保安検査官も「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能に異常がないことを確認しています。</li> <li>➤ 平成23年に女川2号炉及び3号炉で確認された蒸気タービン動翼の損傷について、東北電力の公表資料によれば、取替又は表面研磨等の手入れを行った後、当該蒸気タービンの健全性を確認していることが示されています。こうした東北電力の保安活動は、原子力規制検査を通じて監視していきます。</li> <li>➤ 平成16年第2回定期検査において確認された異物については、東北電力の公表資料によれば、異物が確認された機器を含め、原子炉圧力容器内部および給水・復水系等の主要機器について幅広く点検調査をし、機器の健全性を確認するとともに、機器の購入</li> </ul> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>ったまま運転していたのかと思うと皆筋が寒くなりました。そして配管に穴が開きました。私たちがその現象を調査し、配管の減肉の原因を突き詰めて、このような配管の管理ではまた配管の減肉が予想され、絶対に穴が開くと対策を求めたにもかかわらず、東北電力は放置したのです。そして私たちの指摘した通り、再び穴が開く事態になりました。東北電力の企業体質、住民のまじめな指摘にこたえられない体質だと痛感しました。</p> <p>➤ そもそも2号炉は震災前に配管の不備が発覚した原発で地震動による内部配管のダメージの有無が検証されていない。津波対策だけでは不十分である。</p> <p>➤ 3・11からもう9年になろうとしています。女川原発2号機の全ての配管の減肉など調査しているのですか。異物の存在も調査しているのでしょうか。2号機では11回の定期検査を行っていますが、定期検査の業務内容はどのようなものですか。9年間で原子炉全体、すべてを点検したと思うのですが、不具合はなかったのでしょうか。運転をしてから取り返しのつかない事態になるのではないかと不安です。</p> <p>➤ 2002年8月、東京電力でシュラウドや再循環配管にひび割れが発生し、シュウドの交換など、国に報告せず行っていたとの「事故隠し」が発覚しました。そして女川原発でも同様のひび割れがなかったか調査が行われ、シュラウドの全周にひび割れがあるこ</p> | <p>時や作業時における異物混入防止対策の改善を図ったことが示されています。また、平成16年に確認された配管の減肉事象については、再発防止対策実施計画の策定、保守管理（配管肉厚管理、配管の交換等）の実施等、女川原子力発電所原子炉施設保安規定に基づき適切に不適合管理がなされていることを保安検査等において確認しています。</p> <p>異物混入については、他の原子力発電所においても過去に発生しており、各事業者により異物混入防止対策が見直されているところですが、原子力規制検査等を通じて、必要に応じこうした事業者の対応については確認していきます。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上<br/>なお、原子力規制委員会は、事業者が各機器の検査、点検を定められた点検計画に基づき適切に実施しているかどうか、施設定期検査等により確認しています。</p> <p>➤ 発電用原子炉施設における欠陥については、事業者に対し、定期事業者検査を行い、ひびの発生の有無、ひび割れがある場合は、定期的にひび割れの進行状況を確認すること、ひび割れの進展を予測して安全性への影響（設備の健全性）を評価することを義務</p> |

| 御意見の概要   | 考え方   |
|--|---|
| <p>と、再循環配管でも、以前の定検でひびの兆候を確認していたが報告していなかったことなどが続々発覚しました。「応力腐食割れは解決済み」どころか現在進行形の重大な問題でした。再循環配管や圧力容器の配管のノズルを含め溶接部分を徹底的に調査し、根本的な対策を立てるべきです。そうしなければ、重大な冷却材喪失事故がいつ起きても不思議ではありません。</p> <p>➤ 2002年の秋、女川原発2号機のシュラウドは全周にひびが入っていることが発見され、それらひびは貫通する可能性もあると東北電力も認めています。東北電力はタイロット工法という工事を行い、4本の棒でひびの入ったシュラウドを支え、これまで運転をしてきました。そして安全・保安院も「妥当」と認めてきました。しかし、タイロット工法での対応は女川原発2号機以外国内では見当たらず、他の原発ではひびが入ったシュラウドは新しいものと交換してきたのではないのでしょうか。このひび割れのシュラウドを交換もせず、女川原発2号機を規制基準の下でも、動かしていいのでしょうか。取り換えさせるべきではありませんか。机の上だけの審査でなく、女川原発のトラブルと対応を調べその「妥当性」を検証すべきです。</p> <p><b>【原子力防災】</b></p> <p>➤ 何故、住民の「避難計画」を審査の対象としないのか。避難計画の責任は自治体に押し付けられ、およそ実効性のない机上のプランとなっている。</p> | <p>づけています。原子力規制委員会は、これらの設備の健全性評価の結果を確認します。溶接部については、事業者が規格基準に従い点検範囲及び点検時期を定めて検査を実施しています。原子力規制委員会は、事業者が定められた点検計画に基づき適切に点検しているかどうか、原子力規制検査で確認します。</p> <p>➤ 女川2号炉の炉心シュラウドについては、旧原子力安全・保安院により、第6回定期検査（平成15年5月22日～平成15年12月25日）において、応力腐食割れによるひびが確認されています。当該事象に対しては、東北電力から工事計画が届け出られており、炉心シュラウドとシュラウドサポートの間に炉心シュラウド支持ロッドを取り付けることにより、炉心シュラウドが十分な強度を持つことが確認されています。また、当該工事計画に基づき工事が行われていることが、使用前検査において確認されています。なお、同様の補修工事については、女川原子力発電所2号炉と同様に、他プラントにおいても実施されています。</p> <p><b>【原子力防災】</b></p> <p>➤ 原子力防災については、原子力災害対策特別措置法に基づき、対策が講じられます。</p> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本の規制委員会は「避難計画」を審査しないのですか？本当に住民の安全を確保することを再稼働の前提条件とするなら、アメリカのように、周辺住民の避難計画を審査対象とすべきです。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委員会は、「原子力災害対策指針」を策定していながら、審査では指針に基づいて策定された自治体の避難計画の実効性をまったく検討していない。その理由を規制委員会は、災害対策基本法が、原子力災害時の避難に関しては、地方自治体を中心にした地域防災会議に権限を委ねているからだと説明している。しかし、IAEA（国際原子力機関）で採用されている「深層防護」の考え方によれば、その第5層において、原子力規制機関による緊急時計画等の整備が必要だとされている。短時間で広がる放射能への迅速な対応や、他都道府県にまたがる広域的な避難行動は国が全面的に統括すべきであり、重大事故時に住民の深刻な被曝を回避することができない場合に、規制委員会は稼働を認めない措置をとるべきである。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ もし事故が発生した際の避難方法は十分なのか（道路渋滞、車両の確保、避難場所の確保）</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 万が一の時の避難経路や避難方法が明確ではない。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故に備えて福島原発を教訓に事前に周辺住民全員の甲状腺ガン有無を実施すべきである。又、測定地点を決めてセシウム濃度の事前調査を実施して公表すべきである。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 各地域から提出された避難計画の検証を実施して避難計画の妥</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要   | 考え方         |
|--|-------------|
| <p>当性を調査して下さい。</p>   |             |
| <p>➤ 国は女川原発が稼働した際にどのような重大事故が発生するかを、いくつかのレベルに分類して示し、それぞれのケースについて避難計画の指針を発表すべきである。</p>             | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 危険なものだから避難計画が必要。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 事故が起きたときの避難計画がきちんと作られていないし、訓練もなされていません。</p>   | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 事故が起きた時の自力避難手段がない。</p>  | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ オフサイトセンターが、旧女川高校敷地にあるが、不適切である。過酷事故の際に近すぎて機能が果たせない。なぜ、福島原発の教訓を無視するのか。</p>                    | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 隣接市町のみが関係自治体のように扱われているが、原子力規制委員会においては、全ての自治体が避難時のマニュアルを作成定着させる方向での働きかけを優先して欲しい。</p>         | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 原子炉の事故のために近隣住民の避難が必要な場合に、住民が被ばくしない安全な避難方法が確保されていません。</p>                                    | <p>➤ 同上</p> |
| <p>➤ 「事故が起きたら地元自治体、地域で対策を考えて、好きに逃げなさい」では、あまりにも無責任である。国家が責任を持たずコミットもしないというのであれば、原子力発電所を保有する各企</p> | <p>➤ 同上</p> |



| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <p>業は、現在のように立地自治体とその自治体が所属する都道府県との間で協定を結ぶのではなく、住民の安全に直接的に責任を持つ各基礎自治体との間で改めて運転に関する協定を結び直す必要があると考えるか、どうか。そのように制度改正を行わないのであれば国家の責任放棄であろう。</p> |  |
| <p>➤ 事故時に避難計画が必要なものは、再稼動することは許されないと考えます。</p>   | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 事故発生時の風向が南東方向からでも避難指定地の栗原市に避難するよう指示するのですか。私は、より線量の低い値へ避難したい。私は家族を守りたい。</p>  | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 万が一事故の事も予想し避難するための道路の整備を早急に行ってほしい。</p>  | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 訓練は全住民で行うべきである。</p>   | <p>➤ 同上</p>  |
| <p><b>【その他関連する御意見】</b></p>   | <p><b>【その他関連する御意見】</b></p>   |
| <p>➤ 今回の審査では議題になっていないようであるが、2号機と同じ構造になっている3号機についても何ら触れられていないのは疑問である。</p>   | <p>➤ 今回の意見募集は東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2号炉発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（案）に対する科学的・技術的意見が対象です。</p> |
| <p>➤ 放射性廃棄物の適正な処分方法等が確立されていない。</p>   | <p>➤ 同上</p>  |
| <p>➤ 女川原発が重大事故を起こさずに運転を終了したとしても、処理する方法がない「核のゴミ」を増やすだけである。</p>  | <p>➤ 同上</p>  |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力発電によって発生する使用済み核燃料の最終処理についても、課題が解決していません。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 広大な土地を持つアメリカやロシアは原発事故の地を放棄しません。日本に原発事故が起きれば、移住する場所はありません。</li> </ul>                                 | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発を動かすことにより温排水で海水の温度を上げることは地球温暖化にもつながると思います。原発に寄らない安全な発電技術を推進してください。</li> </ul>                      | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本は地震が多いので、原発に代わる自然エネルギー開発に切り替えていくべきです。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島でクローズアップされているのが、甲状腺がん、白血病の急激な患者増加です。実際の医療データを開示し、宮城県民に賛否を問うべきです。</li> </ul>                        | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 水素爆発もあるような恐ろしい原発はなくとも電気はつくれます。福島の二の舞を女川原発ではゴメンです。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 特に被災時での汚染水の海上及び大気への放出によるセシウム、トリチウム等による人命・環境破壊は、その後核廃棄物処理場となり、隣接する自治体・地域・全体を不毛の地になってしまいます。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要   | 考え方  |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 堅固に作られたはずの防潮堤や鉄筋コンクリート製の建物が何百何千と崩壊したではありませんか？人間が安全と思っても全く外れたではありませんか？</li> </ul>              | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロ対策や住民の避難、汚染の対策など問題は山積。そのうえ原発業界は隠蔽、技術不足、データ改竄など住民の生命を守ることが第一に考えていません。</li> </ul>             | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 災害や事故等で放射能がまき散らされることが恐怖です。</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島原発事故による被害状況は広範に深刻に存在しております。事故の責任を東電も政府も誰ひとり取っておりません。</li> </ul>                             | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「廃炉」に莫大な金と時間がかかる。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 立地自治体への補助金・交付金漬けの弊害である。</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ なぜ「女川町」と「石巻市」それに県のみでよしとするのか。少なくとも、県内すべての自治体の判断を必ず求めるべきです。</li> </ul>                          | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原発再稼働の是非を問う県民投票条例制定を求めた署名は、11万人にのぼりました。同条例案は県議会で自民・公明が否決しましたが、住民の声を真剣に受けとめるべきです。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 女川原発の再稼働は急ぐべきでなく、広範な県民の意見を「住民投票」など含めて行ってから、その結果により判断すべきと考えます。</li> </ul>                      | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |

| 御意見の概要  | 考え方  |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 委員等の指示により宮城県の課長が女川原発2号炉に査察を行った際、テレビ放送で東北電力女川の仮線量計が0.000を示していたことにひとつもふれていない。</li> </ul>                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 茨城は地震が多く30年間で90%の確率で地震が起こる。危ない防潮堤23mを立ててもそれ以上の津波がきたら防げない。首都圏に近く、原発付近の住人が多い茨城県96万人を避難させるのは難しい。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2011年3月、女川原発のオフサイトセンターの被害写真を初めて見たときの衝撃をいまだに忘れることができません。</li> </ul>                                       | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul> |

**東北電力株式会社女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について（案）**

番 号  
年 月 日  
原子力規制委員会

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

1. 法第43条の3の6第1項第1号

本件申請については、

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

から、発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認

められる。

2. 法第43条の3の6第1項第2号（経理的基礎に係る部分に限る。）

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

申請者における工事に要する資金の額、総工事資金の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、工事に要する資金の調達は可能と判断した。このことから、申請者には本件申請に係る発電用原子炉施設を設置変更するために必要な経理的基礎があると認められる。

3. 法第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係る部分に限る。）

添付のとおり、申請者には、本件申請に係る発電用原子炉施設を設置変更するために必要な技術的能力があると認められる。

4. 法第43条の3の6第1項第3号

添付のとおり、申請者には、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があると認められる。

5. 法第43条の3の6第1項第4号

添付のとおり、本件申請に係る発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであると認められる。

# (修正案)

【添付】

東 北 電 力 株 式 会 社  
女 川 原 子 力 発 電 所 の  
発 電 用 原 子 炉 設 置 変 更 許 可 申 請 書  
( 2 号 発 電 用 原 子 炉 施 設 の 変 更 )  
に 関 す る 審 査 書

(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)

年 月 日

原子力規制委員会





## 目次

|           |   |     |
|-----------|---|-----|
| I         | はじめに                                    | 1   |
| II        | 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力                  | 4   |
| III       | 設計基準対象施設                                | 10  |
| III-1     | 地震による損傷の防止（第4条関係）                       | 10  |
| III-1.1   | 基準地震動                                   | 11  |
| III-1.2   | 耐震設計方針                                  | 30  |
| III-2     | 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）                      | 42  |
| III-3     | 津波による損傷の防止（第5条関係）                       | 48  |
| III-3.1   | 基準津波                                    | 49  |
| III-3.2   | 耐津波設計方針                                 | 59  |
| III-4     | 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）                  | 83  |
| III-4.1   | 外部事象の抽出                                 | 83  |
| III-4.2   | 外部事象に対する設計方針                            | 84  |
| III-4.2.1 | 竜巻に対する設計方針                              | 85  |
| III-4.2.2 | 火山の影響に対する設計方針                           | 90  |
| III-4.2.3 | 外部火災に対する設計方針                            | 99  |
| III-4.2.4 | その他自然現象に対する設計方針                         | 108 |
| III-4.2.5 | その他人為事象に対する設計方針                         | 110 |
| III-4.3   | 自然現象の組合せ                                | 111 |
| III-4.4   | 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮 | 112 |
| III-5     | 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）            | 112 |
| III-6     | 火災による損傷の防止（第8条関係）                       | 113 |
| III-7     | 溢水による損傷の防止等（第9条関係）                      | 126 |
| III-8     | 誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）                  | 136 |
| III-9     | 安全避難通路等（第11条関係）                         | 137 |
| III-10    | 安全施設（第12条関係）                            | 138 |
| III-11    | 全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）                   | 141 |
| III-12    | 炉心等（第15条関係）                             | 141 |
| III-13    | 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）                 | 142 |
| III-14    | 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条関係）                   | 144 |
| III-15    | 安全保護回路（第24条関係）                          | 145 |
| III-16    | 放射性廃棄物の処理施設（第27条関係）                     | 145 |
| III-17    | 保安電源設備（第33条関係）                          | 146 |

|            |  |     |
|------------|--|-----|
| IV         | 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力                       | 151 |
| IV-1       | 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）                             | 153 |
| IV-1.1     | 事故の想定  | 154 |
| IV-1.2     | 有効性評価の結果   | 166 |
| IV-1.2.1   | 炉心損傷防止対策   | 166 |
| IV-1.2.1.1 | 高圧・低圧注水機能喪失                                      | 167 |
| IV-1.2.1.2 | 高圧注水・減圧機能喪失                                      | 175 |
| IV-1.2.1.3 | 全交流動力電源喪失  | 181 |
| IV-1.2.1.4 | 崩壊熱除去機能喪失  | 201 |
| IV-1.2.1.5 | 原子炉停止機能喪失  | 212 |
| IV-1.2.1.6 | LOCA時注水機能喪失                                      | 219 |
| IV-1.2.1.7 | 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）                       | 227 |
| IV-1.2.2   | 格納容器破損防止対策                                       | 233 |
| IV-1.2.2.1 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）                     | 235 |
| IV-1.2.2.2 | 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱                              | 247 |
| IV-1.2.2.3 | 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用                            | 253 |
| IV-1.2.2.4 | 水素燃焼   | 258 |
| IV-1.2.2.5 | 溶融炉心・コンクリート相互作用                                  | 263 |
| IV-1.2.3   | 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策                             | 273 |
| IV-1.2.3.1 | 想定事故1  | 273 |
| IV-1.2.3.2 | 想定事故2  | 277 |
| IV-1.2.4   | 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策                               | 280 |
| IV-1.2.4.1 | 崩壊熱除去機能喪失  | 281 |
| IV-1.2.4.2 | 全交流動力電源喪失  | 286 |
| IV-1.2.4.3 | 原子炉冷却材の流出  | 291 |
| IV-1.2.4.4 | 反応度の誤投入  | 295 |
| IV-1.2.5   | 有効性評価に用いた解析コード                                   | 299 |
| IV-2       | 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1.0関係） | 311 |
| IV-3       | 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）          | 319 |
| IV-3.1     | 重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）                             | 319 |
| IV-3.2     | 地震による損傷の防止（第39条関係）                               | 323 |
| IV-3.3     | 津波による損傷の防止（第40条関係）                               | 325 |
| IV-3.4     | 火災による損傷の防止（第41条関係）                               | 326 |

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

|          |   |     |
|----------|---|-----|
| IV-4. 17 | 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係）         | 471 |
| IV-4. 18 | 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18関係）        | 480 |
| IV-4. 19 | 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係） | 489 |
| V        | 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2.1関係）     | 495 |
| VI       | 審査結果  | 501 |
|          | 略語等   | 502 |

## I はじめに

### 1. 本審査書の位置付け

本審査書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第43条の3の8第1項の規定に基づいて、東北電力株式会社(以下「申請者」という。)が原子力規制委員会(以下「規制委員会」という。)に提出した「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)」(平成25年12月27日申請、令和元年9月19日、令和元年11月6日、令和元年11月19日及び令和2年2月7日補正。以下「本申請」という。)の内容が、以下の規定に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の8第2項の規定により準用する同法第43条の3の6第1項第2号の規定(発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。)のうち、技術的能力に係る規定。
- (2) 同項第3号の規定(重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること。)
- (3) 同項第4号の規定(発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。)

なお、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第1号の規定(発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。)及び同項第2号の規定のうち経理的基礎に係る規定に関する審査結果は、別途取りまとめる。

### 2. 判断基準及び審査方針

本審査では、以下の基準等に適合しているかどうかを確認した。

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号の規定のうち、技術的能力に係る規定に関する審査においては、原子力事業者の技術的能力に関する審査指針(平成16年5月27日原子力安全委員会決定。以下「技術的能力指針」という。)
- (2) 同項第3号の規定に関する審査においては、技術的能力指針及び実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(原規技発第1306197号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)。以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。)

- (3) 同項第4号の規定に関する審査においては、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。）、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「設置許可基準規則解釈」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火災防護基準」という。）。

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

- (1) 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第1306190号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火山ガイド」という。）
- (2) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第1306191号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「竜巻ガイド」という。）
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第1306192号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「外部火災ガイド」という。）
- (4) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「溢水ガイド」という。）
- (5) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第1306194号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。
- (6) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「有効性評価ガイド」という。）
- (7) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第1306196号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「SFP評価ガイド」という。）
- (8) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第1306197号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「停止中評価ガイド」という。）
- (9) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（原規技発第1306198号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「被ばく評価ガイド」という。）
- (10) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発

第 1306191 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地質ガイド」という。）

- (1 1) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306192 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地震ガイド」という。）
- (1 2) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「津波ガイド」という。）
- (1 3) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第 1306194 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地盤ガイド」という。）

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

### 3. 本審査書の構成

「Ⅱ 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力」には、技術的能力指針への適合性に関する審査内容を示した。

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

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

「Ⅴ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 関係）」には、重大事故等防止技術的能力基準のうち「2. 1 可搬型設備等による対応」への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅵ 審査結果」には、規制委員会としての結論を示した。

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

本審査書においては、法令の規定等や申請書の内容について、必要に応じ、文

章の要約、言い換え等を行っている。

本審査書で用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

## **Ⅱ 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力**

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

また、同項第3号は、発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることを要求している。

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

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

1. 組織
2. 技術者の確保
3. 経験
4. 品質保証活動体制
5. 技術者に対する教育・訓練
6. 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### **1. 組織**

技術的能力指針は、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守を実施するために、役割分担が明確化された組織を構築すること又は構築する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。



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

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

## 2. 技術者の確保

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

申請者は、以下のとおりとしている。

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

今後とも継続的に確保する方針とする。

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

### 3. 経験

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 本発電所 3 基及び東通原子力発電所 1 基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験に加えて、約 35 年にわたる運転及び保守の経験を有する。
- (2) また、東京電力福島第一原子力発電所事故以前に自主的なアクシデントマネジメント対策として原子炉再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入、原子炉又は原子炉格納容器への代替注水、原子炉自動減圧、耐圧強化ベント及び非常用電源のユニット間融通を可能とするための設備改造を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である電源車、消防ポンプ等の配備を通じた設計及び工事並びに運転及び保守の経験を有する。
- (3) さらに、国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する。

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

### 4. 品質保証活動体制

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

申請者は、以下のとおりとしている。

(1) 社内の体制

- ① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成するための活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品質管理基準規則」という。）に基づいて原子力発電の安全に係る品質保証計画及び原子力品質保証規程を品質マニュアルとして定める。
- ② 本店の各業務を主管する実施部門及び発電所並びに監査部門である本店の原子力考査室においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める。
- ③ 社長は、品質マニュアルに基づく品質方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する。また、実施部門の管理責任者である原子力本部長の下、本店各室部長及び発電所長は、同方針に基づき各実施部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善する。
- ④ 監査部門の管理責任者である原子力考査室長は、実施部門とは独立した立場で監査を実施する。
- ⑤ 社長は、管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行う。
- ⑥ さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、実施部門に共通する活動については本店の原子力安全推進会議において審議し、また、本発電所において実施する活動は本発電所の品質保証会議において審議し、それぞれの審議結果を業務へ反映する。

(2) 設計及び工事並びに運転及び保守の品質保証活動

- ① 設計及び工事は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従い、その重要度に応じて実施する。調達する場合には、供給者に対して要求事項を明確にするとともに、重要度に応じて管理を行い、試験及び検査等により調達する製品等が要求事項を満足していることを確認する。
- ② 運転及び保守は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従って、個々の業務を計画し、実施する。調達する場合には、設計及び工事と同様に管理、確認する。
- ③ 設計及び工事並びに運転及び保守において不適合が発生した場合、各

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

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

## 5. 技術者に対する教育・訓練

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 新たに配属された技術者に対しては、原子力発電の基礎知識の習得を図るため、基礎教育及び訓練を実施する。
- (2) 設計及び工事並びに運転及び保守に従事する技術者に対しては、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、本発電所の訓練施設に加え、株式会社BWR運転訓練センター等の国内の原子力関係機関において能力に応じた机上教育及び実技訓練を実施する。
- (3) 教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する。
- (4) 自然災害及び重大事故等に対応する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じて必要な教育及び訓練を実施する。

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

## 6. 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者の免状を有し、実務経験を有する者から、原子炉ごとに選任する。
- (2) 発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うこととし、発電用原子炉施設の運転に関して必要な指示ができるよう、職務の独立性を確保するために社長が選任し配置する。
- (3) 発電用原子炉主任技術者の代行者は、発電用原子炉主任技術者の要件を有する特別管理職の職位の者から選任する。
- (4) 運転責任者は、規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、当直の責任者である発電課長の職位として配置する。

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

### Ⅲ 設計基準対象施設

本章においては、設計基準対象施設を含む発電用原子炉施設に関して変更申請がなされた内容について審査した結果を、設置許可基準規則の条項ごとに示した。

#### Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

##### Ⅲ－１．１ 基準地震動

- １． 地下構造モデル
- ２． 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動
- ３． 震源を特定せず策定する地震動
- ４． 基準地震動の策定

##### Ⅲ－１．２ 耐震設計方針

- １． 耐震重要度分類の方針
- ２． 弾性設計用地震動の設定方針
- ３． 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針
- ４． 荷重の組合せと許容限界の設定方針
- ５． 波及的影響に係る設計方針
- ６． 炉心内の燃料被覆材の設計方針

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

なお、規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面については、本申請の内容を確認した結果、斜面法尻から対象施設までの離間距離が十分にあることから耐震重要施設の安全機能に影響を与える斜面は存在しないことを確認し、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### Ⅲ-1.1 基準地震動

設置許可基準規則解釈別記2（以下「解釈別記2」という。）は、基準地震動について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

#### 1. 地下構造モデル

##### (1) 解放基盤表面の設定

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

申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。

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

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

（※<sup>1</sup>）東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）-0.74m相当。

## (2) 敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価

解釈別記2は、地震動評価においては、適用する評価手法に必要となる特性データに留意の上、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性に係る以下の項目を考慮することを要求している。

- ① 敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順との組合せで実施すること。
- ② 敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。

申請者は、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価について、敷地及び敷地周辺における地質調査、地震観測記録の分析等に基づき以下のとおりとしている。

- ① 敷地及び敷地近傍において、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、ボーリング調査、試掘坑調査、トレンチ調査、弾性波探査等を実施した。調査の結果、敷地には、砂岩、頁岩及び砂岩頁岩互層の中生界ジュラ系堆積岩類が広く分布し、部分的にこれらを一貫する白亜系ひん岩脈が分布する。また、一部海岸付近及び低地周辺には、第四紀層が分布する。敷地のジュラ系は、おしか 牡鹿層群月の浦累層及び荻の浜累層おぎのはまに区分される。
- ② 敷地内で得られた地震観測記録を、地震波の到来方向ごとに応答スペクトル比を比較した結果、到来方向による大きな違いは見られず、ばらつきも小さいことを確認した。また、敷地内のP S 検層から、敷地地盤の速度構造は概ね水平な成層構造をなすことを確認した。以上のことから、一次元の速度構造でモデル化できることを確認した。
- ③ 統計的グリーン関数法に用いる地下構造モデルとして、解放基盤表面を含む層からO.P. -128.4m以浅（以下「浅部」という。）をモデル化した（以下「浅部地下構造モデル」という。）。速度構造は自由地盤観測点の地質柱状図及びP S 検層より初期値を与え、敷地における中小地震の地震観測記録を用いて最適化して設定した。また、減衰定数については2003年5月26日及び2005年8月16日宮城県沖の地震による強震動シミュレーションに基づき、3%と設定した。さらに、当該モデルについては、2011年3月11日東北地方太平洋沖地震及び2011年4月7日宮城県沖の地震を対象に



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

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

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

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

## 2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層

モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することを要求している。

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

### (1) 震源として考慮する活断層

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

申請者は、調査内容、調査結果及びその評価について、以下のとおりとしている。

- ① 敷地周辺及び敷地近傍の地質及び地質構造を把握するため、陸域については、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、反射法地震探査、ボーリング調査等を実施した。海域については、文献調査、音波探査、ボーリング調査、海底地形面調査、既往音波探査記録の再解析等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。
- ② 敷地周辺及び敷地近傍では、産業技術総合研究所が発行している地質図、地質調査所編(1992)、地震調査研究推進本部(2006)、今泉ほか編(2018)等の文献調査を含む調査結果に基づき、震源として考慮する活断層として次の断層を抽出し、活断層の位置、形状等を評価した。
  - a. 敷地から30km以遠
    - (陸域) ながまち長町一りふ利府線断層帯、きたかみてい北上低地西いちせいえん縁断層帯、やまがたぼんち山形盆地断層帯、ふくしまぼんちせいえん福島盆地西ふたば縁断層帯、よこてぼんちとうえん双葉断層、横手盆地東縁断層帯、1962年宮城県北部地震震源断層
    - (海域) III断層、IV断層、V断層
  - b. 敷地から30km圏内の境界を横断する断層
    - (陸域) かごぼうやま加護坊山一のだけやま籠岳山断層
    - (海域) F-2断層・F-4断層、F-6断層～F-9断層(4つの断層から構成)、F-12断層～F-14断層(3つの断層から構成)、F-15断層・F-16断層

- c. 敷地から 30km 圏内  
 (陸域) 旭山<sup>あさひやま</sup>撓曲・須江<sup>すえ</sup>断層、2003 年宮城県中部の地震南部セグメント断層  
 (海域) F-5 断層、f-13 断層、f-14 断層、f-15 断層、  
 網地島<sup>あじしま</sup>南西沖で 1 測線のみで認められる断層
- d. また、敷地近傍においては、震源として考慮する活断層に該当する断層等（断層及びリニアメント）は認められない。
- ③ 震源として考慮する活断層のうち、北上低地帯から仙台湾海域にかけて分布する断層については、連動しやすい断層群について検討を行った。断層面の傾斜方向が互いに反対方向で断層面が離れていくような配置の断層については連動しにくいこと、一方で、ほぼ同一線上の位置関係又は弧状に配列し断層面が互いに接するような方向・配置の位置関係にある場合は連動しやすいことから、北上低地帯～宮城県北部の断層群、石巻平野周辺の断層群及び仙台湾の断層群の 3 断層群について、各々連動を考慮する（※<sup>2</sup>）こととした。
- このうち、仙台湾の断層群については、断層群の連続性を考慮して、重力異常及び音波探査結果を踏まえ、仙台湾北部に南傾斜の仮想震源断層を設定した。
- ④ 敷地においては、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、ボーリング調査等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。敷地には新しい時代の活動を示唆するリニアメント等は判読されず、敷地に認められる断層は、震源として考慮する活断層には該当しないと評価した。

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

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

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

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

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

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

## （２）検討用地震の選定

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

申請者は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

### ① 内陸地殻内地震

内陸地殻内地震については、被害地震、震源として考慮する活断層による地震及び連動を考慮する断層群による地震のそれぞれについて、敷地に影響を及ぼす地震を抽出した。被害地震については、敷地周辺で震度5弱（1996年以前は震度V）程度と推定される1900年宮城県北部の地震及び同地震よりも地震規模が小さいものの敷地に最も近い2003年宮城県中部の地震を抽出した。また、震源として考慮する活断層による地震及び連動を考慮する断層群による地震については、地震規模と等価震源距離の関係から、敷地に影響を及ぼす地震をそれぞれで抽出した。このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Noda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、敷地への影響が大きいF－6断層～F－9断層による地震及びF－12断層～F－14断層と仙台湾北部の南傾斜の仮想地震断層の連動を考慮した断層（以下「仙台湾の断層群」という。）による地震を検討用地震として選定した。

## ② プレート間地震

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

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震のうち、2011年東北地方太平洋沖地震は、敷地を含む広い領域で震度6弱となっており、他の被害地震と比較して敷地への影響が大きく、マグニチュード（以下「M」という。）と震央距離との関係（ $M - \Delta R$ ）による検討からも、敷地への影響が最も大きい。また、地震調査研究推進本部（2012）においても、プレート間地震として、複数の領域を震源域とする東北地方太平洋沖型の地震を想定している。なお、地震調査研究推進本部（2019）においては同想定地震を超巨大地震（東北地方太平洋沖型）としている。以上のことから、2011年東北地方太平洋沖地震を代表とする三陸沖中部から茨城県沖で発生するモーメントマグニチュード（以下「 $M_w$ 」という。）9.0の地震（以下「2011年東北地方太平洋沖型地震」という。）を検討用地震として選定した。

## ③ 海洋プレート内地震

海洋プレート内地震については、発生機構等の違いを踏まえ、地震タイプ別に海洋プレート内地震の検討対象地震を想定し、予め不確かさを考慮した敷地への影響検討を行ったうえで、最も影響の大きい地震タイプを検討用地震として選定することとした。

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

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

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

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

規制委員会は、審査の過程において、検討用地震の選定過程について、その

詳細を提示するよう求めた。

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

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

### (3) 地震動評価

解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定することを要求している。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、複数の活断層の連動を考慮することを要求している。また、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことを要求している。さらに、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求している。

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

#### ① F-6断層～F-9断層による地震

- a. 基本ケースは、地質調査結果及び地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(2017) (「レシピ」)」(以下「レシピ」という。)に基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、金華山付近で限定的ではあるが、地震が深さ 20 km 付近で発生していることから、当該地域の微小地震分布等を踏まえ、断層上端深さを 3km、断層下端深さを 22km と設定した。また、調査結果に基づき、断層長さを 23.7km とし、傾斜角を西傾斜 60°、逆断層と設定した。アスペリティは、構成する 4 断層のうち 3 断層が比較的密に分布する位置に大きなアスペリティを、敷地に近い F-6 断層の位置に小さなアスペリティを、断層上端にそれぞれ配置した。破壊開始点は断層の破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。
- c. 基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本ケースの 1.5 倍としたケース、断層傾斜角の不確かさとしての断層傾斜角を 45° としたケース及びアスペリティ位置の不確かさとしてのアスペリティを敷地寄り断層上端の一つに集約したケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002) の方法を用いた。地震動評価に当たって使用する  $M$  は、当該断層の断層幅の観点から、断層長さから求める松田 (1975) ではなく、 $M$  が大きく推定されるよう、断層長さ及び断層幅から武村 (1990) により求めた。なお、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用しない。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、短周期側に統計的グリーン関数法を、長周期側に理論的手法 (久田 (1997) による波数積分法) を用いたハイブリッド合成法により評価した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅 (2001) により断層面積から設定し、平均応力降下量は円形クラックの式により、アスペリティの面積は短周期レベルの式を介し、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティの断層全体面積に対する面積比 (以下「アスペリティ面積比」という。) から設定した。

## ② 仙台湾の断層群による地震

- a. 基本ケースは、地質調査結果及びレシピに基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、敷地周辺の微小地震分布等を踏まえ、断層上端深さを 3km、断層下端深さを 15km と設定した。また、断層長さを仙台湾北部の南傾斜の仮想震源断層と F-12 断層～F-14 断層とを合わせた 2 つのセグメントからなる 43.1km とし、傾斜角をレシピに基づき西傾斜 60°、逆断層と設定した。アスペリティは 2 つのセグメントそれぞれに敷地に近い位置の断層上端に集中して配置した。破壊開始点は断層の破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。
- c. 基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本ケースの 1.5 倍としたケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002) の方法を用いた。地震動評価に当たって使用する M は、断層長さから松田 (1975) により求めた。なお、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用しない。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、活断層の連動による規模の大きな地震であることを踏まえ、表面波の卓越が反映できるように、経験的グリーン関数法により評価した。これに用いる要素地震については、仙台湾の断層群より北方で発生した地震ではあるが、地震発生様式、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を適切に反映していることを確認した上で、宮城県中部で発生した地震 (2003 年 7 月 26 日、M5.5) の敷地での観測記録を採用した。なお、同記録を分析し、表面波の卓越も確認した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅 (2001) により断層面積から設定し、平均応力降下量は円形クラックの式により、アスペリティの面積は短周期レベルの式を介し、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティ面積比から設定した。

### ③ 2011 年東北地方太平洋沖型地震

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



デル及び震源特性パラメータを設定した。地震規模は、前述の通り、2011年東北地方太平洋沖地震を踏まえ、 $M_w 9.0$ とした。断層面は、前述の通り、三陸沖中部から茨城県沖にかけて太平洋プレートの形状を考慮して設定した。断層面積は地震規模から佐藤（1989）により設定し、断層長さを500 km、断層幅を200 kmとした。

- b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、強震動生成域（以下「SMGA」という。）の位置及び数は、過去に発生したM7～8の地震の震源域を考慮して、地震調査研究推進本部（2012）の領域区分に対応するよう5領域にM8クラスの大きさで1個ずつ設定した。諸井ほか（2013）による検討を参考に宮城県沖の地域性を考慮して、全てのSMGAの応力降下量は1978年宮城県沖地震の地震動レベルを踏まえ、諸井ほか（2013）による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量24.6MPaの1.4倍となる34.5MPaを設定した。諸井ほか（2013）に従い、SMGAの断層全体面積に対する面積比（以下「SMGA面積比」という。）は0.125とした。破壊開始点については、影響検討により最も敷地に影響が大きい傾向にあることを確認した破壊が敷地に向かう位置となる2011年東北地方太平洋沖地震の本震の破壊開始点とした。
- c. 基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、宮城県沖の陸寄りのSMGAの応力降下量（短周期レベル）を基本ケースの1.14倍（諸井ほか（2013）による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量24.6MPaの1.6倍相当）である39.4MPaとしたケースについても設定した。この不確かさケースにおいては、提案されている2011年東北地方太平洋沖地震の震源モデルの中で、宮城県沖のSMGAの面積を最大のまま据え置き、応力降下量が最大である佐藤（2012）と同等となるように割り増した。
- さらに、宮城県沖の陸寄りのSMGAについて、その応力降下量（短周期レベル）を基本ケースの1.14倍（諸井ほか（2013）による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量24.6MPaの1.6倍相当）である39.4MPaとし、かつ、その位置を敷地に対して最も近い位置に設定した、不確かさを重畳して考慮したケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、M9クラスの地震に関しては地震規模と距離減衰式の適用について課題とされていること、さらに、敷地では2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録が得られているこ

とから、敷地での地震観測記録より求めた解放基盤波を包絡した応答スペクトルを用いた。

- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、統計的グリーン関数法による評価と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、統計的グリーン関数法により評価した。地震調査研究推進本部（2005）による宮城県沖地震に関する検討を踏まえ、放射特性係数は一定値を採用したことから、水平方向は概ね北西—南東方向のみの1方向のみでの評価とした。震源特性パラメータについては、地震モーメントは地震規模から Kanamori (1977) による  $M_w$  の定義式により設定した。次に地震モーメント及び断層面積から円形クラックの式より平均応力降下量を設定し、諸井ほか(2013)による SMGA 面積比 0.125 を用いて算出される応力降下量を 1.4 倍した値を各 SMGA の応力降下量とした。

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

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

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

#### ④ 2011年4月7日宮城県沖型地震

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

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

- b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、断層傾斜角やずれは、原田・釜江 (2011) による知見を踏まえ  $37^\circ$  の逆断層として設定した。SMGA の位置及び数は、南側には原田・釜江 (2011) による知見を踏まえ断層下端及び断層上端に 1 つずつ、さらに北側には断層上端に 1 つの計 3 個を設定した。破壊開始点は、敷地に影響が大きい傾向となるように破壊の伝播が敷地に向かう位置に複数設定した。また、短周期レベルは 2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震における短周期レベルを考慮して、レシピによる短周期レベルの 1.5 倍とした。さらに、SMGA 面積比 0.4 として、SMGA の応力降下量は 119.6MPa とした。
- c. 基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、断層位置の不確かさを考慮し敷地に近づくように断層位置を海洋地殻から海洋性マントルにかけて設定し SMGA を海洋地殻内に配置したケース (以下「SMGA 海洋地殻内ケース」という。) を設定した。なお、SMGA 海洋地殻内ケースでは海洋地殻と海洋性マントルの物性の違いを踏まえ、SMGA の応力降下量を 93.1MPa とした。

また、地震動評価に影響の大きい SMGA 位置等の不確かさを考慮したケースとして、SMGA の位置を全て海洋性マントル内の断層上端にしたケース及び海洋性マントル内で SMGA を断層上端で 2 つに集約したケースについても設定した (以下、基本ケース及び SMGA 海洋地殻内ケースを除いた不確かさケースを合わせて「SMGA 海洋性マントル内ケース」という)。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002) の方法を用いた。また、敷地での観測記録を基にした補正係数を適用した。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、SMGA 海洋性マントル内ケースについては統計的グリーン関数法による評価と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、統計的グリーン関数

法により評価した。地震調査研究推進本部（2005）による宮城県沖地震に関する検討を踏まえ、放射特性係数は一定値を採用したことから、水平方向は概ね北西—南東方向のみの1方向のみでの評価とした。また、SMGA 海洋地殻内ケースについては、海洋地殻の地震動特性が反映できるように経験的グリーン関数法により評価した。これに用いる要素地震については、地震発生様式、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を適切に反映していることを確認した上で、宮城県沖で発生した地震（2012年3月30日、M4.6）の敷地での観測記録を採用した。震源特性パラメータについては、地震モーメントは Kanamori (1977) による  $M_w$  の定義式 から設定し、次に地震モーメントと断層面積より求めた平均応力降下量と SMGA 面積比から SMGA の応力降下量を設定した。

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

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

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

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

- ① 内陸地殻内地震である F-6 断層～F-9 断層による地震及び仙台湾の断層群による地震の地震動評価においては、
  - ・文献調査、地質調査等を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地での地震動が大きくなるよう予め敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本ケースを設定して適切に評価を実施していること
  - ・短周期の地震動レベルを基本ケースの 1.5 倍としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること
- ② プレート間地震である 2011 年東北地方太平洋沖型地震の地震動評価に

おいては、

- ・過去の地震発生状況及び敷地での既往観測記録を十分に検討するとともに、レシピの適用性及び統計的グリーン関数法による評価と観測記録との整合性が確認されている諸井ほか（2013）を参考に震源モデル及び震源特性パラメータを設定していること
- ・応答スペクトルに基づく地震動評価では、2011年東北地方太平洋沖地震の敷地での地震観測記録を包絡した応答スペクトルを設定していること
- ・基本ケースにおいて、宮城県沖の地域性を考慮して、すべてのSMGAの応力降下量を平均的な応力降下量の1.4倍として大きく設定するなど予め不確かさを考慮していること
- ・不確かさケースとして、SMGAの応力降下量を基本ケースの1.14倍としたケース、また、SMGAの応力降下量の不確かさとSMGAの位置を敷地に最も近づけた不確かさとの重畳を考慮したケースを設定し、不確かさを十分に考慮した評価を実施していること

③ 海洋プレート内地震である2011年4月7日宮城県沖型地震の地震動評価においては、

- ・過去の地震発生状況及び敷地での既往観測記録を十分に検討するとともに、2011年4月7日宮城県沖の地震の知見を参考に設定した当該地震の断層モデルを用いた統計的グリーン関数法による評価と観測記録との整合性を確認した上で、当該地震及び既往の同タイプの地震を上回る予め地震規模を大きくした震源モデル及び震源特性パラメータを設定していること
- ・基本ケースにおいて、敷地に対して厳しい位置に断層位置を設定するとともに、宮城県沖の地域性を考慮して、短周期レベルをレシピの1.5倍として予め大きく設定して適切に評価を実施していること
- ・不確かさケースとして、SMGAの位置及び数に関する複数のケース、また、断層全体を近づけるケースを設定し、不確かさを十分に考慮した評価を実施していること

### 3. 震源を特定せず策定する地震動

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

申請者は、地震ガイドに例示された収集対象となる内陸地殻内地震の評価につ

いて、以下のとおりとしている。

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

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

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

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

(3) 2000 年鳥取県西部地震については、震源域近傍は、主に古第三紀の花崗岩及び貫入岩体としての新第三紀中新世の安山岩～玄武岩の岩脈が分布する。また、地震地体構造からみると、地形地質上、安定隆起とされている。また、島弧の内帯に位置する中でも、断層数及び断層の分布密度が比較的少ないが、地震活動は高い傾向にある。さらに、第四紀中期以降に新たに断層面を形成して、断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階であるとされており、リニアメントの集中が見られる地域とされている。

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

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

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

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

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

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

#### 4. 基準地震動の策定

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

申請者は、施設の耐震設計に用いる基準地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として基準地震動 Ss-D1 から Ss-D3、Ss-F1 から Ss-F3 及び Ss-N1 を以下のとおり策定している。

##### (1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

- ① 応答スペクトルに基づく手法による地震動
  - a. 基準地震動 Ss-D1 (最大加速度：水平方向  $640\text{cm/s}^2$ 、鉛直方向  $430\text{cm/s}^2$ )

基準地震動 Ss-D1 は、プレート間地震による応答スペクトルに基づく地震動評価結果を包絡させて策定した地震動
  - b. 基準地震動 Ss-D2 (最大加速度：水平方向  $1,000\text{cm/s}^2$ 、鉛直方向  $600\text{cm/s}^2$ )

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

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

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

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

② 断層モデルを用いた手法による地震動

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

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

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

基準地震動 Ss-F3 は、海洋プレート内地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のうち時刻歴波形の主要動の継続時間及び位相特性の特徴を考慮して選定した 1 ケースの地震動

## (2) 震源を特定せず策定する地震動

- ① 基準地震動 Ss-N1 (最大加速度：水平方向 620cm/s<sup>2</sup>、鉛直方向 320cm/s<sup>2</sup>)

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

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

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



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

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

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

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

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

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

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

## Ⅲ－１．２ 耐震設計方針

### １．耐震重要度分類の方針

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

申請者は、以下のとおり、耐震重要度分類を適用する方針としている。

#### （１）施設の分類

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

#### （２）設備の区分

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

#### （３）検討用地震動の設定

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

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の適用について、津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設をはじめとする設計基準対象施設を、耐震重要度に応じて、Ｓクラス、Ｂクラス、Ｃクラスに分類する方針としていること、さらに、分類した施設を、安全機能の役割に応じた設備に区分する方針とし、安全機能に間接的な役割を担う設備については、それに関連する設備に適用する地震力を踏まえ検討用地震動を設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記２の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

### ２．弾性設計用地震動の設定方針

解釈別記2は、工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないように弾性設計用地震動を設定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としている。

### (1) 地震動設定の条件

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

- ① 弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率は、弾性限界と安全機能限界それぞれに対する入力荷重の比率に対応し、その値は0.5程度である。
- ② 弾性設計用地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)における基準地震動  $S_1$  が耐震設計上果たしてきた役割を一部担うものであることを踏まえ、その応答スペクトルは、基準地震動  $S_1$  の応答スペクトルをおおむね下回らないようにする。

### (2) 弾性設計用地震動

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

規制委員会は、申請者が、弾性限界と安全機能限界に対する入力荷重の比率を考慮すること及び基準地震動  $S_1$  の応答スペクトルをおおむね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を  $S_s-F1\sim F3$  及び  $S_s-N1$  に対しては0.5、 $S_s-D1\sim D3$  に対しては0.58として弾性設計用地震動を適切に設定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

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

### 3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

#### (1) 地震応答解析による地震力

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

申請者は、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針としている。

##### ① Sクラスの施設の地震力の算定方針

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

##### ② Bクラスの施設の地震力の算定方針

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

##### ③ 入力地震動の設定方針

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

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

##### ④ 地震応答解析方法

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

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

また、対象とする施設の形状、構造特性等を踏まえたモデル化を行う。

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

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

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

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

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

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

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

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

規制委員会は、申請者が、施設、地盤等の構造特性、振動等の施設の応答特性、施設と地盤との相互作用及び地盤等の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせたものとして地震応答解析による地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

## (2) 静的地震力

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

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

### ① 建物・構築物の水平地震力

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

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

### ② 建物・構築物の保有水平耐力

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

### ③ 建物・構築物の鉛直地震力

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

### ④ 機器・配管系の地震力

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

算定する。

#### ⑤ 水平地震力と鉛直地震力の組合せ

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

#### ⑥ 標準せん断力係数等の割増し係数

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

規制委員会は、申請者が、施設の振動特性等を考慮し、算定に用いる係数等の割増しをして求めた水平震度及び鉛直震度より静的地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

### 4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

#### (1) 建物・構築物

解釈別記2は、設計基準対象施設のうち建物・構築物についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有していること。
- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。

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

#### ① 荷重の組合せ

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

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

## ② 許容限界

Sクラスの建物・構築物について、「4.（1）①荷重の組合せ」における荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、構造物全体としての変形（耐震壁のせん断ひずみ等）が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有することとする。なお、終局耐力は、構造物又は部材・部位に荷重が作用し、その変形が著しく増加して破壊に至る過程での最大の荷重とし、既往の実験式等に基づき定めるものとする。

Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、「4.（1）①荷重の組合せ」における荷重と弾性設計用若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する評価において、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有する方針としており、また、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これら



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

## (2) 機器・配管系

解釈別記2は、設計基準対象施設の中の機器・配管系について、荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの機器・配管系については、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は設計基準事故時に生じる荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、その施設に要求される機能を保持すること。組合せ荷重により塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。
- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は設計基準事故時に生じる荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること。
- ③ 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重については、次の荷重を考慮すること。
  - a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重
  - b. 地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ長時間継続する荷重

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

### ① 荷重の組合せ

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

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

なお、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重は、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重及び地震によって引き起こされるおそれはないが、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ長時間継続する事象による荷重とする。

## ② 許容限界

Sクラスの機器・配管系について、「4. (2) ①荷重の組合せ」における荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。

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

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがないように、また、その他の地震力との組合せの場合は、応答全体がおおむね弾性状態にとどまるように、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

## (3) 津波防護施設、浸水防止設備等

解釈別記2は、津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物並びに浸水防止設備及び津波監視設備についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① 常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、その施設、設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。
- ② これらの荷重の組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性

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

申請者は、以下のとおり、津波防護施設、浸水防止設備等の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としている。

### ① 荷重の組合せ

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

### ② 許容限界

津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物の許容限界は、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される津波防護機能及び浸水防止機能を保持できることとする。また、浸水防止設備及び津波監視設備について、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、要求される浸水防止機能及び津波監視機能が保持できることを許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設、浸水防止設備等の荷重の組合せと許容限界について、Sクラスの建物・構築物又は機器・配管系に準じて設定する方針とすること、また、基準地震動による地震力には必要に応じて津波による荷重を組み合わせる方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

## 5. 波及的影響に係る設計方針

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

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

- (1) 敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、以下に示す4つの影響(視点)について、波及的影響の評価に係る事象選定を行う。
  - ① 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
  - ② 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
  - ③ 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響
  - ④ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響
- (2) これら4つの影響(視点)以外に追加すべきものがないかを、原子力発電所の地震被害情報を基に確認し、新たな検討事象が抽出された場合には、その影響(視点)を追加する。
- (3) 各影響(視点)より選定した事象に対して波及的影響の評価を行い、波及的影響を考慮すべき施設を摘出する。
- (4) 波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。また、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合の影響も考慮して評価する。
- (5) 波及的影響の評価においては、溢水防護及び火災防護の観点からの波及的影響についても確認する。

規制委員会は、申請者が、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としており、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

- (1) 波及的影響の評価に係る事象選定については、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていることに加え、原子力発電所の地震被害情報についても併せて検討する方針としていること。
- (2) 影響評価については、選定された事象による波及的影響を評価した上で影響を考慮すべき施設を摘出する方針としていることに加え、溢水防護及び火災防護の観点も踏まえて影響を考慮すべき施設を摘出する方針としていること。

## 6. 炉心内の燃料被覆材の設計方針

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

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

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

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。
- (2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

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

## 7. 地下水位低下設備の効果を検討した地下水位の設定に関する審査の経緯

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

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

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

これに対し申請者は、地下水位低下設備について、以下の方針を示した。

- (1) 基準地震動に対して機能維持する設計とする。
- (2) 設置許可基準規則第12条第2項に規定する多重性又は多様性及び独立性が確保された設計とする。
- (3) 全交流動力電源の喪失を想定し、常設代替交流電源設備からの電源供給が可能な設計とする。
- (4) 地下水位低下設備の機能喪失への対応として、可搬型設備等を確保するとともに、当該設備に対する運転上の制限（以下「LCO」という。）及びLCOを満足していない場合に要求される措置等を含めた運転管理における手順及び体制を整備する。

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

### **Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）**

第3条は、設計基準対象施設は、当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならないこと並びに耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結

果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 地盤の変位

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

申請者は、耐震重要施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、敷地における文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、ボーリング調査、試掘坑調査、弾性波探査、トレンチ調査、立坑調査等に基づく検討結果から、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) 敷地には、砂岩、頁岩及び砂岩頁岩互層の中生界ジュラ系堆積岩類が広く分布し、部分的にこれらを貫く白亜系ひん岩脈が分布する。また、一部海岸付近及び低地周辺には、第四紀層が分布する。原子炉建屋設置位置付近には、中生界ジュラ系堆積岩類を構成する荻の浜累層の一部である狐崎砂岩頁岩互層、緊急時対策建屋付近は、荻の浜累層の一部である牧の浜砂岩部層が分布している。
- (2) 敷地の中生界ジュラ系の地質構造には、小屋取背斜と鳴浜向斜に代表されるNNE-SSW～NE-SW 走向の顕著な褶曲構造が確認される。
- (3) 敷地には、褶曲構造の形成と関連性が示唆される断層が認められ、断層走向と褶曲軸の走向との関係から、褶曲軸の方向と同方向に延びる「走向断層」、褶曲軸の方向とほぼ直交する走向の「横断断層」及び褶曲軸の方向と斜交する走向の「斜交断層」の3つのタイプに分類される。
- (4) 敷地には、褶曲構造及びひん岩脈を切り、顕著な変位量を有し、かつ比較的破碎幅があり、さらに連続性のある断層として、走向断層は2条（SF-1～2）、横断断層は7条（TF-1～7）及び斜交断層は7条（OF-1～7）の計16条の断層が認められ、これらのうち、耐震重要施設を設置する地盤には、SF-2、OF-1～4及びTF-1～4の9条の断層が認められる。TF-1断層及びOF-4断層以外の断層は、他の断層との新旧関係（切り切れ関係）から、TF-1断層又はOF-4断層より古い断層であり、活動性評価の対象に該当しない。TF-1断層は、敷地内において破碎規模が最大であり、敷地の地質構造を規制する最も主要な断層である。また、OF-4断層については、規模は小さいものの、延長が短く他の断層により切られておらず、TF-1断層との新旧関係が判断できなかったため、TF-1断層及びOF-4断層の2条の断層を活動性評価の対象断層として、詳細な評価を行った。

- (5) TF-1 断層及びOF-4 断層は、評価に有効な上載地層は認められなかったものの、断層活動の最新面に確認される熱水活動に伴う鉱物脈の晶出状況等に着目し評価を行った。
- (6) TF-1 断層の薄片観察等によれば、断層活動最新面には方解石（カルサイト）脈が面を横断して連続的に分布していることが確認されるが、断層活動により変形を受けたカルサイト脈及び自形のカルサイト脈が共存していることから、TF-1 断層面の最終活動と同じ時期にカルサイトが断層面破碎部に複数回晶出していると考えられ、また流動的な変形も認められることから、高温環境下にあったものと考えられる。特に、自形のカルサイト脈が存在していることから、TF-1 断層はカルサイト晶出終了以降は活動していないものと考えられる。さらに、トレンチ調査の結果、TF-1 断層はひん岩脈を切っている状況を確認している。
- (7) OF-4 断層の薄片観察等によれば、鉱物を伴う比較的連続性の良い断層活動最新面が認められ、最新面より上盤側には細粒な変形ゾーンが確認される。細粒な変形ゾーン内には緑泥石が脈状に晶出しており、断層活動に伴う変形は確認されない。また、最新面の形成に伴う逆断層センスの変形構造を切るように晶出している。
- さらに、OF-4 断層の最新面自体には、せん断面に垂直な方向に成長している熱水由来のスメクタイト脈及び緑泥石脈が晶出しており、いずれも変形は認められない。以上のことから、これらの鉱物の生成以降、OF-4 断層の活動はなかったものと考えられる。
- (8) TF-1 断層及びOF-4 断層に生成している鉱物の生成環境を推定するため、カルサイトの流体包有物の均質化温度測定や他の鉱物の生成状況等について検討した。その結果、TF-1 断層及びOF-4 断層で確認された脈状のカルサイトや緑泥石等は前期白亜紀に終息した熱水活動により生成されたものであると考えられ、TF-1 断層及びOF-4 断層は前期白亜紀の熱水活動が終息して以降に活動していないと判断される。
- (9) 以上の結果、耐震重要施設を設置する地盤に確認される断層は、前期白亜紀の熱水活動が終息して以降は活動していないと考えられることから、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと評価した。

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



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

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

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

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

## 2. 地盤の支持

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

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

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

に設置する。

- (2) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロックあるいは杭を介して十分な支持性能を有する岩盤及び改良地盤に支持されるよう設計する方針とする。なお、改良地盤については、各種試験から物性値を設定し、十分な支持性能を有することを確認する。
- (3) 耐震重要施設については、当該施設の基礎形式及び施設規模等を踏まえ、原子炉建屋、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部を代表施設として選定した上で、これらの施設を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (4) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、原子炉建屋については、周辺の地質、振動方向等を考慮し、炉心を通り、褶曲軸に概ね平行及び直交する2断面を評価対象断面として選定した上で、二次元有限要素法により行った。また、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部については、延長の長い線状構造物であることから、置換コンクリート底面のせん断力及び防潮堤背面の土圧並びに地質等を主な観点とし、防潮堤の方向に直交する複数の評価断面候補を選定した上で、地震応答解析により防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部それぞれに評価断面として1断面を選定し、二次元有限要素法により行った。
- (5) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相の反転についても考慮した。また、地下水位については、原子炉建屋の地下水位は、「Ⅲ－1.2 耐震設計方針」で示す設計水位を参照の上、基礎版中央高さに設定し、それ以外の施設及び周辺地盤については、地表面に設定した。なお、基礎地盤のすべり評価に当たっては、地下水位以深の盛土・旧表土が入力地震動による繰り返しの振動により軟化し、強度が低下する可能性を考慮し、盛土・旧表土のすべり抵抗力に期待せず、岩盤部のみのすべりに対する安全性の検討を行った。
- (6) 動的解析の結果から得られた基礎底面における最大接地圧及び支持力試験の結果から得られた評価基準値は以下のとおりであり、いずれの施設も評価基準値を満足することを確認した。なお、防潮堤については、解析断面において、改良地盤支持部と岩盤支持部が存在することから、それぞれの部位において評価を実施した。
  - ・原子炉建屋最大接地圧：3.9N/mm<sup>2</sup>（評価基準値：13.7N/mm<sup>2</sup>）
  - ・防潮堤（盛土堤防）最大接地圧：改良地盤支持部 1.4N/mm<sup>2</sup>（評価基準値：4.4N/mm<sup>2</sup>）、岩盤支持部 2.9N/mm<sup>2</sup>（評価基準値：11.4N/mm<sup>2</sup>）
  - ・防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部最大接地圧：改良地盤支持部 1.3N/mm<sup>2</sup>（評

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

- (7) 動的解析の結果から得られた原子炉建屋、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の 1.5 を上回る。
- (8) 動的解析の結果から得られた基準地震動による原子炉建屋基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である 1/2,000 を下回る。なお、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部については、傾斜は津波防護機能に影響を及ぼすものではないことから、評価対象外とした。

規制委員会は、設計基準対象施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、解釈別記 1 の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・設計基準対象施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤（マンメイドロック、杭、改良地盤を含む）に設置すること
- ・耐震重要施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、評価基準値又は評価基準値の目安を満足していること

### 3. 地盤の変形

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

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

- (1) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック、杭を介して岩盤及び改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないが、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。
- (2) その際、液状化対策として、本発電所では、防潮堤下部の地盤改良等により地下水の流れが遮断され地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においてはその機能を考慮した設計用地下水位を設定する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守

的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定する。

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

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

- ・耐震重要施設は、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないが、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする方針としていること
- ・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること

### **Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）**

第5条は、設計基準対象施設について、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

#### **Ⅲ－3. 1 基準津波**

1. 地震に伴う津波
2. 地震以外の要因による津波
3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ
4. 基準津波の策定等

#### **Ⅲ－3. 2 耐津波設計方針**

1. 防護対象とする施設の選定方針
2. 基本事項
3. 津波防護の方針

#### 4. 施設又は設備の設計方針

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### Ⅲ-3. 1 基準津波

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

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

#### 1. 地震に伴う津波

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

申請者は、地震に伴う津波評価について、以下のとおりとしている。

#### (1) 検討波源の選定

- ① 敷地周辺の既往津波及び痕跡高等についての文献調査の結果、敷地周辺

に影響を与えたと考えられる津波には、近地津波と遠地津波があり、近地津波については、日本海溝沿いの 869 年貞観の津波、1611 年慶長の津波、1896 年明治三陸地震津波、1933 年昭和三陸地震津波及び 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波がある。これらのうち、敷地に最も影響が大きい津波は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波である。また、869 年貞観の津波は、2011 年東北地方太平洋沖地震と同型のプレート間地震による津波とされており、宍倉ほか (2011) によれば、仙台平野及び石巻平野では、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波と同規模の浸水域であったとされているが、津波堆積物に関する文献調査において、菅原ほか (2011、2013) によれば、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波は、869 年貞観の津波とほぼ同等、もしくは上回っていたと考えられることを確認した。また、これ以外の近地津波では、千島海溝沿いの巨大地震による津波があるが、内閣府中央防災会議によるシミュレーション結果によれば、敷地への影響は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波より小さいことを確認した。さらに、遠地津波については、文献調査の結果、1960 年チリ地震による津波が敷地周辺の津波痕跡高として最大となるが、敷地への影響は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波より小さいことを確認した。

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

## (2) 津波伝播の数値計算手法

- ① 津波に伴う水位変動の評価は、敷地前面海岸を評価対象とし、範囲内の最大値を評価するものとして、非線形長波理論に基づき、差分法による平面二次元モデルによる津波シミュレーションプログラムを用いて実施した。なお、基準津波の策定のための敷地前面等における津波水位評価及び基準津波定義位置における津波水位評価では、潮位条件を考慮していない。

また、2011年東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動を考慮し、敷地は一樣に約1m沈下した状態として評価を行った。

- ② 津波シミュレーションに用いる数値計算モデルについては、計算領域は日本海溝沿い・千島海溝沿い南部の津波発生領域が含まれる範囲及び北海道・東日本沿岸からの反射波が発電所に与える影響を考慮して設定した。計算格子間隔は、最大2,500mから最小5mまで徐々に細かい格子サイズを設定した。
- ③ 津波シミュレーションの再現性については、評価の指標としては、相田(1977)による既往津波高と数値シミュレーションにより計算された津波高さとの比から求める幾何平均値 $K$ 及びばらつきを表す指標 $\kappa$ を用い、検討波源を用いた検証を行い、土木学会(2016)に基づく再現性の目安を満足することを確認した。

### (3) 地震に伴う津波評価

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

#### a. 基準断層モデル①

ア. 広域の津波特性を考慮した特性化モデルについては、すべり領域を内閣府(2012a)、Satake et al.(2013)及び杉野ほか(2013)を参考に、青森県東方沖及び岩手県沖北部～茨城県沖に設定した。地震規模は、断層面積から $M_w9.13$ とした。平均応力降下量は、杉野ほか(2014)を参考に3.26MPaとした。平均すべり量は、地震の規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。すべり量の不均一性については、内閣府(2012b)で示されている大すべり域、超大すべり域の面積よりも大きい面積を示している杉野ほか(2014)を参考に、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の3倍、1.4倍、

0.33 倍に、面積をそれぞれ全体の面積の 15%、25%、60%程度となるように設定した。超大すべり域、大すべり域の位置については、Seno(2014)を参考にした各領域の固着等に関する分析結果を踏まえ、超大すべり域は岩手県沖南部と宮城県沖に、大すべり域は超大すべり域を取り囲むように設定した。また、立ち上がり時間は 60 秒とした。

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

ウ. さらに、当該モデルの宮城県沖の大すべり域の位置を南北に約 10 km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出した。

b. 基準断層モデル②

ア. 宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルについては、すべり領域を地震調査研究推進本部(2012、2014、2019)と同様に、岩手県沖南部～茨城県沖に設定した。地震規模は、断層面積から  $M_w9.04$  とした。平均応力降下量は、内閣府(2012b)を参考に 3.13MPa とした。平均すべり量は、地震の規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。すべり量の不均一性を考慮した超大すべり域、大すべり域の設定について、国内外の巨大地震の解析事例の調査に基づく内閣府(2012b)を参考に、すべり量はそれぞれ平均すべり量の 4 倍、2 倍とした。位置及び面積については、内閣府(2012b)を踏まえ、超大すべり域、大すべり域の合計面積を全体の 20%程度とすることを基本とし、杉野ほか(2013)で用いられている Wu et al.(2012)による長周期地震動に基づいて設定された震源断層モデルのすべり分布の範囲と比較し、位置については同モデルと同等の宮城県沖に、面積については、内閣府(2012b)に示されている面積比率よりも大きくなるように設定した。また、立ち上がり時間は 60 秒とした。大すべり域・超大すべり域を設定することによる地震モーメントの調整は、宮城県沖の大すべり域の破壊特性を反映するため基本すべり域を含めた波源全体で調整した。設定した特性化モデルについては、2011 年東北地方太平洋沖地震の地殻変動量を上回っていると同時に、同地震の沖合いの観測波形及び津波水位を良



好に再現できていることから、宮城県沖の大すべり域の破壊特性を適切に考慮していることを確認した。さらに、当該モデルの宮城県沖の大すべり域・超大すべり域の位置を南北に約 10 km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出した。

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

c. 基準断層モデル③

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

d. 考慮する不確かさ

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

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

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

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

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

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

これに対して、申請者は、以下のとおり対応した。

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

## ② 津波地震（プレート間地震）に起因する津波

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

## ③ 海洋プレート内地震に起因する津波

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

縁深さについて変動させて、敷地への影響が最も大きくなる波源モデルを確認した。

#### ④ 地震に伴う津波の波源の選定

以上の検討結果から、地震に起因する津波のうち、敷地への影響が大きい津波波源として、東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波波源を選定した。なお、津波波源の選定に当たっては、防波堤の有無が基準津波の選定の評価に影響しないこともあわせて確認した。

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

- ① 津波堆積物調査を含む文献調査により、波源モデルの設定等に必要を検討波源の選定が適切に行われていること
- ② 津波計算の数値計算手法について再現性の確認が適切に行われていること
- ③ 東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波については、
  - ・申請時に考慮していた宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルに加え、広域の津波特性を考慮した特性化モデルを設定していること
  - ・広域の津波特性を考慮した特性化モデルについては、敷地を含む宮城県周辺において、2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の痕跡高よりも評価結果の方が大きく、保守的なモデルとなっていること
  - ・宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルについては、2011年東北地方太平洋沖地震の地殻変動量、沖合いの観測波形及び発電所の津波水位を良好に再現するモデルを設定した上で、既存の2011年東北地方太平洋沖地震の津波特性を再現するモデルと当該モデルとの断層面積の違いを考慮し、大すべり域・超大すべり域のすべり量を20%割増したモデルを設定していること。また、未知なる分岐断層による地震や海底地すべりの発生を考慮し、海溝側のすべりを強調したモデルを設定していること
  - ・これらの特性化モデルは、最新の知見を踏まえ、大すべり域及び超大すべり域の位置、面積、すべり量等について、不確かさを考慮して設定していること。大すべり域及び超大すべり域の位置については、宮城県沖の大すべり域の位置を10km単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きい位置を抽出していること
  - ・敷地への影響が大きいパラメータについて検証した上で、詳細なパラ

メータスタディを行っていること

- ④ 津波地震による津波及び海洋プレート内地震による津波についても、最新の知見を踏まえ、津波波源及びその規模について保守性を考慮して設定するとともに、波源の位置、走向及び傾斜等、各種の不確かさを考慮して適切に評価していること

## 2. 地震以外の要因による津波

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

申請者は、地震以外の要因による津波評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査の結果、敷地周辺において、陸域及び海底での地すべり、斜面崩壊並びに火山現象による歴史津波の記録は認められなかった。
- (2) 防災科学技術研究所(2009)等によれば、敷地周辺陸域の海岸付近には大規模な地すべり地形及び斜面崩壊地形は認められなかった。
- (3) 日本海溝付近の海底地すべりについて、小平ほか(2012)では、2011年東北地方太平洋沖地震を起因とする海底地すべりが発生していた可能性を示していることを踏まえ、海底地すべり地形を検討し、Watts et al. (2005)の予測式を用いて数値シミュレーションを実施した。その結果、地震に伴う津波を上回るものではないことを確認した。
- (4) この他の海底地すべりについては、文献調査に加え、敷地前面の音波探査による海底地形判読の結果、海底地すべりの可能性のある地形は認められないことを確認した。また、ハワイ付近に認められる海底地すべりによる津波についても、敷地への影響が小さいことを確認した。
- (5) 火山現象に起因する津波については、海上保安庁等によれば、敷地周辺及び敷地前面海域には、敷地に影響を及ぼす津波の要因となる海底火山は認められないことから、敷地への影響は小さいことを確認した。
- (6) 以上の検討から、地震以外の要因による津波は、地震に伴う津波と比較して敷地への影響は十分に小さいと評価した。

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

### 3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ

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

申請者は、地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せについて、地震以外を要因とする津波については、地震に伴う津波のうち、東北地方太平洋沖型の地震による津波波源と比較して、敷地に及ぼす影響が十分に小さいと考えられること、また、地震に伴う津波の評価のうち、プレート間地震に起因する津波の評価においては、未知なる分岐断層の活動や海底地すべりの発生等の可能性を考慮していることから、これらの津波の組合せの必要はないとしている。

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

### 4. 基準津波の策定等

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

申請者は、基準津波の策定の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 基準津波は、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、敷地前面の沖合い約 10km の水深 100m 地点で定義した。
- (2) 津波シミュレーションによる計算の結果から、水位上昇側で敷地に最も影響のある波源モデルは、東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波のうち、基準断層モデル③による津波（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置、同時破壊、立ち上がり時間 60 秒）である。また、水位下降側で敷地に最も影響のある波源モデルは、東北地方太平洋沖型地震による津波のうち、基準断層モデル②による津波（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置、破壊開始点は超大すべり域の中央に配置、破壊伝播速度は 1.0 km/s、立ち上がり時間 60 秒）である。
- (3) 基準津波定義位置における上昇側の基準津波による最高水位は T. P. +8.63m、最低水位は T. P. -3.57m である。また、下降側の基準津波による最高水位は T. P. +6.61m、最低水位は T. P. -3.30 m である。
- (4) 基準津波の規模が敷地周辺における津波堆積物等から推定される津波の規模を超えていることについては、「1. 地震に伴う津波」において、基準断層モデル①は、敷地を含む宮城県周辺の痕跡高に対して計算値の方が大きく、保守的なモデルになっていることによって確認した。
- (5) 行政機関による既往評価との比較として、「1. 地震に伴う津波」において、基準断層モデル①は、内閣府（2012a）を踏まえて設定されており、必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映していることを確認した。
- (6) 基準津波に伴う砂移動の数値計算では、藤井ほか(1998)及び高橋ほか(1999)の方法を用いて砂の堆積厚を評価し、非常用海水ポンプの取水に支障が生じないことを確認した。

規制委員会は、本申請による基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、適切な位置で適切に時刻歴波形として策定されていること、基準津波による津波高さは、敷地周辺の津波堆積物調査結果及び行政機関が行った津波評価を上回っていること、また、基準津波による水位変動に伴う砂移動の評価が適切に行われていることから、解釈別記 3 の規定に適合していることを確認した。

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

### Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針

#### 1. 防護対象とする施設の選定方針

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

申請者は、設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類におけるSクラスの施設を防護対象とする施設として選定する方針としている。これに加えて、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）に示された、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する設計上の考慮（自然現象に対する設計上の考慮）を参考にして、安全重要度分類におけるクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器についても防護対象とする施設として選定する方針としている。また、上記以外のクラス3に属する構築物、系統及び機器は代替設備によって必要な機能を確保する等の対応を行うよう設計するとしている。

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

#### 2. 基本事項

##### (1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置

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

- ① 敷地及び敷地周辺における地形、標高並びに敷地周辺における河川の存在
- ② 敷地における施設の位置、形状等
- ③ 敷地周辺における人工構造物等の位置、形状等

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

- ① 敷地は宮城県のおながわ女川町及びいしのまき石巻市の牡鹿半島のほぼ中央東部に位置し

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

- ② 施設、設備が設置される敷地の高さは、主に O. P. +2.5m、O. P. +13.8m 及び O. P. +59m 以上の高さに分かれている。なお、敷地の高さについては、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴い生じた沈降を考慮している。
- ③ 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画として、原子炉建屋、タービン建屋及び制御建屋を O. P. +13.8m の敷地に設置する。屋外設備として、排気筒、海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクを O. P. +13.8m の敷地に、原子炉建屋と接続する海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクからの配管を敷設する地下構造物、排気筒連絡ダクトは O. P. +13.8m の敷地地下部に設置する。
- ④ 津波防護施設として女川湾に面した O. P. +13.8m の敷地前面に O. P. +29m を天端とする鋼管式鉛直壁と盛土堤防で構成される防潮堤を設置する。また、2 号炉海水ポンプ室スクリーンエリア及び 3 号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部並びに 2 号炉放水立坑及び 3 号炉放水立坑の開口部を取り囲むよう O. P. +13.8m の敷地面に O. P. +19m 又は O. P. +20m を天端とする防潮壁を、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑の開口部を取り囲むよう O. P. +14.0m の位置に O. P. +20m を天端とする防潮壁を設置する。さらに、1 号炉取水路及び 1 号炉放水路に取放水路流路縮小工（※<sup>3</sup>）を、取水口底盤に O. P. -6.3m を天端とする貯留堰を設置する。
- ⑤ 津波監視設備として原子炉建屋の屋上 O. P. +49.5m 及び防潮堤北側エリア O. P. +29.0m に津波監視カメラを海水ポンプ室補機ポンプエリア O. P. +2.0m の位置に取水ピット水位計を設置する。
- ⑥ 敷地内の防潮堤外側の遡上域の建物・構築物等として、O. P. +2.5m の敷地に放水口モニタ建屋、屋外電動機等点検建屋等がある。
- ⑦ 敷地内の港湾施設として物揚岸壁、防波堤がある。
- ⑧ 敷地外の港湾施設として女川港のほか、8 つの漁港があり、敷地周辺で最も規模の大きい女川港及び発電所に最も近い小屋取漁港には防波堤がある。
- ⑨ 敷地外の海上設置物として女川港及び小屋取漁港に係留船舶があり、女川湾に養殖筏等がある。
- ⑩ 敷地周辺には民家、漁具、配電柱等がある。
- ⑪ 海上交通として本発電所沖合約 2km 及び 12km に航路がある。

---

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



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

## (2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

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

申請者は、以下のとおり遡上解析を実施するとしている。

### ① モデル

- a. 敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、解析上影響を及ぼす斜面、道路等を考慮してモデル化する。
- b. 津波の伝播経路上の人工構造物について、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物の設置状況を考慮してモデル化する。また、2011年東北地方太平洋沖地震により被災した地域での防波堤及び防潮壁等の建設を目的とした復旧・改修工事計画を考慮する。なお、モデル化については、2011年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動等を反映する。
- c. 敷地沿岸域及び海域については、一般財団法人日本水路協会及び深淺測量等による地形データを使用する。また、陸域については2011年東北地方太平洋沖地震後に整備された国土地理院等による地形データを使用し、取水路及び放水路等の諸元、敷地標高については本発電所の竣工図等を使用する。なお、一般財団法人日本水路協会による地形データ及び本発電所の竣工図には、2011年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動等を反映する。

### ② 考慮事項

- a. 敷地前面、側面及びその周辺における津波の流向、流速及びそれらの経時変化を把握する。
- b. 敷地の地形、標高の局所的な変化等による遡上波の敷地への回り込

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

- c. 地震による液状化、流動化、すべり、標高変化を考慮する。
- d. 敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている箇所はない。
- e. 敷地の北方約 17km に位置する北上川、南方約 3km に位置する後川等、全ての河川は敷地と標高 100m 以上の山地を隔てた位置にあることから、これら河川における遡上波は敷地に影響しない。
- f. 揺すり込み及び液状化に伴う盛土・旧表土の変形及び沈下、本発電所港内の防波堤の損傷について検討し、検討結果に基づき解析条件を設定する。
- g. 遡上の可能性を検討するに当たって、初期潮位は、朔望平均潮位とし、潮位のばらつきについては遡上解析から算定した津波水位に加えることで考慮する（※<sup>4</sup>）。

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

### （3）入力津波の設定

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

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

---

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

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

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

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

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

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

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

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

#### (4) 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）

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

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

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

### ① 潮汐による水位変動

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

### ② 高潮による水位変動

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

### ③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響

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

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

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

### 3. 津波防護の方針

#### (1) 津波防護の基本方針

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

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

- ① 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された敷地に基準津波による遡上波を到達又は流入させないように津波防護施設を設置する。また、取水路、放水路等の地下部を介して、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画に津波を流入させないように津波防護施設及び浸水防止設備を設置する。
- ② 取水施設、放水施設、地下部等については、漏水の可能性を考慮のうえ、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。
- ③ 建屋内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することを想定し、そこからの津波の流入に対して防護対象とする施設の安全機能が損なわれない設計とする。
- ④ 津波の引き波時の水位低下により非常用海水冷却系の取水性が損なわれないよう津波防護施設として貯留堰を設置する。
- ⑤ 津波の襲来等を監視できるよう津波監視設備を設置する。

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

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

---

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

## (2) 敷地への浸水防止（外郭防護1）

### ① 遡上波の到達、施設等への流入防止

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

申請者は、遡上波の到達、流入を防止するため、以下の方針を示している。

- a. 基準津波による遡上解析について、地震による地盤沈下量、水位変動等を初期条件として考慮して実施した。その結果、入力津波高さは O.P. +24.4m（敷地高さ O.P. +13.8m に対する浸水深は 11m 程度）と設定する（※<sup>6</sup>）。
- b. 防護対象とする施設を内包する建屋が設置されている敷地は、入力津波高さ O.P. +24.4m に対してその敷地高さが O.P. +13.8m であり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地前面に O.P. +29m を天端とする防潮堤を設置する。
- c. 津波が遡上する防潮堤外側の O.P. +2.5m の敷地に、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画はない。
- d. 屋外設備が設置されている敷地高さは、軽油タンクエリア、海水ポンプ室補機ポンプエリア、復水貯蔵タンク及び排気筒が O.P. +13.8m、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが O.P. +2.0m であり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地前面に O.P. +29m を天端とする防潮堤を設置する。

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

### ② 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

---

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

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

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

#### a. 流入経路の特定

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

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

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

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

- ウ. 1号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、1号炉放水立坑の入力津波高さ O.P. +11.8m に対し、1号炉放水立坑の開口部が O.P. +14.0m に位置することから、流入経路として1号炉放水立坑の開口部を特定した。2号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、2号炉放水立坑の入力津波高さ O.P. +17.4m に対し、2号炉放水立坑の開口部が O.P. +14.0m、2号炉補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部が O.P. +11.4m に位置することから、流入経路として2号炉放水立坑の開口部、2号炉補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部を特定した。3号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、3号炉放水立坑の入力津波高さ O.P. +17.5m に対し、3号炉放水立坑、3号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部が O.P. +14.0m に位置することから、流入経路として3号炉放水立坑、3号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部を特定した。
- エ. 屋外排水路から敷地地上部への津波の流入については、遡上解析により評価を行い、敷地北側の屋外排水路の入力津波高さ O.P. +24.4m 及び敷地南側の屋外排水路の入力津波高さ O.P. +24.4m に対し、屋外排水路が O.P. +2.5m に位置することから、流入経路として屋外排水路を特定した。

## b. 津波の流入防止対策

特定した経路から津波が流入することを防止するため、以下の対策を講じる。

- ア. 2号炉取水路からの津波の流入に対し、津波防護施設として、2号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、補機冷却系トレンチへのアクセス用入口、2号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸の開口部に浸水防止蓋、海水ポンプ室補機ポンプエリア床面の開口部に逆止弁付ファンネルを設置する。
- イ. 1号炉取水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として、1号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部から津波が流入しないように、1号炉取水路内に取放水路流路縮小工を設置する。3号炉取水路からの津波の流入に対し、津波防護施



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

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

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

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

### (3) 漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2）

#### ① 浸水対策

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

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

#### a. 浸水想定範囲

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

#### b. 浸水対策

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

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

### ② 重要な安全機能を有する施設への影響評価

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

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

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

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

### ③ 排水設備設置の検討

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

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

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

## （4）重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

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

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

### ① 浸水防護重点化範囲の設定

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

---

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

## ② 浸水防護重点化範囲への流入量評価

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

### a. 屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

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

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

- ウ. 循環水系配管の破断による津波の流入については、津波が襲来する前に復水器水室出入口弁を閉止するインターロック（原子炉スクラム及びタービン建屋復水器室の漏えい信号で作動）を設け、津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。また、タービン補機冷却海水系配管の破断による津波の流入については、津波が襲来する前にタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を閉止するインターロック（原子炉スクラム及びタービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチの漏えい信号又は原子炉スクラム及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の漏えい信号で作動）を設け、津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。
- エ. 地震に起因する地下水の流入については、地震により揚水ポンプが停止することを想定し、建屋周囲の水位が建屋周辺の地下水位まで上昇するとして浸水量を評価する。

**b. 屋外配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量**

- ア. 海水ポンプ室循環水ポンプエリア内に流入した津波により浸水防護重点化範囲（海水ポンプ室補機ポンプエリア）が受ける影響を評価する。また、海水ポンプ室補機ポンプエリアのタービン補機冷却海水ポンプ室に流入した津波により浸水防護重点化範囲（海水ポンプ室補機ポンプエリアの原子炉補機冷却海水ポンプ室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室）が受ける影響を評価する。
- イ. 海水ポンプ室循環水ポンプエリア内の循環水系配管伸縮継手及び海水ポンプ室補機ポンプエリア内のタービン補機冷却海水系機器・配管は、基準地震動による地震力に対し、バウンダリ機能を維持する設計とすることから、津波の流入は考慮しない。
- ウ. 屋外タンクの損傷による溢水について、別途溢水に対する評価を実施する。

**③ 浸水防護重点化範囲への流入防止対策**

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

**b. 屋外配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策**

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

**c. 地下水の浸水防護重点化範囲への流入防止対策**

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

**d. 施設・設備の施工上生じうる隙間部に対する流入防止対策**

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

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

**(5) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止**

**① 海水ポンプの取水機能を維持する方針**

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

申請者は、非常用海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。

**a. 水位低下に対する非常用海水ポンプの機能維持**

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

#### b. 循環水ポンプの運用

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

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

### ② 津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認

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

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

#### a. 取水口付近の砂の移動及び堆積

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

#### b. 砂の混入に対する海水ポンプの機能維持

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

### c. 取水口付近の漂流物

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

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

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

ウ. 地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等を保守的に考慮する。

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

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

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

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



慮した漂流物評価を行うことを求めた。

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

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

## (6) 津波監視

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

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

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

## 4. 施設又は設備の設計方針

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

### (1) 津波防護施設の設計

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

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

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

### ① 防潮堤

申請者は、防潮堤について、以下のとおり設計する方針としている。

- a. 防潮堤として、鋼管杭を基礎構造とし鋼管と遮水壁による上部構造とした鋼管式鉛直壁及びセメント改良土による盛土堤防を設置する。
- b. 防潮堤においては、十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。

### ② 防潮壁

申請者は、防潮壁について、以下のとおり設計及び運用する方針としている。

- a. 防潮壁として、鋼管杭とフーチングによる基礎又は既存の躯体に支持され、上部を鋼板、鋼桁又はコンクリート製の遮水壁とした構造を設置する。
- b. 防潮壁においては、十分な支持性能を有する岩盤又は既存の躯体に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。
- d. 防潮壁鋼製扉については、原則閉運用とするが、開放後の確実な閉止操作の手順を整備する。

### ③ 取放水路流路縮小工

申請者は、取放水路流路縮小工について、以下のとおり設計する方針としている。

- a. 取水路、放水路から津波が敷地へ流入することを防止するため、1号炉取水路及び1号炉放水路内にコンクリート製の取放水路流路縮小工を設置する。
- b. 取放水路流路縮小工においては、十分な支持性能を有する岩盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 取放水路流路縮小工の設置により、1号炉に悪影響を与えない設計とする。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

## （２）浸水防止設備の設計

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

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

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

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

### （3）津波監視設備の設計

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

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

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

### （4）津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対する設計

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

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

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

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

#### （５）漂流物による波及的影響に対する設計

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

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

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

### **Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）**

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

#### Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

1. 自然現象の抽出
2. 人為事象の抽出

#### Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針

- Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針

#### Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ

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

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### **Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出**

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

#### 1. 自然現象の抽出

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

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき自然現象の知見・情報を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る個々の自然現象として、竜巻、火山の影響、森林火災、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り、高潮及び洪水を抽出している。

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

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

## 2. 人為事象の抽出

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

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

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

### Ⅲ－4. 2 外部事象に対する設計方針

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



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

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に対する設計方針について、竜巻については「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」、森林火災については外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り、高潮及び洪水（以下「その他自然現象」という。）については「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」において記載している。

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

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象に対する設計方針について、爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスについては外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下）及びダムの崩壊（以下「その他人為事象」という。）については「Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針」において記載している。

### **Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針**

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

規制委員会は、竜巻に対する防護に関して、以下の項目について審査を行った。

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **１．設計上対処すべき施設を抽出するための方針**

竜巻に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、竜巻に対してその施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある施設（以下本節において「竜巻防護対象施設」という。）及び竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分して抽出した上で、設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

### （１）竜巻防護対象施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス１、クラス２及びクラス３に属する構築物、系統及び機器としている。

その上で、竜巻防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス１、クラス２及び安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建屋を抽出する方針としている。これらの抽出した施設について、屋外施設、外気と繋がっている施設及び外殻となる施設による防護機能が期待できない施設に整理し、設計対処施設としている。

なお、建屋に内包され防護される設備及び代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持される設備については、竜巻による影響評価の対象としない方針としている。

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

### （２）竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針

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

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

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

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

のであることを確認した。

## 2. 発生を想定する竜巻の設定

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

### (1) 竜巻検討地域の設定

申請者は、本発電所が立地する地域と気象条件の類似性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定している。

### (2) 基準竜巻の最大風速の設定

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

具体的には  $V_{B1}$  として竜巻検討地域で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール 3（風速 70～92m/s）の最大値（92m/s）を選定している。 $V_{B2}$  として、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率  $10^{-5}$  に相当する風速（86.7m/s）を選定している。その上で、 $V_{B1}$  と  $V_{B2}$  を比較し、大きい方の  $V_{B1}$  を基準竜巻の最大風速として設定している。

### (3) 設計竜巻の最大風速等の設定

申請者は、設計竜巻の最大風速の設定に当たり本発電所の地形等を踏まえれば基準竜巻の最大風速を割り増す必要はないが、将来の竜巻発生に関する不確実性を踏まえ、基準竜巻の最大風速を安全側に切り上げて設計竜巻の最大風速（100m/s）とするとしている。また、設計竜巻の最大接線風速等の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会（NRC）の基準類を参考とするとしている。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計竜巻の設定が竜巻ガイドを踏

まえたものであることに加え、保守性を考慮したものであることを確認した。

### 3. 設計荷重の設定

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

#### （1）設計竜巻荷重の設定

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

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

#### （2）設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

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

また、竜巻と同時に発生し得る自然現象による荷重については、竜巻と同時に発生し得る自然現象が与える影響のモードを踏まえた検討により、設計竜巻荷重に包絡されるとしている。

さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

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

なお、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－4. 4 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮」で記載している。

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

#### 4. 設計対処施設の設計方針

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

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

##### (1) 屋外の竜巻防護対象施設（竜巻防護対象施設を内包する施設も含む）

屋外の竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ竜巻防護ネット等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

##### (2) 外気と繋がっている建屋内の竜巻防護対象施設

外気と繋がっている建屋内の竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ防護鋼板の設置等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

##### (3) 外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設

外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。設計飛来物の衝突により、開口部の開放又は開口部建具の貫通が発生することを考慮し、開口部建具の補強等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

##### (4) 竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設

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

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

## 5. 竜巻随件事象に対する設計対処施設の設計方針

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

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

火災については、屋外にある危険物貯蔵施設等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護対象施設の許容温度を超えないように必要に応じて防護対策を講じる方針としている。

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

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

溢水については、屋外タンク等からの溢水を想定し、溢水源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえた影響評価を行った上で、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないよう必要に応じて防護対策を講じる方針としている。なお、詳細については、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」にて記載する。

外部電源喪失については、竜巻防護対象施設として抽出される非常用ディーゼル発電機の安全機能が損なわれないように防護する設計とする方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、危険物貯蔵施設等と竜巻防護対象施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、竜巻随件事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随件事象に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

### Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

#### 1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価
3. 個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価
4. 火山活動に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針
5. 降下火砕物による影響の選定
6. 設計荷重の設定
7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針
8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

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

申請者は、本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査等の結果より、敷地から半径 160km の地理的領域内にある 31 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として、鳥海山、栗駒山、肘折カルデラ、鳴子カルデラ、蔵王山、吾妻山、安達太良山及び磐梯山の 8 火山を抽出した。
- (2) 完新世に活動を行っていない火山については、階段ダイアグラムを作成し、最後の活動終了からの期間が全活動期間より長いこと、又は、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことから 20 火山を原子力発電所に影響を及ぼし得る火山ではないと評価した。また、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より短いことから、将来の活動可能性が否定できない火山として焼石岳、月山及び笹森山の 3 火山を抽出した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出は、火山ガイドを踏まえたものであり、完新世における活動の有無及び階段ダイアグラムの作成等により火山活動履歴を評価して行われていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が完新世に活動を行っていない火山のうち 20 火山を原子力発電所に影響を及ぼし得る火山ではないとする評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、最後の活動終了からの期間が全活動期間又は過去の最大休止期間より長いことによる評価であることから、妥当であると判断した。

## 2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

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

申請者は、本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山（11火山）と敷地との位置関係より、敷地まで十分に離隔距離があることから、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、本発電所敷地に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (2) 新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地から火山フロントまでの距離は約 60 km であり、敷地周辺では第四紀の火山活動は確認されていないことから、敷地において発生する可能性は十分に小さいと評価した。
- (3) 火砕物密度流については、各火山の火砕物密度流を伴う火山事象の活動履歴及び過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検討した結果、焼石岳については活動履歴及び噴出物に関する文献調査結果から、火砕物密度流の発生は認められないこと、また、それ以外の火山については、火砕物密度流の到達範囲が山体周辺に限られ、敷地から十分に離れていることから、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (4) このように、本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価を行った結果、既往最大規模の噴火を考慮しても、設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。

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

また、規制委員会は、申請者が本発電所の運用期間に設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいとする評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊は、敷地まで十分に離隔距離があることから敷地に到達しないこと、新しい火口の開口及び地殻変動は、敷地周辺では第四紀の火山活動が確認されておらず敷地において発生しないこと、並びに、火砕物密度流については、敷地周辺までの到達が認められないことから、妥当であると判断した。



### 3. 個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価

火山ガイドは、原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合に原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を原子力発電所との位置関係から抽出し、各火山事象に対する設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うことを示している。

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

- (1) 火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については、文献調査の結果、敷地までの離隔距離及び敷地の地形条件から、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (2) 降下火砕物については、文献調査結果、地質調査結果及び敷地と各火山との位置関係も含めて検討した結果、敷地に影響を及ぼす可能性があるものとして、以下のとおり、評価対象となる給源火山を抽出した。
  - ① 文献調査の結果、町田・新井（2011）、宍倉ほか（2007）等によれば、敷地及び敷地周辺に降灰した可能性のあるテフラは、ひじおりおぼなざわ とわだ 肘折尾花沢、はるなふたつだけい かほ さおうかわさき なるこやなぎさわ なるこにさか なるこいちほさま あだちめで 十和田 a、榛名二ツ岳伊香保、蔵王川崎、鳴子柳沢、鳴子荷坂、鳴子一迫、安達愛島等が挙げられるが、その層厚はいずれも敷地付近で数cm以下とされる。地質調査の結果、敷地内においては、最大層厚 6 cmの十和田を給源とする十和田 a と、10 cmの肘折カルデラを給源とする肘折尾花沢が確認された。
  - ② さらに、敷地における降下火砕物の層厚を検討するため、数値シミュレーションを行うこととし、以下の条件を満たす対象火山を抽出した。
    - a. 敷地内及び敷地周辺において、降下火砕物の分布状況を調査し、その分布状況が広がりをもっている降下火砕物の給源火山
    - b. 原子力発電所に影響を及ぼし得る 11 火山及び十和田について火山タイプを確認し「溶岩卓越タイプ」と判断される火山以外の給源火山
- (3) 上記（2）の検討から、評価対象火山として、鳴子カルデラ、蔵王山、肘折カルデラ及び十和田を抽出し、これらの火山について不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した結果、敷地における最大の層厚となる降下火砕物は、鳴子カルデラを給源とする鳴子荷坂テフラの 12.5 cmであった。
- (4) 鳴子荷坂テフラの層厚の評価に当たっては、文献調査の結果、町田・新井（2011）に示される鳴子荷坂テフラの等層厚線は複数の噴火による層厚であり、1回のシミュレーションにおいて再現は困難であることから、露頭調査及び文

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

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

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

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

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

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

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

#### 4. 火山事象に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針

火山事象の影響評価により発電所に影響を及ぼす可能性のある事象として降下火砕物が抽出されたことから、降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、降下火砕物に対して防護すべき施設を抽出した上で、設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」と

いう。)を特定する方針が示されることが必要である。

申請者は、降下火砕物によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

このうち、降下火砕物に対して防護すべき施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。その上で、屋内設備の外殻となる建屋、屋外に設置されている施設、降下火砕物を含む海水又は空気の流路となる施設及び外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設を設計対処施設としている。

なお、代替設備があることなどにより必要な安全機能が維持される施設については、降下火砕物による影響評価の対象としない方針としている。

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

## 5. 降下火砕物による影響の選定

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

### （1）直接的影響

申請者は、降下火砕物の特徴から荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を検討対象として設定した上で、直接的影響の主な因子として、構築物に対する静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗、閉塞）及び化学的影響（腐食）、建屋及び屋外施設に対する粒子の衝突、本発電所周辺の大気汚染並びに計装盤の絶縁低下を選定している。

### （2）間接的影響

申請者は、間接的影響として、本発電所外で生じる影響である外部電源の喪失及び本発電所へのアクセスの制限を選定している。

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

## 6. 設計荷重の設定

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

申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の設計対処施設に応じて常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせる設計としている。

火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

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

なお、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪による荷重の組合せの抽出については「Ⅲ－4.3 自然現象の組合せ」、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－4.4 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮」で記載している。

## 7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

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

### （1）構築物等の健全性の維持（荷重）に対する設計方針

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

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

### （2）安全上重要な設備の機能の維持に対する設計方針

申請者は、降下火砕物による構築物への化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）、電気系及び計装制御系に対する

機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）等によって、以下のとおり安全機能が損なわれないように設計するとしている。

#### ① 構造物への化学的影響（腐食）

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

#### ② 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）

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

また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計するとしている。摩耗については、降下火砕物の硬度が砂と同等又は砂よりも硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さく、保守管理等により補修が可能としている。

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

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

#### ④ その他の影響

設計対処施設への直接的影響としては、上記の①から③の他に、降下火砕物の粒子の衝突、水質汚染の影響が考えられるが、降下火砕物の粒子の衝突については、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されるとし、水質汚染の影響については、設計対処施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしている。

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

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

### (3) 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針

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

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

中央制御室は、降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、外気を遮断するため中央制御室換気空調系の事故時運転モード等を実施できるようにした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保できる設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が降下火砕物や設計対処施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入防止対策として、バグフィルタ等の設置や換気空調系の停止等により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあっては事故時運転モード等により居住性を確保する方針としていることを確認した。

### (4) 降下火砕物の除去等の対策

申請者は、設計対処施設に、長期にわたり静的荷重がかかることや化学的影響（腐食）が発生することを避け、機能を維持するために、降下火砕物の除去等の対応を適切に実施する方針としている。

規制委員会は、申請者が、降下火砕物の除去等に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針としていることを確認した。

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

## 8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

火山ガイドは、降下火砕物による間接的影響として長期間の外部電源の喪失及び発電所へのアクセスの制限を想定し、外部からの支援がなくても、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が必要であることを示している。

申請者は、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないよう非常用ディーゼル発電機の7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクを備え、非常用ディーゼル発電機の7日間の連続運転を可能とするものであり、火山ガイドを踏まえたものであることを確認した。

#### **Ⅲ-4. 2. 3 外部火災に対する設計方針**

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針
2. 考慮すべき外部火災
3. 外部火災に対する設計方針
  - (1) 森林火災
  - (2) 近隣の産業施設の火災・爆発
  - (3) 発電所敷地内における航空機落下による火災
  - (4) 二次的影響

各項目についての審査内容は以下のとおり。

##### **1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針**

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

申請者は、外部火災により発生する火炎及び輻射熱の直接的影響並びにばい煙

等の二次的影響によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、外部火災防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。

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

なお、代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持できる施設については、外部火災による影響評価の対象としない方針としている。

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

## 2. 考慮すべき外部火災

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

申請者は、外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等の火災等を含む。）及び航空機落下火災による熱影響等並びに二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を考慮するとしている。

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

## 3. 外部火災に対する設計方針

### (1) 森林火災

外部火災ガイドは、森林火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、発電所周辺で発生し得る森林火災の設定方法及び森林火災による発電所への影響を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり森林火災を設定し、その影響を評価した上で、森林火災に対する設計方針を策定している。



## ① 発生を想定する森林火災による影響評価

外部火災ガイドは、森林火災による影響の評価について、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度の算出方法を示すとともに、延焼速度を基に発火点から発電所までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を、火炎輻射強度を基に危険距離（火災の延焼防止に必要な距離をいう。以下本節において同じ。）を算出する方法を示している。

### a. 発生を想定する森林火災の設定

申請者は、発生を想定する森林火災の条件として、本発電所周辺の可燃物の量(植生)、気象条件、発火点等を以下のように設定している。

#### ア. 可燃物の量（植生）の設定

申請者は、宮城県及び東北森林管理局から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種、林齢を踏まえ、可燃物量が多くなるように植生を設定している。

#### イ. 気象条件の設定

申請者は、宮城県における森林火災発生頻度が年間を通じて比較的高い月の過去10年間の気象データとして、石巻特別地域気象観測所及び江ノ島気象観測所のものを採用し、その中から最小湿度、最高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組合せを気象条件として設定している。また、風向については、上記の気象データの中から最大風速における風向と卓越風向を調査し、これらを基に風向を設定している。

#### ウ. 発火点の設定

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

また、いずれの発火点も本発電所からの直線距離が10kmまでの範囲内である。

#### エ. 土地の利用状況及び地形の設定

申請者は、土地利用データについて、国土交通省により提供さ

れている国土数値情報の100mメッシュのデータを用い、地形データについては国土地理院により提供されている基盤地図情報の10mメッシュの土地の標高、地形等のデータを用いている。

#### オ. 発火時刻の設定

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

規制委員会は、発生を想定する森林火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、植生、気象条件等の設定が本発電所周辺の特徴を考慮した上で、パラメータごとに厳しい値を採用していること、発火時刻の設定が火線強度又は反応強度を最大にするものであり保守的なものであることを確認した。

#### b. 森林火災による影響評価

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

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

規制委員会は、申請者による森林火災の設定及び森林火災による影響評価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要なパラメータが適切に設定及び算出されていることを確認した。

### ② 森林火災に対する設計方針

外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定等について、発火点

から発電所敷地境界までの到達時間の算出及び防火帯幅の設定の考え方を示している。

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

防火帯は、必要な防火帯幅が 19.7m と算出されたことから、約 20m 以上確保した上で、防火帯内に可燃物を含む機器等を設置する場合は、必要最小限とする運用としている。また、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が  $477\text{kW/m}^2$  と算出されたことから、これを設計方針の策定に用いる火炎輻射強度とし、これに対する危険距離を算出した上で、危険距離に応じた離隔距離を確保するとしている。

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

設計対処施設のうち建屋について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。設計対処施設のうち屋外の施設については、森林火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

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

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

## （２）近隣の産業施設の火災・爆発

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

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

## ① 近隣の産業施設の火災・爆発の発生の想定

近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価するためには、発電所に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設を抽出する必要がある。

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

### a. 近隣の産業施設の火災・爆発の設定

申請者は、本発電所敷地外の半径 10km 以内に存在する産業施設として危険物貯蔵施設及び高圧ガス貯蔵施設を抽出するとともに、本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶の港湾内への漂流についても想定した上で、それらの火災やガス爆発を想定し、危険距離及び危険限界距離を算出している。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設（本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶を含む。以下「近隣の産業施設等」という。）の火災・爆発の発生の想定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、地図等を用いて近隣の産業施設等が抽出された上で、その施設における危険物等の火災やガス爆発の発生が想定され、近隣の産業施設等の火災・爆発による危険距離及び危険限界距離が算出されていることを確認した。

### b. 発電所敷地内の危険物による火災等の設定

申請者は、発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等についても考慮し、危険物の保有量と設計対処施設との距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。タービン建屋等の近傍に設置されている変圧器についても、危険物を内包していることから、これらによる火災も考慮するとしている。

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

## ② 想定される近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針

**a. 近隣の産業施設等の火災・爆発等に対する設計方針**

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

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

**b. 発電所敷地内の危険物貯蔵施設等の火災に対する設計方針**

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

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

敷地内の変圧器（2号炉所内変圧器、2号炉起動変圧器等）については、変圧器本体の火災を想定した場合の放射強度に対して建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災に対する設計方針が、算出された放射強度を用いて外壁温度を評価し、建屋の外壁温度を許容値以下とするものであることを確認した。

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

**(3) 発電所敷地内における航空機落下による火災**

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

申請者は、以下のとおり本発電所敷地内における航空機落下による火災を設定した上で、設計方針を策定している。その際、航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災の重量を考慮している。

### ① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下による火災の設定等

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

申請者は、航空機落下事故の最新の事例、機種による飛行形態の違いを基に、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定している。また、航空機の種類ごとの落下確率に関するデータを基に、敷地内において航空機落下確率が $10^{-7}$ 回/炉・年以上となる区域を設定し、その中で設計対処施設から最も近い場所に航空機が落下し、搭載された全燃料が発火した場合の火災を想定している。なお、落下事例がない航空機については、保守的に落下事故の発生件数を0.5件としている。その上で、選定された航空機ごとの燃料積載量と落下地点から設計対処施設までの距離を基に、輻射強度が最大となる航空機の種類を特定し、その落下による火災を想定している。

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

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定について、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

### ② 航空機落下による火災に対する設計方針

発生を想定する発電所敷地内における航空機落下による火災の設定等に基づき、外部火災防護対象施設に対する設計方針を策定する必要がある。

申請者は、航空機落下による火災を想定した場合について輻射強度を算出している。その上で、設計対処施設のうち建屋について、算出された輻射強度に対し、建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

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

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

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

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

#### (4) 二次的影響

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

申請者は、火災に伴い発生を想定する二次的影響として、ばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。

なお、爆風等による影響については、「(2) 近隣の産業施設の火災・爆発」において記載している。

これら二次的影響に対する設計として、外気を取り入れる設計対処施設については、ばい煙に対して、フィルタにより一定以上の粒径のばい煙粒子を捕獲すること等により、機能が損なわれないよう設計するとしている。

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

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

#### **Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針**

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

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

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

- １．風（台風）に対しては、建築基準法に基づき風荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
- ２．降水に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された最大１時間降水量を上回る処理能力を持つ排水口及び構内排水路を設置して海域に排水するとともに浸水防止のための建屋止水処置等を行う設計とする。
- ３．落雷に対しては、JEAG4608等の民間規格に基づき、雷撃電流値を設定し、これに対し避雷針、接地網等を設置するなど雷害防止対策を行う設計とする。
- ４．生物学的事象に対しては、クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却海水系等に除塵装置及び海水ストレーナを設ける設計とする。小動物の侵入に対して屋外設備の端子箱貫通部の閉止処置等を行う設計とする。
- ５．凍結に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された最低気温を考慮し、屋外設備で凍結のおそれがあるものは保温等の凍結防止対策を行う設計とする。
- ６．積雪に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された月最深積雪の最大となる積雪量から積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。



7. 高潮に対しては、本発電所近隣の検潮所での過去最高潮位以上の敷地高さに安全施設を設置し、高潮により影響を受けることのない設計とする。
8. 地滑りに対しては、本発電所敷地内に地滑りの素因となるような地滑り地形の存在は認められず、地滑りが発生しないことから、設計上考慮する必要はない。
9. 洪水に対しては、本発電所周辺には河川が存在せず、洪水による被害を受けないことから、設計上考慮する必要はない。

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

1. 風（台風）については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の風速を考慮して風荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、風（台風）に対する防護対策は、「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」に包絡される。
2. 降水については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮し、これに対して構内排水設備等を設計するとしていること。なお、降水に対する防護対策は、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」に包絡される。
3. 落雷については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の雷撃電流値を考慮し、これに対して避雷針、接地網等を設計するとしていること。
4. 生物学的事象については、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置をとる方針としていること。
5. 凍結については、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最低気温を考慮し、これに対して凍結防止対策を行う方針としていること。
6. 積雪については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の積雪量を考慮して積雪荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、積雪に対する防護対策は、地震及び火山の影響による設計荷重の評価に包絡される（地震については「Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第4条関係）」、火山の影響については「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」）。
7. 高潮については、信頼性のある過去の記録を調査し、高潮の影響を受けないよう安全施設への影響として考えられる最大の潮位を考慮して安全施設を設置する方針としていること。なお、高潮に対する防護対策は、「Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）」に包絡される。

8. 地滑りについては、本発電所の敷地の地形状況から、地滑りが発生しないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
9. 洪水については、本発電所周辺の地形状況から判断して、洪水による被害を受けないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

#### **Ⅲ－４． ２． ５ その他人為事象に対する設計方針**

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

申請者は、「Ⅲ－４． １ 外部事象の抽出」の２．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象のうち、その他人為事象については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

1. 船舶の衝突については、一般航路は本発電所から離隔距離が確保されている。また、小型船舶が本発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の防波堤等に衝突して止まることから取水性に影響はない。船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。
2. 電磁的障害については、安全保護系に対し、電磁的障害による影響を受けない設計とする。
3. 飛来物（航空機落下）については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について（平成14・07・29原院第4号）」等に基づき、航空機落下確率を評価した結果、約 $5.0 \times 10^{-8}$ 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。
4. ダムの崩壊については、崩壊により本発電所に影響を及ぼすようなダムはないことから、設計上考慮する必要はない。

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

1. 船舶の衝突に対しては、本発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえた対策を講じるとしていること。
2. 電磁的障害に対しては、計測制御回路を構成する機器に電磁波侵入防止対策を講じるとしていること。
3. 飛来物（航空機落下）に対しては、最新の航路、飛行実績等の情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性が

あること。

4. ダムの崩壊に対しては、本発電所周辺にダムはないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

### **Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ**

安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討する必要がある。なお、安全施設の安全機能が損なわれないことを広く確認する観点から、地震と津波についても、組み合わせる自然現象の対象に含める必要がある。

その上で、その組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）」及び「Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）」において検討していない影響）により、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に地震及び津波を加えたものから、「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」で本発電所の敷地では発生しないと評価した洪水、地滑り及び「Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）」において評価した高潮を除いた事象について、組合せを検討している。その際、各自然現象によって関連して発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組合せについて網羅的に検討している。

この組合せが発電用原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象の設計に包絡されている、②発電用原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響より増長しない、③同時に発生するとは考えられない、という３つの観点から検討している。

その結果、上記の①から③までのいずれかに該当する自然現象の組合せについては、安全施設の安全機能が損なわれないとしている。また、①から③までのいずれにも該当しない設計上考慮すべき自然現象の組合せとして、「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」が抽出され、それら組合せに対して安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による自然現象の組合せが、安全施設に与える影響を考慮して検討されていること、また、自然現象の組合せが安全施設に与える影響については、安全機能が損なわれないようにするとしていることを確認した。

なお、設計上考慮すべき自然現象の組合せのうち、「火山の影響、風（台風）及び積雪」に対する設計方針については、「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」において記載している。

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

重要安全施設の設計に当たっては、これに大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（組合せを含む。）により作用する力（衝撃）に設計基準事故時の荷重（応力）を適切に考慮する必要があり、それぞれの因果関係や時間的変化を踏まえて、適切に組み合わせる必要がある。

申請者は、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した自然現象に含まれるとしている。また、これらの自然現象又は「Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ」で抽出した自然現象の組合せにより、重要安全施設を含む安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしていることから、これらの自然現象により設計基準事故は発生しないため、当該自然現象と設計基準事故を組み合わせる必要はないとしている。また、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により重要安全施設に作用する衝撃と設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計としている。

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

#### **Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第７条関係）**

第７条の規定は、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件等が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁により防護し、巡視、監視等を行うことにより人の侵入防止及び出入管理が行える設計とする。
2. 発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）が行われることを防止するため、持込み点検が可能な設計とする。
3. 発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の

操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバークレームを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、核物質防護対策として上記の対策1. から3. を講じるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－6 火災による損傷の防止（第8条関係）**

第8条の規定は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止すること、かつ、早期に火災を感知及び消火すること並びに火災の影響を軽減することができるよう設計することを要求している。また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能が損なわれないように消火設備を設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域又は火災区画の設定
2. 火災防護計画を策定するための方針
3. 火災の発生防止に係る設計方針
4. 火災の感知及び消火に係る設計方針
5. 火災の影響軽減に係る設計方針
6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 火災区域又は火災区画の設定**

第8条第1項の規定は、設計基準対象施設に対し、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう措置を講ずることを要求している。

また、火災防護基準は、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるために、火災区域又は火災区画を設定することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設について火災により発電用原子炉施設の安全性が

損なわれないように措置を講ずるとしている。

その上で、火災によってその安全機能が損なわれないことを確認する施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

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

これらの抽出した原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（以下本節において「安全機能を有する機器等」という。）を設置する区域であって、耐火壁によって他の区域と分離されている区域を火災区域として、また、火災区域を耐火壁等によりさらに細分化したものを火災区画として設定している。

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

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針が、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえたものであることを確認した。また、安全機能を有する機器等を設置する場所を、火災区域又は火災区画として設定する方針としていることを確認した。

## 2. 火災防護計画を策定するための方針

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

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

- (1) 発電用原子炉施設全体を対象とする。
- (2) 安全機能を有する機器等を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれの目的を達成するための火災防護対策について定める。

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

規制委員会は、申請者による火災防護計画を策定する方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

### 3. 火災の発生防止に係る設計方針

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

#### (1) 発電用原子炉施設における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 火災区域に、発火性又は引火性物質を内包する設備を設置する場合、以下を考慮した設計とする。
  - a. 発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止
  - b. 発火性又は引火性物質を内包する設備との離隔距離等の確保
  - c. 火災区域の換気
  - d. 防爆型の電気・計装品の使用及び電気設備の接地
  - e. 発火性又は引火性物質の貯蔵量の制限
- ② 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域においては、換気により可燃性の蒸気を滞留させない設計とする。
- ③ 火災区域には、可燃性の微粉が発生する設備を設置しない設計とする。
- ④ 発電用原子炉施設には、火花が発生する設備等を金属製の筐体に収納する等の対策を行い発火源となる設備を設置しない設計とする。
- ⑤ 水素が発生又は漏えいするおそれがある火災区域においては、換気設備を設置する。また、水素の漏えいを検知し中央制御室に警報を発するよう対策を講じる設計とする。
- ⑥ 放射線分解等により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性を損なうおそれのある場所には、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」等に基づき、水素の蓄積を防止する設計とする。
- ⑦ 発電用原子炉施設は、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対

策を講じる設計とする。

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

## (2) 安全機能を有する機器等における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 機器等及びそれらの支持構造物のうち、主要な構造材には不燃性材料を使用する。
- ② 建屋内の変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する。
- ③ 難燃ケーブルは、実証試験によりケーブル単体で自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用する。難燃ケーブルとすべき原子炉格納容器内の核計装用ケーブルは、実証試験において、それ単体で延焼を防止することが確認できないものの、通常運転時に原子炉格納容器内に窒素を満たすこと等により、火災の発生を防止する。
- ④ 換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き難燃性材料を使用する。
- ⑤ 保温材は、不燃性材料を使用する。
- ⑥ 建屋内装材は、不燃性材料を使用する。

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

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

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

## (3) 自然現象による発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生防止



申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」において抽出された自然現象のうち、火災区域内において火災を発生させるおそれのあるものとして、地震と落雷を想定している。その上で、安全機能を有する機器等を十分な支持性能をもつ地盤に設置し、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止すること、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器について、落雷による火災の発生防止対策として建屋等への避雷設備の設置及び接地網の敷設を行うとしている。

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

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

#### 4. 火災の感知及び消火に係る設計方針

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

##### (1) 火災感知設備

申請者は、火災感知設備について、以下の設計方針としている。

- ① 火災区域又は火災区画における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置する。
- ② 早期に火災を感知するため、煙感知器、熱感知器及び炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置するとともに、火災の発生場所を特定することができるものとする。
- ③ 感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、急激な温度上昇や煙の濃度上昇を把握することができる方式（以下「アナログ式」という。）の火災感知器を使用する。
- ④ 外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるよう蓄電池を設置するとともに、非常用電源に接続する設計とする。
- ⑤ 火災感知設備の作動状況が中央制御室で監視できるものとする。
- ⑥ 赤外線感知機能を備えた監視カメラシステムを用いる場合は、死角とな

る場所がないように当該システムを設置する。

- ⑦ 発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させない火災区域又は火災区画は、火災感知器を設置しない。
- ⑧ 原子炉格納容器内では、通常運転時に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはなく、火災感知器を設置する必要はない。原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、アナログ式である熱感知器及び煙感知器により火災を感知する。通常運転時は比較的溫度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、当該感知器については、窒素封入後中央制御室から遠隔操作により電源を切り、運転停止後に交換する運用とする。

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

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

- ① 屋外エリアでは、降水等の浸入による火災感知器の故障に伴う誤作動を防止するため、屋外仕様のアナログ式の熱感知カメラ（赤外線方式）及びアナログ式でない炎感知器（赤外線方式）を設置する。
- ② 水素等により発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所では、火災感知器の作動時の爆発を防止するため、防爆型のアナログ式でない熱感知器及びアナログ式でない煙感知器を設置する。

## （２）消火設備

申請者は、消火設備について、以下の設計方針としている。

### ① 煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備の設計方針

原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画のうち、火災時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるおそれのある火災区域には、自動消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画であって、火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域若しくは火災区画、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域若しくは火災区画又は運転員が常駐し高感度煙検出設備を設置することにより

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

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

## ② 消火用水供給系の多重性又は多様性の確保

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

## ③ 消火設備の系統分離に応じた独立性の確保

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

## ④ 火災に対する二次的影響の考慮

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

## ⑤ 消火設備の電源確保

消火設備は、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、非常用電源から受電する若しくは蓄電池を有する設計又は電源が不要な設計とする。

## ⑥ その他

上記①から⑤に加えて、以下の対策を講じる。

- a. 消火剤及び消火水の確保

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

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

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

### (3) 地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持

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

- ① 凍結を防止するために、屋外消火栓は不凍式消火栓を採用する。また、屋外の火災感知設備は $-14.6^{\circ}\text{C}$ の環境下でも使用可能なものとする。
- ② 屋外消火栓を除き、消火設備は屋内設置することとし、外部からの浸水防止対策を講じる。屋外消火栓は風水害の影響を受けないよう機械式を用いる。
- ③ 屋外の火災感知設備は、屋外仕様とした上で、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより当該機器の機能及び性能の維持ができる運用とする。
- ④ 火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する機器等の耐震重要度分類のクラスに応じて火災区域及び火災区画に設置することとし、B、Cクラス機器に基準地震動による損傷に伴う火災が発生した場合においても安全機能を有する機器等の機能及び性能の維持ができるものとする。
- ⑤ 消火配管の建屋接続部付近は、地盤変位による影響を直接受けないように、当該変位を吸収できる設計とする。消火配管は、地上又はトレンチ内に設置する。消火配管接続口は、建屋の外部に設置する。

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

#### (4) 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、消火設備からの放水による溢水に対して、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、水以外を用いる消火設備として、ハロゲン化物消火剤を用いることとしているが、ハロゲン化物消火剤は電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても、電気及び機械設備に影響を与えないとしている。なお、消火設備からの放水による溢水に対する防護設計については、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等(第9条関係)」において記載する。

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

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

### 5. 火災の影響軽減に係る設計方針

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

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

申請者は、原子炉を安全に停止するための構築物、系統及び機器を設置している屋内の火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁、床、天井又は耐火壁(貫通部シール、防火扉、防火ダンパ)で分離するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離する設計方針としており、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

## (2) 原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器の系統分離

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

### ① 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、3時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離する。

### ② 水平距離 6m 以上の距離等による系統分離

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

### ③ 1時間の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

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

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

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

### (3) 原子炉制御室制御盤内における火災の影響軽減対策

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

- ① 中央制御盤内において火災が発生した場合であっても、近接する他の構成部品に影響がないことを実証試験により確認する。
- ② ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲に火災の影響を与えない耐熱ビニル電線、フッ素樹脂電線及び難燃ケーブルを使用する。
- ③ 中央制御室に設置する異なる種類の火災感知器とは別に、直ちに煙を検知できる高感度煙検出設備を中央制御盤内に設置する。
- ④ 常駐する運転員により早期の消火活動が実施できるよう手順を定めて訓練を実施する。
- ⑤ 火災の発生箇所の特定ができるようサーモグラフィカメラ等を配備する。
- ⑥ 中央制御盤の一つの区画内で火災が発生し当該区画の安全機能が全て喪失した場合であっても、他の区画の制御盤による運転操作、現場での操作により原子炉を停止することができるものとする。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室制御盤内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、申請者が上記①から⑥までの対策を講じることにより十分な保安水準が確保されることを確認した。

### (4) 原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策

申請者は、原子炉格納容器内については、機器やケーブルが密集して設置されていることから上記(2)の系統分離対策を講じることができないものの、以下のとおり対策を講じている。なお、通常運転時は、原子炉格納容器内に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはないとしている。

- ① 火災防護対象機器等は、6m以上の水平距離を確保することを原則とするが、6m以上の水平距離を確保することが困難である箇所については、可能な限り離隔を確保した上で、火災の延焼や火災からの影響を抑制するため金属製の蓋付ケーブルトレイ等で覆う。
- ② 電気盤又は油を内包した機器は、金属製の筐体又はケーシング等により、原子炉格納容器内における火災の影響を限定する。

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

規制委員会は、申請者による原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、通常運転時には窒素が充填されることにより火災が発生するおそれはないことを踏まえ、申請者が上記①から⑥までの対策を講じることにより十分な保安水準が確保されることを確認した。

#### (5) その他の影響軽減に対する設計上の考慮

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

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

#### (6) 火災影響評価

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



る。

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

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

## 6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

火災防護基準は、上記1. から5. までの項目に加え、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じた設計とすることを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) ケーブル処理室は、自動消火設備である全域ガス消火設備により消火する設計とする。また、ケーブルトレイ間は分離した設計とする。
- (2) 電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。
- (3) 蓄電池室には、蓄電池のみを設置し直流開閉装置やインバータは設置しない設計とする。蓄電池室の換気空調設備は、水素の排気に必要な換気量以上となるように設計するとともに、当該設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する機能を有する設計とする。
- (4) ポンプ室には、煙を排気するための可搬型の排煙装置を設置できる設計とする。
- (5) 中央制御室を含む火災区画の換気空調設備には、防火ダンパを設置する設計とする。また、中央制御室の床面には、防災性を有するカーペットを使用する設計とする。
- (6) 使用済燃料貯蔵設備及び新燃料貯蔵設備は、消火水が入ったとしても臨界にならないように、燃料の配置及びラックの材料を考慮することにより、水中において未臨界となるよう設計とする。
- (7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域は、換気空調設備が排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できるように設計する。また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、濃縮廃液、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の容器や不燃シートに包んで保管する設計とするとともに、崩壊熱による火災の発生を考慮する必要がある放射性物質を貯蔵しない設計とする。

規制委員会は、申請者による特定の火災区域又は火災区画における火災防護対策の設計方針が火災防護基準の規定にのっとっており、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した対策を講じるものであることを確認した。

### **Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第9条関係）**

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
4. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針
5. 建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針
6. 溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針
7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針
8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針**

発電用原子炉施設内で発生する溢水に対して安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、溢水に対して防護すべき設備（以下本節において「防護対象設備」という。）を抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、防護対象設備として上記構築物、系統及び

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

なお、溢水によって機能が損なわれない静的機器、動作機能を損なってもそのまま機能を維持できる弁等の機器及び損傷した場合であっても代替手段があることなどにより機能を維持できる機器並びに原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器については、溢水による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、それらの中から、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するために必要な設備、放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備並びに使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を抽出するものであることを確認した。

## 2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

防護対象設備を防護するための設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水（以下「破損による溢水」という。）、異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水等の放水による溢水」という。）及び地震による機器の破損等により生じる溢水（以下「地震による溢水」という。）を含む発電用原子炉施設内における溢水を想定し、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。

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

### （1）破損による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、単一の機器の破損等により生じる溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定している。溢水量の算出に当たっては、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離範囲内の系統保有水量を合算して溢水量を設定する方針としている。ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量と漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定するとしている。配管の破損形状については、配管が内包する流体のエネルギーに応じて高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類し

た上で、高エネルギー配管については応力評価の結果に応じて完全全周破断又は貫通クラックを、低エネルギー配管については貫通クラックを設定する方針としている。

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

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

## (2) 消火水等の放水による溢水

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

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

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

## (3) 地震による溢水

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

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

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

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

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

使用済燃料プール等からの溢水量については、基準地震動により発生するスロッシングによる当該プール等の外への漏えい量としている。

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

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

#### (4) その他の要因による溢水

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

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

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

### 3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

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

## (1) 溢水防護区画の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、防護対象設備が設置されている全ての場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を対象に溢水防護区画を設定する方針としている。

規制委員会は、申請者が防護対象設備が設置されている場所及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を対象に、壁、扉、堰、床段差等によって溢水防護区画を設定する方針であることを確認した。

## (2) 溢水経路の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、開口部、扉（水密扉を除く。）等からの流入又は流出について溢水経路を設定する方針としている。ただし、消火活動時など、溢水時に水密扉の開放が想定される場合は、当該扉を溢水経路として設定するとしている。

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

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

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

#### 4. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針

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

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

##### (1) 没水の影響に対する設計方針

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

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

##### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により溢水箇所を隔離する。
- b. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。
- c. 壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。
- d. 上記に加え、その他の要因による溢水のうち機器の誤作動等による溢水については、漏えい検知システム等による溢水の発生の早期検知を行う。

##### ② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備の機能喪失高さが溢水水位を十分な裕度を持って上回るよう、設備設置高さをかさ上げする。
- b. 防護対象設備の周囲に浸水防護堰を設置する。

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

## (2) 被水の影響に対する設計方針

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

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

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

### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。
- b. 壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。
- c. 溢水防護区画内の火災に対しては、原則として水消火以外の消火手段を採用することとし、水消火を行う場合には、防護対象設備に対して不用意な放水を行わない運用とする。

### ② 防護対象設備に対する対策

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



- b. 防護対象設備に対して保護カバー等による被水防護対策を実施する。

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

### (3) 蒸気放出の影響に対する設計方針

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

#### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、自動又は手動による隔離を行う設計とする。当該対策だけでは、その防護対象設備の健全性が確保されない想定破損箇所については、保護カバーを設置する。
- b. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対する耐震性の確保又は補強工事等により発生応力を低減する。
- c. 壁、水密扉等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。

#### ② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備を蒸気暴露試験又は机上評価により蒸気影響に対して耐性を有しているものにする。
- b. 防護対象設備に対して蒸気暴露試験等により確認したシール、パッキン等による蒸気防護対策を実施する。

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

#### (4) その他の要因による溢水に対する設計方針

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

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

#### (5) アクセス通路の設計方針

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

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

#### (6) 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

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

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

規制委員会は、申請者による溢水に対する設計方針が没水、被水、蒸気放出に対して防護するものであること、アクセス通路のアクセス性を確保するものであること及び使用済燃料プールの機能を維持するものであることを確認した。

## 5. 建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針

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

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

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

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

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

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

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

## 7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

第9条第2項の規定は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないことを要求している。

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

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

## 8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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

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

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

### Ⅲ－8 誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）

第10条第2項の規定は、安全施設は、容易に操作できるよう設計することを要求している。

申請者は、想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が容易に安全施設を操作できるよう、以下の設計方針としている。

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

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

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室や現場で操作する機器等の識別管理等を行うものであること及び想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が安全施設を容易に操作できるようにするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－９ 安全避難通路等（第 11 条関係）**

第 11 条第 3 号の規定は、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を備える設計とすることを要求している。

申請者は、以下の設計方針としている。

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

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明及びその専用の電源を備える方針としていること、また、可搬型照明を時間的余裕も考慮し準備可能とすることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）

第１２条第２項の規定は、重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、原則として多重性又は多様性及び独立性の確保を要求している。当該系統のうち静的機器については、長期間（24時間以降又は運転モードの切替時点以降をいう。以下本節において同じ。）において想定される静的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能が達成できるよう設計することを要求している。

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

さらに、同条第７項の規定は、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないものであることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 静的機器の多重性
2. 共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設）

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### 1. 静的機器の多重性

第１２条第２項の規定は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものに対して、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保した設計とすることを要求している。

ただし、想定される静的機器の単一故障を仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を考慮しなくてもよいとされている。また、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合又は単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合は、当該機器に対する多重性の要求は適用しないとされている。

申請者は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、多重性を有しない静的機器であって、設計基準事故が発生した場合に、長期間にわたり機能が要求される設備として、非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタ装置、中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ装置並びに格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管を抽出している。

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

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

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

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

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

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

#### (2) 単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合

格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管は、安全機能に最も影響を与える単一故障として静的機器である配管一箇所全周破断を仮定したとしても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し、所定の安全機能を維持できる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものを抽出した上で、以下のとおりとしていることを確認した。

- (1) 申請者が単一故障を仮定しないとした非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタ装置並びに中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ装置については、設計基準事故時に、ダクト、配管の全周破断又はフィルタ本体の閉塞を仮定したとしても、放射性物質の漏えいに伴う周辺の公衆に対する被ばくによる実効線量の評価値が、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るよう安全上支障のない期間内に除去又は修復できるとしていること。
- (2) 申請者が、多重性は必要ないとした格納容器スプレイ冷却系の格納容器スプレイ管については、配管一箇所全周破断を仮定した場合であっても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し所定の安全機能を維持できることが、安全解析等により適切に確認されていること。

## 2. 共用又は相互接続

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

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

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

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

### (1) 共用

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



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

## (2) 相互接続

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

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

### Ⅲ－１１ 全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係）

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

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

規制委員会は、申請者の設計方針が、重大事故等対処設備からの電力供給が可能となるまでの間、原子炉停止等のために必要な設備に対し電源供給が可能な容量を有する蓄電池（非常用）を備えるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－１２ 炉心等（第１５条関係）

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

のとすること等を要求している。

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

規制委員会は、申請者による炉心等の設計方針が、運転時の異常な過渡変化時における荷重に対しても耐える設計とされていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

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

### **Ⅲ－１３ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）**

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

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

- １．使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策
- ２．使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **１．使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策**

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

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

止できるよう、以下の設計方針としている。

### (1) 落下のおそれがある重量物の抽出

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

### (2) 抽出された各重量物に対する設計又は運用に関する方針

抽出したそれぞれの重量物に対して、以下のような対策を講じる。

- ① 原子炉建屋原子炉棟の構造物については、基準地震動による地震力に対して使用済燃料プール内への落下を防止できるように設計する。
- ② 燃料交換機については、基準地震動による地震力に対して、燃料交換機本体、転倒防止装置及び走行レールに発生する荷重により生ずる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。
- ③ 原子炉建屋クレーンについては、基準地震動による地震力に対して、クレーン本体及び脱線防止ラグに発生する荷重により生ずる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。また、重量物の移送時には、走行範囲を制限する措置を講ずることで、仮に走行レールから脱落したとしても、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料プールに落下しない設計とする。さらに使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、落下物とならないよう運用上の措置を講ずる。

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

## 2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

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

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

申請者は、使用済燃料プールの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信するように設計している。さらに、外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により、使用済燃料プールの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を監視できるように設計している。

規制委員会は、申請者の設計方針が、使用済燃料貯蔵槽を監視するために必要なパラメータとして、放射線量に加え、水位及び水温についても、異常の検知や原子炉制御室における監視を可能とし、外部電源喪失時においても監視を可能とするものであることを確認した。

#### **Ⅲ－１４ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）**

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

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有する接続配管は、原子炉側からみて、第２隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする。
2. 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有する接続配管のうち、弁の施錠管理を行うことにより開とならない運用とする場合は、原子炉側からみて、第１隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする。
3. 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないよう十分なじん性を有する設計とする。また、クラス１機器としての供用期間中検査を可能とする。
4. 新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、クラス１機器における要求を満足していることを確認する。また、クラス１機器としての供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管を抽出するとしていること、当該機器及び配管をクラス 1 機器として位置付けるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－１５ 安全保護回路（第 24 条関係）**

第 24 条第 6 号の規定は、安全保護回路は不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計することを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。
2. 安全保護系のデジタル計算機は、通信状態を監視し、送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断した上で、通信を送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。
3. 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
4. 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC4620-2008)及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008)に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
5. 発電所出入管理により、物理的アクセスを制限する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－１６ 放射性廃棄物の処理施設（第 27 条関係）**

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

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

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

規制委員会は、当該設備の撤去後においても、放射性廃棄物を処理する能力に変更がないこと及び液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止する方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－１７ 保安電源設備（第３３条関係）**

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

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

- １．保安電源の信頼性
  - （１）発電所構内における電気系統の信頼性
  - （２）電線路の独立性
  - （３）電線路の物理的分離
  - （４）複数号炉を設置する場合における電力供給確保
- ２．外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保
  - （１）非常用電源設備等
  - （２）隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **１．保安電源の信頼性** **（１）発電所構内における電気系統の信頼性**

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

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

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

- ① 保安電源設備については、安全施設への電力の供給が停止することがないようにすること、電力系統の異常の検知とその拡大防止については、遮断器により短絡等の故障による影響を局所化するとともに、他の安全機能への影響を限定できること。
- ② 外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことによって、安全施設への電力の供給の安定性を回復できること。
- ③ 重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易であること。

## (2) 電線路の独立性

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

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

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

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

### (3) 電線路の物理的分離

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

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

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

### (4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

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

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



るとしている。また、当該開閉所等は、防潮堤等により津波に対して防護するとともに、塩害を考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準対象施設に接続する電線路のいずれの2回線が喪失した場合でも他の1回線によって2号炉に電力を供給できるものであることを確認した。

## 2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

### (1) 非常用電源設備等

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

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

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

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

### (2) 隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

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

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

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

## **IV 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力**

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

本章においては、申請者の計画が、設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準のうち 1. 0 から 1. 1 9 項に適合しているか否かを審査した。

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

### **1. 重大事故等の拡大の防止等（第 3 7 条）**

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

#### **（1）事故の想定**

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

起回事象と安全機能の喪失の組合せは多数存在することから、効率的に対策を計画するため、起回事象、安全機能の喪失状況、対策の共通性に着目して少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。その上で、事故シーケンスグループ等ごとに事故の進展や対策の実施等の観点から最も厳しい重要事故シーケンス等を選定する。すなわち、重要事故シーケンス等に対して対策が有効であれば、その対策は当該重要事故シーケンス等が含まれる事故シーケンスグループ等に対して有効であるものと判断できる重要事故シーケンス等を選定する。これらが適切に行われているかを審査する。

#### **（2）有効性評価**

事故シーケンスグループ等ごとに、申請者の計画する対策が、当該事故シーケンスグループ等の特徴を踏まえたものか審査する。その上で、重要事故シーケンス等に対して申請者が計画している対策の有効性について、適切な解析手法を用いているか、解析結果が評価項目を満たしているか、解析コード等の不確かさを考慮しても評価項目を満たしていることに変わりはないかを審査す

---

（※<sup>8</sup>）通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器破損及び燃料損傷に波及する可能性のある事象（外部電源喪失、LOCA 等）。以下この章において同じ。

る。また、当該対策が要員及び燃料等の観点からも対応可能であるかを審査する。

## 2. 設備及び手順等（第38～第41条、第43～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1.0～1.19）

申請者は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた対策や前記のように網羅的かつ体系的に想定した事故への対策に関する設備及び手順等を適切に整備する必要がある。さらに、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する必要がある。

### （1）設備及び手順等に対して要求される共通事項（第38～第41条、第43条、重大事故等防止技術的能力基準1.0）

地震及び津波などにより機能を喪失しないこと、炉心損傷防止などに必要な性能を確保することなどは、重大事故等に対処するための設備及び手順に対して要求される共通の事項であり、これらが適切になされる方針であるかを審査する。

### （2）機能ごとに要求される事項（第44～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1.1～1.19）

#### ① 設置許可基準規則等の逐条において必要とされる設備及び手順等

設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準第1項は、主として福島第一原子力発電所事故の教訓から導かれた要求事項から構成されている。申請者が設備及び手順等を整備する上での申請者の方針が、要求事項にのっとった適切なものであるかについて審査する。

#### ② 有効性評価において必要とされる設備及び手順等

上記有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備が、適切な方針の下に行われるかを審査する。

#### ③ 申請者の自主的な設備及び手順等

機能喪失の原因分析などを行った上で、さらなる対策の抽出を行い、上記以外の設備及び手順等を整備するなど自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。なお、有効性評価においては厳しい条件で解析を行うため、故障した設備の復旧などは見込まないが、実際には復旧対策などの自主的な対応が行われる。このため、

全体としての対策の実現性を検討するためには、自主的な対応も確認することが必要である。

### 3. 大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力基準2. 1）

申請者は、原子炉施設が大規模な損壊に至った場合に対しても、事故の影響を緩和する対策を整備しておく必要がある。

重大事故等防止技術的能力基準2. 1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における手順書、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を適切に整備する方針であることを要求している。

V章において、申請者の計画が、大規模損壊に対する手順書、体制及び資機材の整備が大規模損壊発生時の特徴を踏まえた適切な方針であることを審査する。

## IV-1 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）

第37条は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、重大事故が発生した場合においては、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じることが要求している。

また、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、運転停止中（※<sup>9</sup>）における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じることが要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

IV-1. 1 事故の想定

IV-1. 2 有効性評価の結果

IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策

IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

IV-1. 2. 4 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

また、規制委員会は、申請者が有効性評価に用いた解析コードについて、その適用性を確認した。

（※<sup>9</sup>）停止中評価ガイドでは、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間としている。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除くとしている。

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。なお、以下において位置付けた重大事故等対処設備及びその手順等の整備の方針は、IV-2からIV-4に示している。

#### **IV-1. 1 事故の想定**

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする原子炉施設において「想定する事故シーケンスグループ（※<sup>10</sup>）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※<sup>11</sup>）」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、有効性評価の対象とするとしている。また、格納容器破損モードごとに、格納容器の破損に至る重要な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定するとしている。

また、SFP評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷防止については、想定事故1及び想定事故2を想定するとしている。

さらに、停止中評価ガイドは、燃料の著しい損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

事故シーケンスグループ等（設置許可基準規則解釈において、必ず想定することを要求しているもの）は、以下のとおり。

##### **① 運転中の事故シーケンスグループ**

- a. 高圧・低圧注水機能喪失
- b. 高圧注水・減圧機能喪失
- c. 全交流動力電源喪失
- d. 崩壊熱除去機能喪失
- e. 原子炉停止機能喪失
- f. LOCA時注水機能喪失

---

（※<sup>10</sup>）起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数若しくは複数の事故シーケンスを含む。

（※<sup>11</sup>）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

- g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

## ② 格納容器破損モード

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
- f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

## ③ 想定事故 1 及び想定事故 2

- a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
- b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失

## ④ 運転停止中の事故シーケンスグループ

- a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

# 1. 申請内容

申請者は、事故シーケンスグループ等の特定及び事故シーケンスグループ等ごとの重要事故シーケンス等の選定については、以下のとおりとしている。

## （1）運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

### ① 事故シーケンスグループの特定

- a. イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出  
内部事象レベル 1PRA（※<sup>12</sup>）の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベ

---

（※<sup>12</sup>）PRA には、①偶発故障又は人的過誤により発生する事故と、②地震等特定の事象により発生する事故を対象とするものがある。①を「内部事象 PRA」と呼ぶ。なお、IAEA ガイド (SSG-3) ではレベル 1PRA の評価対象として偶発故障、内部ハザード（内部火災等）及び外部ハザード（地震等）の 3 つとしている。

ントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

#### b. PRA に代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討

内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。

具体的には、内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。

また、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

#### c. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

上記 a. においてイベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目し類型化して事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する 7 つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震特有の 7 つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、格納容器損傷、圧力容器損傷、計測・制御系喪失、格納容器バイパス、Excessive LOCA）、津波特有の 1 つの事故シーケンス（複数の安全機能喪失）が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。

#### d. PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定

上記の 8 つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かを、PRA の結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループとの比較により検討した。そ



の結果、地震特有の7つの事故シーケンスは、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られること（「V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」を参照）を確認した。また、津波特有の1つの事故シーケンスについては、頻度の観点から、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、津波の建屋内への流入により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認した。

以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、地震特有の7つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。

よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。

#### e. 原子炉格納容器の機能に期待する事故シーケンス

国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、想定する事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする。

### ② 重要事故シーケンスの選定

有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いた。また、選定の際に複数の事故シーケンス

が重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定した。具体的には表IV-1のとおり。

## (2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

### ① 格納容器破損モードの抽出

#### a. PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損(※<sup>13</sup>)に係る以下の水素燃焼を除く11の格納容器破損モードを一般社団法人日本原子力学会(以下「日本原子力学会」という。)のPRAに関する実施基準(※<sup>14</sup>)にのっとり検討対象とした。また、水素燃焼については、その対策として原子炉格納容器内を窒素置換していることから、日本原子力学会のPRA実施基準のBWR分類例では対象外としているが、窒素置換対策の有効性を確認する目的で検討対象とした。

- 1) インターフェイスシステム LOCA
- 2) 格納容器隔離失敗
- 3) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発
- 4) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(未臨界確保失敗))
- 5) 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発
- 6) 格納容器雰囲気直接加熱
- 7) 溶融物直接接触
- 8) 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 9) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過温破損)
- 10) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(崩壊熱除去失敗))
- 11) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(長期冷却失敗))
- 12) 水素燃焼

#### b. PRAに代わる方法による格納容器破損モードの検討

内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5PRA(※<sup>15</sup>)の手法と工学的な判断により検討を実施した。

(※<sup>13</sup>) 日本原子力学会標準においては、事故後に限界耐力以上の負荷によって構造的な損傷を引き起こす原子炉格納容器の状態として、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗と並び用いられている。

(※<sup>14</sup>) 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準」(レベル2PSA編):2008

(※<sup>15</sup>) レベル1.5PRAとは、炉心損傷後の格納容器破損確率を求めるまでのPRAをいう。

検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失及び地震による格納容器本体の損傷が考えられるが、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失については上記 a. の 12 の破損モードで抽出されていること、地震による格納容器本体の損傷については構造的な損傷による直接的な閉じ込め機能喪失であり国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、原子炉格納容器損傷防止が困難であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル 1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象(※<sup>16</sup>)による影響についても上記 a. の 12 の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

#### c. 評価対象とする格納容器破損モードの抽出

上記 a. において検討対象とした 12 の格納容器破損モードには、必ず想定する 6 つの格納容器破損モードが含まれる。なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）(※<sup>17</sup>)については、BWR の一部の原子炉格納容器（MARK-I 型）に特有の事象であるため、MARK-I 改良型である女川 2 号炉では評価の対象外とする。

原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に溶融炉心が急激に噴出（高圧溶融物放出）した後の格納容器破損モードとして、溶融物直接接触（シェルアタックは対象外とする。）及び格納容器雰囲気直接加熱を考慮している。両者とも、原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力容器を減圧することが格納容器破損防止対策となるため、必ず想定する格納容器破損モードである格納容器雰囲気直接加熱としてまとめる。

必ず想定する格納容器破損モードに分類されない 2 つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）及び 3 つの破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗））、インターフェイスシステム LOCA 及び雰囲気圧力・温度に

---

(※<sup>16</sup>) 日本原子力学会標準では、格納容器破損の原因となる物理現象として水蒸気爆発、過圧破損、格納容器雰囲気直接加熱等を格納容器内物理現象と呼んでいる。

(※<sup>17</sup>) 日本原子力学会の PRA に関する実施基準では、溶融物直接接触に格納容器直接接触（シェルアタック）が含まれている。

よる静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗））については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。

原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されていること。

格納容器隔離失敗については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を1日に1回確認する運用であること及び事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価したこと。

3つの破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗））、インターフェイスシステム LOCA 及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗））については、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価すること。

さらに、雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（長期冷却失敗））及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）は、選定される事故シーケンスが同一となるため、必ず想定する格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）としてまとめる。

よって、想定する格納容器破損モードは以下の5つとする。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（過圧破損（長期冷却失敗）、過温破損）
- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（溶融物直接接触、格納容器雰囲気直接加熱）
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（原子炉圧力容器外での水蒸気爆発）
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- ・ 水素燃焼（水素燃焼）

## ② プラント損傷状態の特定

炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、レベル 1PRA で抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、原子炉格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて分類した。

さらに、PDS ごとに、原子炉格納容器冷却の分岐・ヘディングを考慮し設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c. の5つの格納容器破損モードのいずれかに対応することを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとに PDS を整理した。

### ③ 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとの PDS から、格納容器への圧力又は温度による負荷の大きさの観点で最も厳しくなる PDS を選定した。この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとした。

さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮した。具体的には表IV-1のとおり。

## (3) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

想定事故1及び想定事故2を想定する。

## (4) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

### ① 事故シーケンスグループの特定

運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかった。

### ② 重要事故シーケンスの選定

停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いた。具体的には表IV-1のとおり。

## 2. 審査結果

### (1) 運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とする PRA に代わる方法として、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。

規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の7つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていること、津波特有の1つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。

また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとり考え方であることから、妥当であると判断した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

### (2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとり検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モー

トはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。

規制委員会は、申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

### **(3) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故**

規制委員会は、申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法であることを確認した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当であると判断した。

## **3. 審査過程における主な論点**

### **(1) 「津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象」の安全機能への影響について**

申請者は、当初、津波が防潮堤の高さ O.P. +29m を超え敷地に流入する事象に対し、安全機能への影響について、その根拠を明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、申請者に、津波が防潮堤を超えた場合の浸水範囲を特定し、安全機能への影響を検討するように求めた。

申請者は、原子炉建屋等に津波が流入する前に海水ポンプが機能喪失することを防止するため、新たに海水ポンプエリア周辺に浸水防止壁を設置することとし、その上で、浸水範囲と安全機能への影響について検討を行った。その結果、津波高さ（※<sup>18</sup>）により次の2つに区分されることを示した。

- ① 津波分類 A（津波高さ 0.P. +29m～0.P. +33.9m）：浸水防止壁の設置等により、津波は海水ポンプエリア内へ浸水しないため、海水ポンプは機能喪失せず、また、原子炉建屋及び制御建屋の入口扉に到達しないため、建屋内に設置されている設備の安全機能は喪失しない。
- ② 津波分類 B（複数の安全機能喪失）（津波高さ 0.P. +33.9m 超過）：原子炉建屋及び制御建屋の入口扉の高さを超えて建屋内に大量浸水が発生し、複数の安全機能が喪失するが、当該区分の津波発生頻度は極めて低く、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さい。

規制委員会は、申請者が、津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象について、浸水防止壁を設置した上で浸水範囲を特定し、津波高さや安全機能への影響との対応を整理した結果、津波分類 B の発生頻度は極めて低く、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さいこと、また、大規模損壊対策などにより緩和措置を図るとしていることから、新たな事故シーケンスグループとして抽出しないとしていることは、妥当であると判断した。

---

(※<sup>18</sup>) ここでいう「津波高さ」とは、防潮堤の位置に無限の高さの壁があると仮定し、津波が防潮堤に衝突したとき、せり上がった津波の高さをいう。



表IV-1 申請者の重要事故シーケンス等の選定について

|                       | 事故シーケンスグループ                   | 重要事故シーケンス                                  | 選定理由  |  |
|-----------------------|-------------------------------|--|---|--|
| 炉心損傷防止対策              | 高圧・低圧注水機能喪失                   | 過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗                     | 起回事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。過渡事象後、逃がし安全弁の再閉成功が、逃がし安全弁の再閉失敗に比べて、減圧時の設備容量の観点で、原子炉圧力容器内が高圧状態に維持され、減圧のために逃がし安全弁の大きな吹き出し容量を必要とすることから、より厳しい事故シーケンスとなる。                            |  |
|                       | 高圧注水・減圧機能喪失                   | 過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗                         | 起回事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。  |  |
|                       | 全交流動力電源喪失                     | ・長期 TB                                     | 外部電源喪失+DG 失敗+HPCS 失敗 (蓄電池枯渇後 RCIC 停止)   | 全交流動力電源喪失時は、外部電源喪失後非常用ディーゼル発電機 2 台の機能喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失により (HPCS が機能喪失に至る。)、原子炉隔離時冷却系を除く設計基準事故対処設備の注水機能及び除熱機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系の機能達成を阻害する要因である、「蓄電池枯渇後原子炉隔離時冷却系停止」、「原子炉隔離時冷却系本体の機能喪失」、「SRV 再閉失敗」及び「直流電源の喪失」に事故シーケンスグループを分類した。 |
|                       |                               | ・TBU                                       | 外部電源喪失+DG 失敗+高圧注水失敗 (RCIC 本体の機能喪失)  |  |
|                       |                               | ・TBP                                       | 外部電源喪失+DG 失敗+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗   |  |
|                       |                               | ・TBD                                       | 外部電源喪失+DG 失敗+直流電源喪失+HPCS 失敗   |  |
|                       | 崩壊熱除去機能喪失                     | ・取水機能が喪失した場合 <sup>*1</sup>                 | 過渡事象+崩壊熱除去失敗  | 起回事象として抽出された「LOCA」、「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。代表性 (炉心損傷頻度が高い) の観点から、逃がし安全弁の再閉成功を選定する。なお「LOCA」は、原子炉格納容器内に蒸気が放出されるため原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しいが、中小破断 LOCA は LOCA 時注水機能喪失シーケンス、大破断 LOCA は格納容器過圧・過温破損シーケンスで評価する。            |
|                       |                               | ・残留熱除去系が故障した場合 <sup>*1</sup>               | 過渡事象+崩壊熱除去失敗  |  |
|                       | 原子炉停止機能喪失                     | 過渡事象+原子炉停止失敗                               | 過渡事象+原子炉停止失敗  | 起回事象として、「過渡事象」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点で、原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じるなど、原子炉冷却材圧力バウンダリが破断している「LOCA」に比べ、より厳しい事故シーケンスとなる。   |
| LOCA 時注水機能喪失          | 中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗   | 中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗                | 起回事象として、「中破断 LOCA」を選定する。これは、破断口径が大きく冷却材の流出量が多いため、要求される設備容量の観点で、より厳しい事故シーケンスとなる。   |  |
| 格納容器パイパス              | インターフェイスシステム LOCA             | インターフェイスシステム LOCA                          | 格納容器パイパスに係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。  |  |
| 格納容器破損防止対策            | 格納容器破損モード                     | PRA で選定された評価事故シーケンス <sup>*2</sup>          | 選定理由  |  |
|                       | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) | 大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失      | 起回事象として、破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されない「大破断 LOCA」を選定する。   |  |
|                       | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱           | 過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+DCH 発生) | 原子炉圧力容器が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されない過渡事象を選定する。DCH 発生時の原子炉圧力の厳しさの観点から、高圧で維持される逃がし安全弁の再閉成功時が、より厳しい事故シーケンスとなる。   |  |
|                       | 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用         | 過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI 発生)  | 原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。LOCA は、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく、デブリの保有熱量が小さくなることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。   |  |
|                       | 水素燃焼                          | 大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失      | 原子炉格納容器内を窒素で置換しているため、PRA では水素燃焼による格納容器破損シーケンスは選定されない。国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスである、大破断 LOCA+HPCS 機能喪失とした。  |  |
|                       | 溶融炉心・コンクリート相互作用               | 過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 (+デブリ冷却失敗) | 原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。「LOCA」は、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性があることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。  |  |
|                       | 反応度の誤投入                       | 制御棒の誤引き抜き                                  | 制御棒の誤引き抜き   | 反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。  |
| 運転停止中の原子炉における燃料破損防止対策 | 事故シーケンスグループ                   | 重要事故シーケンス                                  | 選定理由  |  |
|                       | 崩壊熱除去機能喪失                     | 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗                     | 起回事象として、残留熱除去系のフロントライン系故障を選定する。これは、残留熱除去系のフロントライン系故障、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失のうち、残留熱除去系のフロントライン系故障と残留熱除去系のサポート系故障では崩壊熱除去機能への影響は同じであるが、余裕時間の観点で残留熱除去系のフロントライン系故障が厳しい。なお、外部電源喪失後の崩壊熱除去機能は「全交流動力電源喪失」に包絡される。 |  |
|                       | 全交流動力電源喪失                     | 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗                 | 起回事象として、外部電源喪失時の交流電源喪失を選定する。  |  |
|                       | 原子炉冷却材の流出                     | 原子炉冷却材の流出 (RHR 切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗     | 起回事象として、事象認知までに要する時間、代表性 (炉心損傷頻度が高い) の観点から残留熱除去系系統切替時のミニマムフロー弁操作誤りを選定する。  |  |
|                       | 反応度の誤投入                       | 制御棒の誤引き抜き                                  | 反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。   |  |

※1 有効性評価ガイドの要求を踏まえ、崩壊熱除去機能喪失のシーケンスグループを「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」に事故シーケンスグループを分類した。  
 ※2 有効性評価における評価事故シーケンスでは、事象進展をより厳しくする観点などから、PRA で選定された評価事故シーケンスに複数の機能の喪失の重畳を考慮している。

## IV-1.2 有効性評価の結果

第37条は、想定する事故シーケンスグループ等ごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。

事故シーケンスグループ等ごとの申請内容、審査結果及び審査過程における主な論点は以下のとおりである。

### IV-1.2.1 炉心損傷防止対策

第37条第1項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈において、「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するという要件を満たすものとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(d)の項目(以下「炉心損傷防止対策の評価項目」という。)を概ね満足することを確認するとしている。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること(※<sup>19</sup>)。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

また、有効性評価ガイドでは、格納容器圧力逃がし装置による排気(以下「格納容器ベント」という。)を実施する場合には、「敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと(発生事故当たり概ね5mSv以下)を確認する」としている。

なお、上記の評価項目(c)及び(d)において限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合の根拠と妥当性については、「IV-1.2.2 格納容器破損防止対策」に示している。

---

(※<sup>19</sup>)「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。

(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

#### IV-1. 2. 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### （1）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける（※<sup>20</sup>）。
- ④ 安定状態（※<sup>21</sup>）に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。な

（※<sup>20</sup>）本審査書においては、既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備とする場合には「重大事故等対処設備として位置付ける」とし、それ以外については「重大事故等対処設備として新たに整備する」と整理した。

（※<sup>21</sup>）有効性評価ガイド2.2.1(4)では、「原子炉が安定停止状態」と示しているが、原子炉及び原子炉格納容器を安定させる必要がある場合は「安定状態」としている。

お、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系には、サブプレッションチェンバ側及びドライウェル側の2経路がある。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び事象進展解析に用いるコード（以下「解析コード」という。）の選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、逃がし安全弁の再閉失敗に比べて、原子炉圧力容器内が高圧状態に維持され、減圧のために逃がし安全弁の大きな吹出し容量を必要とすることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。また、本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）が高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 評価上想定する事故の条件（以下「事故条件」という。）：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に原子炉再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）が停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3（※<sup>22</sup>））による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。
- d. 重大事故等対処設備の機器条件（以下「機器条件」という。）：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ 2 台の注水特性に従うものとし（設計値として最大 199m<sup>3</sup>/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自

(※<sup>22</sup>) 申請者は、燃料有効長頂部より上の原子炉水位について、低い方よりレベル 1（燃料有効長頂部から +47cm）からレベル 8（燃料有効長頂部から +560cm）までの水位を設定している。水位レベルは原子炉隔離時冷却系等の機器動作条件と関連づけられている。その他の水位レベルは略語等を参照。

動減圧機能) 6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いる原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  において、 $10.0\text{kg}/\text{s}$  とする (※<sup>23</sup>)。

- e. 重大事故等対処設備の操作条件 (以下「操作条件」という。): 原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の準備時間等を考慮し、事象発生から 25 分後とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $0.384\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に実施する。外部水源注水量限界 (サプレッションプール水位が真空破壊装置下端  $-0.4\text{m}$  (通常運転水位 + 約  $2\text{m}$ )) に到達後、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) を停止し、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低 (レベル 2) における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約  $7.69\text{MPa}[\text{gage}]$  に抑えられる。また、逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却により、PCT は約  $859^\circ\text{C}$  に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子

---

(※<sup>23</sup>) 耐圧強化ベント系を用いた場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合と比較して、排気流量は大きくなり、原子炉格納容器内の圧力の低下傾向は大きくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の条件に包絡される。以下同じ。

炉格納容器からの除熱（事象発生から約 45 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.427MPa[gage]、最高温度は約 154°C に抑えられる。

- c. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量は、格納容器ベントをより早期に実施する事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」での評価結果（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時：約  $8.3 \times 10^{-2}$  mSv、耐圧強化ベント系によるベント時：約  $7.9 \times 10^{-2}$  mSv）以下であり、5mSv を下回る。
- d. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER (※<sup>24</sup>) 及び CHASTE は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C 程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点と

---

(※<sup>24</sup>) SAFER の適用性については「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」において記載している。以下、CHASTE、REDY、SCAT、MAAP 及び APEX についても同様。

するが、MAAPの不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 25 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。また、この場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 40 分後（解析上の開始時間に対して 15 分遅れ）に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 966℃ となる。この結果より、PCT が 1,200℃ 以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。また、この場合の原子炉格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約  $3.5 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約  $3.4 \times 10^{-1} \text{mSv}$  であり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達したとき（事象発生から約 45 時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 1.5 時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 0.854MPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・

過温破損)」においても事象発生から約 51 時間後であり、約 5 時間以上の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,800m<sup>3</sup> である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup> の水を保有しており、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要な軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見られ、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）に



よる原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。

なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

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

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### （1）炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断

原子炉圧力容器の減圧は、原子炉冷却材の保有水量の低下を伴うため、その開始判断を適切に行う必要がある。

申請者は、当初、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧の判断基準を明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、減圧開始の判断基準を明確にするように求めた。

申請者は、これに対して、低圧注水への移行を目的として、炉心損傷前において、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動（※<sup>25</sup>）を確認できた場合に原子炉圧力容器を減圧すると説明した。

これにより、規制委員会は、炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断が適切に行われることを確認した。

## （2）燃料被覆管の破裂が敷地境界における実効線量に与える影響

申請者は、当初、本重要事故シーケンスでは燃料被覆管の破裂が生じないとし、炉心損傷が発生する前の原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量を、燃料被覆管の破裂が生じないという条件で評価していた。申請者は、燃料被覆管の破裂の有無を判断するために試験データに基づく破裂判定曲線を用いたが、本重要事故シーケンスの解析結果は破裂条件に接近しており、試験データのばらつきや解析の不確かさを考慮した場合、破裂の可能性を否定できず、敷地境界の実効線量が5mSv以下となることが根拠とともに示されていなかった。

このため、規制委員会は、申請者に対して、燃料被覆管の破裂が原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界の実効線量に与える影響を評価し、解析の不確かさを考慮した場合の成立性を示すことを求めた。

申請者は、燃料被覆管の破裂及びそれらからの放射性物質の放出の影響を確認するため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却の開始時間を15分遅らせた場合の敷地境界での実効線量を評価し、その結果が上記1.（2）③b.イ.のとおり約 $3.5 \times 10^{-1}$ mSv以下であることを示した。

これにより、規制委員会は、燃料被覆管の破裂が敷地境界での実効線量に及ぼす影響を評価していること及び炉心損傷を判断した場合には炉心損傷後の対策を行う手順が整備されることを確認した。

## （3）長期的な原子炉格納容器の安定状態の維持

---

（※<sup>25</sup>）申請者は、「低圧注水系又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」を、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水給水系のうち1系統起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することとしている。

申請者は、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度について、評価項目を満足するものの、高め（約 112℃）に推移している解析結果を示している。

このため、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持するための対策として、残留熱除去系の復旧並びに残留熱除去系の熱交換器が使用できない場合の対応を示すことを求めた。

申請者は、残留熱除去系の復旧手順を整備し残留熱除去系ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプ電動機並びにポンプ部品の予備品を確保すること、また、残留熱除去系の復旧が困難な場合には、自主対策として、可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱、原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱及び原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を整備することを示した。

これらにより、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器からの除熱を行うための対策が整備されることを確認した。

#### **IV-1. 2. 1. 2 高圧注水・減圧機能喪失**

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と原子炉減圧機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失し、原子炉圧力容器の減圧ができず高圧状態が継続する。逃がし安全弁（※<sup>26</sup>）（逃がし弁機能）によっても高圧状態が継続し低圧注水が実施できず、原子炉圧力の制御に伴う水蒸気の流出により原子炉

(※<sup>26</sup>) 逃がし安全弁には、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるために、弁入口圧力がスプリング荷重に打勝って開放する安全弁機能のほか、外部からの信号(原子炉圧力高)により強制的に開放する逃がし弁機能がある。さらに、事故時に低圧注水系が運転可能な圧力まで原子炉圧力を速やかに低下させるために、原子炉水位低(レベル1)及びドライウェル圧力高の同時信号により逃がし安全弁を強制的に開放する自動減圧機能がある。

水位が低下し、炉心損傷に至る。

- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、自動減圧系の作動ロジックを追加することにより原子炉圧力容器を減圧するとともに、低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧並びに低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を実施する。このため、代替自動減圧回路を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持並びに低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。その後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を継続し、残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に切り替えて原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に再循環ポンプが停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。
- d. 機器条件：代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、原子炉水位低（レベル 1）到達から 10 分後とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。低圧炉心スプレイ系及び 3 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル 1）で自動起動するものとする。低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし（最大  $1,135\text{m}^3/\text{h}$ ）、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。残留熱除去系（低圧注水モード）3 系統による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うもの（1 系統当たり最大  $1,191\text{m}^3/\text{h}$ ）とする。残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッションプール水温又は原子炉冷却材温度  $52^\circ\text{C}$ 、海水温度  $26^\circ\text{C}$ において約  $8.8\text{MW}$  とする。
- e. 操作条件：残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉水位高（レベル 8）を確認後、実施する。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の開始時間は、事象発生から 12 時間後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル 2）における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約  $7.69\text{MPa}[\text{gage}]$ に抑えられる。また、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約  $749^\circ\text{C}$ に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著し

くなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱により、原子炉格納容器内の最高圧力は約 0.034MPa[gage]、最高温度は約 83°Cに抑えられる。
- c. 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大

きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）の操作開始は、事象発生から約 40 分後としている。操作開始が遅れた場合であっても、原子炉格納容器の最高使用圧力の 0.427MPa[gage]に至る時間は、「IV-1. 2. 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失」において事象発生から約 45 時間後であり、44 時間以上の余裕があることから十分な時間余裕がある。

c. 感度解析による影響評価

本重要事故シーケンスでは、低圧炉心スプレイ系及び 3 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却に期待しているが、仮に 1 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）のみによる炉心の冷却の場合でも、PCT は約 797℃及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となり、評価項目を満足することになりは変わらない。

d. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、13 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスでは、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サブレーションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要な軽油量は約 735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電

を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計約 760kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」において、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。



以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失**

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後（※<sup>27</sup>）、交流動力電源を必要とする安全機能を有する機器が機能を喪失する「全交流動力電源喪失（長期 TB）」において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

さらに、「全交流動力電源喪失（長期 TB）」に原子炉隔離時冷却系の本体故障による高圧注水失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBU）」、直流電源の喪失が重畳する「全交流動力電源喪失（TBD）」及び逃がし安全弁の開固着による再閉失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBP）」を考慮し、計4つの事故シーケンスグループにおいて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）**

##### **（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失する。原子炉隔離時冷却系が起動し炉心の冷却が維持されるが、その後、直流電源の枯渇により炉心を冷却できなくなり、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、直流電源を確保し原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、125V蓄電池 2A を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉

（※<sup>27</sup>）ここでの非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失とは、設計基準事故対処設備に位置付けている発電機の喪失をいう。

隔離時冷却系及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉压力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持並びに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）及びサブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗（蓄電池枯渇後 RCIC 停止）」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心

スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大  $130\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとする。ガスタービン発電機による給電を開始した後の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし（最大  $1,191\text{m}^3/\text{h}$ ）、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッションプール水温  $154^\circ\text{C}$ 、海水温度  $26^\circ\text{C}$  において約  $16\text{MW}$  とする。
- e. 操作条件：ガスタービン発電機による給電の開始時間は、事象発生から 24 時間後とする。この条件に関連して、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は事象発生から 24 時間後とし、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は事象発生から 25 時間後とする。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に実施する。

原子炉隔離時冷却系を含めて必要な直流電源については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa[gage] に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持される。また、事象発生から 24 時間後のガスタービン発電機による給電の開始後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309°Cとなる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.366MPa[gage]、最高温度は約 153°Cに抑えられる。
- c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が概ね維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

現場における直流電源の負荷切離しは、事象発生 8 時間後から操作時間 60 分で実施するとしているが、負荷切離しの対象となる負荷について 9.5 時間以上給電を継続可能であるため、時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は 30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約760m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kL、大容量送水ポンプ（タイプI）により復水貯蔵タンクへ7日間給水した場合に必要な軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいいため、対応が可能である。

## 1-2 全交流動力電源喪失（TBU）

### （1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に原子炉隔離時冷却系の本体故障により原子炉隔離時冷却系が機能を喪失する。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、直流電源を確保し高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：高圧代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧代

替注水系及び 125V 蓄電池 2B を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉压力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+高圧注水失敗（RCIC 本体の機能喪失）」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が本体故障により機能喪失するものとする。

- d. 機器条件：高圧代替注水系は中央制御室から遠隔で手動起動し、原子炉水位回復後は原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉压力容器への注水流量は設計値である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。

その他の機器条件は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失している点を除き、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- e. 操作条件：高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 15 分後とする。

ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の操作の条件は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

高圧代替注水系を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、原子炉隔離時冷却系の起動に失敗するが、高圧代替注水系による炉心の冷却によって原子炉水位は維持される。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と比較した場合、手動起動の高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認及び起動操作に時間を要するため、自動起動の原子炉隔離時冷却系よりも起動の開始が遅れ、原子炉水位は原子炉水位低（レベル 2）程度まで低下するが、その後の高圧代替注水系による炉心の冷却により原子炉水位は回復する。原子炉水位回復後において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系以外の操作条件は同一であるため、事象進展の過程を通して、解析結果は「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と概ね同様となる。

以上のことから、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。



b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認を起点とした高圧代替注水系の手動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は事象発生から 15 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

高圧代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 50 分後（解析上の開始時間に対して 35 分の遅れ）に炉心の冷却を開始した場合、炉心が一旦露出して燃料被覆管温度が上昇するものの、その最高温度は約 458℃であり 1,200℃を超えないため、評価項目を満足することには変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、高圧代替注水系及び低圧代替注水系

(常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約730m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心の冷却及び残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいいため、対応が可能である。

### 1-3 全交流動力電源喪失(TBD)

#### (1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBD)」(以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。)の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に直流電源が機能を喪失するため、原子炉隔離時冷却系を起動できない。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、代替直流電源を確保し高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：高圧代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧代替注水系及び125V代替蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを

重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失+HPCS 失敗」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が直流電源喪失により機能喪失するものとする。

- d. 機器条件：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。

- e. 操作条件：高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は、125V 代替蓄電池からの受電操作等を考慮し、事象発生から 40 分後とする。

ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の操作の条件は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

高圧代替注水系を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa[gage]に抑えられる。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、一時的に炉心が露出することにより被覆管温度は上昇するが、高圧代替注水系による炉心の冷却により、PCT は約 309℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.375MPa[gage]、最高温度は約 155℃に抑えられる。
- c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の不確かさの影響については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認を起点とした高圧代替注水系の手動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は事象発生から 40 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

高圧代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 50 分後（解析上の開始時間に対して 10 分の遅れ）に炉心の冷却を開始した場合、炉心が一旦露出して燃料被覆管温度が上昇するものの、その最高温度は約 458℃であり 1,200℃を超えないため、評価項目を満足することには変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、高圧代替注水系及び低圧代替注水系

(常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約730m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心の冷却及び残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいいため、対応が可能である。

#### 1-4 全交流動力電源喪失(TBP)

##### (1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBP)」(以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。)の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に1個の逃がし安全弁が開状態のまま固着する。このため、原子炉隔離時冷却系が起動して炉心が冷却されるが、開固着した逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉圧力が低下する。原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉隔離時冷却系が停止し炉心損傷に至る前に、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、125V蓄電池2Aを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

また、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、逃がし安全弁(自動減圧機能)により原子炉圧力容器を減圧し、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)により炉心を冷却する。このため、直流駆動低圧注水

系ポンプ、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 250V 蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

## （2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、1 個の逃がし安全弁が開固着するものとする。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力が 1.04MPa[gage]に低下するまで炉心の冷却を継続するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 90.8m<sup>3</sup>/h とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個（開固着している弁を除く。）を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 80m<sup>3</sup>/h）に従うものとする。

ガスタービン発電機による給電を開始した後の低圧代替注水系（常

設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性 (最大 130m<sup>3</sup>/h) に従うものとする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし (最大 1,191m<sup>3</sup>/h)、原子炉水位回復後は、原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) 等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において約 16MW とする。

- e. 操作条件：低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) による炉心の冷却開始時間は、系統の構成等に要する時間を考慮して、事象発生から 52 分後とする。逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉圧力容器の減圧は、低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) による原子炉注水の準備が終了し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が停止した時点で実施する。ガスタービン発電機による給電、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系 (低圧注水モード) による炉心の冷却の操作の条件は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (長期 TB)」と同一である。

低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間におたり、直流電源を確保する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa [gage] に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持されるが、逃がし安全弁が開固着しているため、事象発



生から約 52 分後に原子炉隔離時冷却系が停止する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309°Cとなる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.345MPa[gage]、最高温度は約 147°Cに抑えられる。
- c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響  
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
  - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響  
最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、速やかに低圧注水手段を準備する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変

わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却開始時間は事象開始から 52 分後としている。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、低圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 85 分後（解析上の開始時間に対して 33 分の遅れ）に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、PCT は約 743℃となり 1,200℃を超えないため、評価項目を満足することには変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 780m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長

期 TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流電源を用いた蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流電源を用いた蒸気駆動の高圧代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替直流電源を用いた蒸気駆動の高圧代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流駆動低圧注水系ポンプによる炉心の冷却、さらに、これらの事故シーケンスグループに対して計画しているガスタービン発電機による給電、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、復水移送ポンプによる炉心の冷却又は原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

各事故シーケンスグループにおいて、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）又は残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」を4つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」及び「全交流動力電源喪失（TBP）」に分割し、各事故シーケンスグループにおける対策の有効性を確認したことにより、その対策が事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重大事故等対策の有効性を確認するための重要事故シーケンスとして、当初は「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」のみを選定し、他の事故シーケンスは他の事故シーケンスグループにおける評価により包絡されるとしていた。

規制委員会は、機能喪失及び事象進展に関する事故シーケンスグループ間の包絡関係を明確化することを求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因及び対策の包絡性の観点から、4つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」及び「全交流動力電源喪失（TBP）」を選定するとともに、各事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定した上で有効性評価を実施するとした。

これにより、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割が適切であることを確認した。

#### (2) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」及び「全交流動力電源喪失（TBD）」に対する有効性評価

これらの事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系が本体の故障又は直流電源の喪失により機能を喪失する。規制委員会は、この条件下においても炉心損傷を回避するための対策を求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の代替となる高圧代替注水系を用いて、原子炉隔離時冷却系の機能喪失確認に要する時間、高圧代替注水系の起動操作に要する時間等を考慮した上で有効性評価を実施した。高圧代替注水系は、直流電源を喪失しても負荷の切離しを行うことで代替直流電源のみで 24 時間の運転が可能であり、原子炉隔離時冷却系と同一の注水特性であることから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と概ね同様の手順により炉心損傷が回避できることが示された。

これにより、規制委員会は、高圧代替注水系及び代替直流電源を用いた重大事故等対策の有効性を確認した。

### **(3) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (TBP)」に対する有効性評価**

本事故シーケンスグループでは、原子炉圧力が低下し続けるため蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が短時間で停止するとともに、開固着した逃がし安全弁から冷却材が流出し続ける。このため、申請者は、炉心損傷を防止できないとし、有効性評価ガイドの解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」の適用を除外するとしていた。

規制委員会は、この場合、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられているとは言えないことから、本事故シーケンスグループに対しても解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」を適用した上で、駆動源の異なる注水等、多様な手段による対策を検討するよう求めた。

申請者は、本事故シーケンスグループにおいてこの解析条件を設定し、全交流動力電源喪失環境下における系統の構成等の成立性を考慮した上で、直流駆動低圧注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水等による対策の有効性を示した。

これにより、規制委員会は、本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策の有効性が示されたことを確認した。

#### **IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失**

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、崩壊熱除去系のサポート

系（※<sup>28</sup>）故障とフロントライン系（※<sup>28</sup>）故障の場合とでは、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、両故障についてそれぞれ事故シーケンスを選定する。サポート系故障の事故シーケンスグループとして、1）「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」を、フロントライン系故障の事故シーケンスグループとして、2）「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」を選定し、各事故シーケンスグループについて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### 1-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

#### （1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、海水を取水する機能を喪失することに伴い最終ヒートシンクへ熱を輸送できなくなるにより、原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却を実施し、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器を減圧した後は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、125V蓄電池2A、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続する。その後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に実施する。このため、原子炉補

---

（※<sup>28</sup>）フロントライン系とは、設計基準事故対処設備のうち、所要の安全機能を直接果たす設備をいい、フロントライン系が機能を果たすのに必要な設備をサポート系という。以下同じ。

機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源はないものとする。海水を取水する機能を喪失することに伴い、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の使用ができなくなる。これに、外部電源の喪失を重畳させることにより全交流動力電源喪失となり、ガスタービン発電機による重大事故等対処設備への給電が必要になることなどにより、要員及び資源等の観点では、厳しい設定となる。
- d. 機器条件：原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 1,191m<sup>3</sup>/h）に従うものとする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において 16MW とする。
- e. 操作条件：ガスタービン発電機からの給電の開始時間は、事象発生から 15 分後とする。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、サプレッションプール熱容量制限値を考慮し、事

象発生から8時間後とする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して、事象発生から24時間後とする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に実施する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 海水を取水する機能を喪失することに伴い、従属的に、残留熱除去系の除熱の機能、非常用炉心冷却系の機能、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却するとともに、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約7.68MPa[gage]に抑えられる。

事象発生から8時間後、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により炉心の冷却を維持することによって、PCTは事象発生前の値を上回ることがなく約309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から24時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約0.311MPa[gage]、最高温度は約143℃に抑えられる。
- c. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の継続、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価



申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が概ね維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、減圧後速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却に移行する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉補機代替冷却水系の運転開始時間は事象発生の 24 時間後としており、準備時間の余裕も含めて設定していることから、実際の開始時間は早まる可能性がある。実際の開始時間が早まる場合には、原子炉格納容器内の圧力及び温度を早期に低下させることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

原子炉補機代替冷却水系の操作開始が遅れる場合においても、原子炉格納容器の限界圧力 0.854MPa [gage] に至る時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約 51 時間後であり、約 26 時間以上の余裕があることから、十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 770m<sup>3</sup> である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup> の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低压注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションチェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 42kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）により復水貯蔵タンクへ 7 日間給水した場合に必要な軽油量は約 32kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 1-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

### (1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を実施し、原子炉圧力容器を減圧した後は、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、サブプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系には、サブプレッションチェンバ側及びドライウエル側の2経路がある。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定を以下の

とおりにしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（残留熱除去系が故障した場合）」を選定する。選定の理由は、事故シーケンスグループ「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。
- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。
- c. 事故条件：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に再循環ポンプが停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期における炉心冷却の観点では厳しい設定となる。
- d. 機器条件：高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大  $1,050\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとする。原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は設計値である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  において、 $10.0\text{kg/s}$  とする。
- e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作は、サプレッションプール熱容量制限値を考慮し、事象発生から 8 時間後に実施する。高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉水位の回復後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）に維持する（※<sup>29</sup>）。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $0.384\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に実施する。サプレッションプール水位が真空破壊装置下端－ $0.4\text{m}$ （通常運転水位＋ $2.0\text{m}$ ）に到達後、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を停止し、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

---

(※<sup>29</sup>) 原子炉圧力容器への注水に原子炉隔離時冷却系を用いた場合は、高圧炉心スプレイ系を用いた場合と比較して、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気として原子炉圧力容器内の蒸気を消費することになり、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は緩和されることから、高圧炉心スプレイ系を用いた場合の条件に包絡される。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量が全喪失した後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心を冷却する。また、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.68MPa[gage]に抑えられる。

原子炉水位が回復し、事象発生から 8 時間後、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器を減圧し、高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続する。これらにより、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却し、事象発生から約 44 時間後、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これらにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.427MPa[gage]及び約 154℃に抑えられる。

- c. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系の使用時の敷地境界での実効線量は、事象発生から格納容器ベント実施までの時間が同等である事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」での評価結果（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時：約  $8.3 \times 10^{-2}$ mSv、耐圧強化ベント系によるベント時：約  $7.9 \times 10^{-2}$ mSv）と同等であり、5mSv を下回る。

- d. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下

のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFERの不確かさの影響については、「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。

MAAPの不確かさの影響についても、「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が0.427MPa[gage]に到達した時（事象発生から約44時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約1.5時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の0.854MPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約51時間後であり、約6時間以上の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要な水は、7日間の対応を考慮すると、約3,750m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>、合計約11,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転した場合に必要な軽油量は約735kL、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約25kLであり、合計792kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見られ、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等、また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している高圧炉心スプレイ系等による炉心の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」及び「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」において、原子炉隔離時冷却系による

炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）又は原子炉格納容器フィルタベント系若しくは耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」及び「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1.2.1.5 原子炉停止機能喪失**

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、主蒸気隔離弁の誤閉止及び負荷の喪失等の運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

###### **（1）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**



申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を低下させることができないことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続し、原子炉水位が低下することにより炉心が露出し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を低下させた後、原子炉水位を維持することにより炉心の冷却を維持し、原子炉を停止する必要がある。
- ③ 初期の対策：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を低下させる。その後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を維持し、ほう酸水注入系により原子炉を未臨界にする。なお、原子炉圧力容器内の圧力上昇は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて抑制する。また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧を阻止し、急減圧に伴う原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加による原子炉出力の急上昇を防止する。このため、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及び ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系、逃がし安全弁（逃がし弁機能）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、復水貯蔵タンク及びサブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）、復水貯蔵タンク及びサブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点では、主蒸気

隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じることから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。

- b. 解析コード：炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、沸騰・ボイド率変化、原子炉圧力容器における冷却材流量変化等を取り扱うことができる REDY を用いる。さらに、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等を取り扱うことができる SCAT を用いる。なお、同コードでは、リウエット現象の効果を考慮して評価する場合、日本原子力学会標準で公開された相関式を用いる。
- c. 初期条件：炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べて動的ボイド係数の絶対値が大きいことから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点では厳しい設定となる。炉心流量は、原子炉定格出力時の 85%とする。これは、初期炉心流量が小さいほど、初期のボイド率が大きくなることから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点では厳しい設定となる。
- d. 事故条件：原子炉スクラムが失敗すること、手動での原子炉スクラムは実施できないこと及び代替制御棒挿入機能は作動しないこととする。

外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、PCT、原子炉格納容器内の圧力及びサプレッションプール水温の上昇の観点では厳しい設定となる。

- e. 機器条件：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉圧力高 (7.35MPa[gage]) 又は原子炉水位低 (レベル 2) で再循環ポンプが全台トリップするものとする。また、再循環ポンプが 1 台以上トリップしている状態で、運転点(原子炉出力-炉心流量)が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものとする。ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、中性子束高 (10%以上) 及び原子炉水位低 (レベル 2) で、自動減圧系及び代替自動減圧回路の作動が阻止されるものとする。逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の自動作動により原子炉圧力容器内の圧力上昇を抑制するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。高圧炉心スプレイ系はドライウェル圧力高 (0.0137MPa[gage]) で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた大きめの注水特性 (最大 1,190m<sup>3</sup>/h) に従うものとし、原子炉出力の観点では厳しい設定となる。原子炉隔離時冷却系は

原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、設計値である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。

- f. 操作条件：ほう酸水注入系によるほう酸水の注入開始時間は、原子炉スクラム失敗の確認から 10 分後とする。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は、サプレッションプール水温が  $32^\circ\text{C}$  以上であることを確認してから、優先して実施されるほう酸水注入系の起動操作等に要する時間等を考慮し事象発生から 20 分後とする。

高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、サプレッションプール水温が  $100^\circ\text{C}$  に到達する前として、事象発生から 15 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 0 秒から約 60 秒の期間

主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗し、原子炉圧力上昇によるボイド率の減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管温度は急激に上昇する。約 2 秒後に ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により再循環ポンプ全台がトリップし、炉心流量が低下することにより一時的にボイド率が増加して中性子束が低下し、燃料被覆管温度が低下する。以上により、中性子束は最高 673% まで上昇するが、PCT は約  $961^\circ\text{C}$  に抑えられ、また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により約  $9.56\text{MPa}[\text{gage}]$  に抑えられる。なお、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの約 1% 以下である。

- b. 約 60 秒から約 10 分の期間

主蒸気隔離弁の閉止により主蒸気が遮断され、給水加熱が喪失し、炉心冷却材温度が低下する。このため、正の反応度が印加されることにより中性子束が徐々に上昇する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じると、燃料被覆管温度が急激に上昇するが、PCT は約  $818^\circ\text{C}$  に抑えられる。その後、主復水器ホットウエルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするため原子炉水位が低下し、炉心流量及び中性子束が低下する。中性子束の低下に伴い蒸気発生量が低下する過程において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の開閉により一時的に原子炉圧力の変動が大きくなるこ

とで、中性子束も変動するが、PCT は約 611°C に抑えられ、再度、大きな上昇に転ずることはない。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却は維持される。

c. 約 11 分以降

事象発生から 11 分後、ほう酸水注入系を中央制御室より手動にて操作する。中性子束は徐々に低下して、原子炉は未臨界状態に至る。また、事象発生から 20 分後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）を中央制御室より手動にて操作する。原子炉格納容器内の圧力及びサプレッションプール水温は、それぞれ約 0.21MPa [gage]、約 116°C に抑えられる。

d. ほう酸水注入系による未臨界の維持、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の継続、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. から c. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

REDY では、ATWS 時の中性子動特性挙動は一点近似動特性モデルを用いて評価され、その不確かさは、反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。反応度フィードバック効果の不確かさは、REDY の入力値である動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の不確かさの影響を受けるため、「b. 解析条件の不確かさの影響」に記載する。

SCAT では、燃料表面熱伝達等を概ね保守的に評価する相関式を採用しているため、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。

また、REDY 及び SCAT とともに、事象進展中の炉心の出力分布変化を取り扱うことができないが、保守的に中央がピークとなる軸方向出力分布を代表的に与えることにより、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。いずれも、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

動的ボイド係数には、平衡サイクル末期の値を 1.25 倍した値が一律に設定され、動的ドップラ係数には、平衡サイクル末期の値を 0.9 倍した値が一律に設定されている。事象進展中の動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の変動範囲における感度解析により、プラント挙動への影響が小さいこと及び PCT 評価値の上昇幅も数°C程度であることが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

イ. 操作条件の不確かさの影響

高圧炉心スプレイ系の水源切替操作については、本操作の解析上の開始時間は、サブプレッションプール水温 100°C到達前を考慮して事象発生から 15 分後と設定しているが、この時間はサブプレッションプール水温が 80°Cに到達した時点から約 6 分を想定しており、本操作が中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、時間余裕がある。

ほう酸水注入系運転操作の開始時間については、事象発生から 11 分後としているが、実際の操作は原子炉スクラムの失敗を確認次第、再循環ポンプの停止確認及び解析上考慮していない自動減圧系作動阻止機能の手動操作後に速やかに実施する手順となっており、実際の操作は早まることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度は解析結果よりも低くなる可能性があり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

c. 感度解析による影響評価

PCT 及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が生じた際にリウエット現象を考慮しているが、リウエット現象を考慮しない場合でも、PCT は約 961°C及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となり、評価項目を満足することには変わりはない。

d. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シークエンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シークエンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シークエンスでは、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却については、サプレッションプール水を水源として使用できるようになるまでに必要となる水の量は、約840m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。水源を切り替えた後は、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

本重要事故シークエンスが発生し、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約735kL、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約25kLであり、合計約792kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電力供給量が十分に大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画しているATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の維持、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等が事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シークエンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」において、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉

出力の低下等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（原子炉停止機能）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下等により炉心損傷を回避した後、ほう酸水注入、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1.2.1.6 LOCA 時注水機能喪失**

事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

###### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出によ

り原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉压力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉压力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、原子炉冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。また、本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、PCT が高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うこと



ができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：破断面積は、 $1.4\text{cm}^2$  とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行う範囲として設定したものである。

破断位置は、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である原子炉再循環配管（出口ノズル）（最大破断面積：約  $2,100\text{cm}^2$ ）とする。この場合、大きな水頭がかかるとともに液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が多いことにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

また、外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となる。さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定することから、非常用所内電源設備（交流）の使用ができなくなる。これに、外部電源の喪失を重畳させることによって、ガスタービン発電機による重大事故等対処設備への給電が必要になることなどにより、要員及び資源等の観点でも、厳しい設定となる。

- d. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ 2 台の注水特性に従うものとし（設計値として最大  $199\text{m}^3/\text{h}$ ）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いる原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるスプレー流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  において、 $10.0\text{kg}/\text{s}$  とする。

- e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間等を考慮し、事象発生から 20 分後とする。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $0.384\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に実施する。サプレッションプール水位が真空破壊装置下端  $0.4\text{m}$ （通常運転水位 + 約  $2\text{m}$ ）に到達後、原子炉格納容器代替スプレー

冷却系(可搬型)を停止し、原子炉格納容器内の圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

- f. 敷地境界の実効線量評価の条件：原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系を用いた場合の敷地境界の実効線量評価では、冷却材中のFPは運転上許容される最大濃度で存在するとし、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からのFPの放出量は過去の実測値に基づき余裕を考慮して設定するなど、保守的な設計基準事故時の評価手法を用いる。また、サプレッションチェンバ内でのスクラビング等による除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレイによる無機よう素の除染係数は5、原子炉格納容器フィルタベント系による有機よう素の除染係数は50、無機よう素の除染係数は500とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、外部電源喪失による原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低(レベル2)による主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁(逃がし弁機能)の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約7.69MPa[gage]に抑えられる。
- また、逃がし安全弁(自動減圧機能)の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却により、PCTは約872℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱(事象発生から約44時間後)を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.427MPa[gage]、最高温度は約155℃に抑えられる。
- c. 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界での実効線量は約 $8.3 \times 10^{-2}$ mSvとなり5mSvを下回る。また、耐圧強化ベ

ト系を用いた場合でも約  $7.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$  となり  $5 \text{mSv}$  を下回る (※<sup>30</sup>)。

- d. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持、低圧代替注水系（常設（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER 及び CHASTE は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

- b. 解析条件の不確かさの影響

- ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の  $44.0 \text{kW/m}$  に対して最確条件は約  $42.0 \text{kW/m}$  以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(※<sup>30</sup>) 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の評価では、保守的に地上放出としているため、排気筒放出としている耐圧強化ベント系を用いた場合と比較して敷地境界での実効線量が僅かに高い結果となっている。

破断面積の大きさにより原子炉压力容器からの原子炉冷却材の流出量の変動し、初期の原子炉水位低下挙動に影響を与えるが、破断面積が設定値より小さければ運転員等の操作時間の余裕は大きくなる。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

#### イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉压力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 20 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。また、この場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉压力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 25 分後（解析上の開始時間に対して 5 分遅れ）に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 877℃となる。この結果より、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達した時（事象発生から約 44 時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 1.5 時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 0.854MPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約 51 時間後であり、約 6 時間以上の余裕があることから十分な時間余裕がある。

#### c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操

作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約3,770m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>、合計約11,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kL、大容量送水ポンプ（タイプI）により復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを7日間継続した場合に必要な軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」において炉心の損傷を回避するための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の

冷却等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。

さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 中小 LOCA 時の破断の考え方

規制委員会は、重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」において、申請者が設定した破断に関する解析条件の妥当性について説明を求めた。

申請者は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行うとの観点から、燃料被覆管の破裂を回避できる範囲（※<sup>31</sup>）を考慮し、破断面積及び破断位置を設定していることを示した。

---

（※<sup>31</sup>）燃料被覆管の破裂が生じた場合、敷地境界での実効線量の目安（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を満足できなくなる。

具体的には、事故条件において原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である配管における破断（破断面積  $1.4\text{cm}^2$ ）を解析における事故条件として選定し、また、破断面積の不確かさを考慮し  $3.2\text{cm}^2$ （※<sup>32</sup>）の破断面積まで燃料被覆管の破裂の回避が可能であることを示した。

加えて、本重要事故シーケンスにおいて、破断面積  $1.4\text{cm}^2$  及び  $3.2\text{cm}^2$  の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず（※<sup>33</sup>）、中破断 LOCA の破断面積の設定による影響が非常に小さいことを示し、破断面積  $1.4\text{cm}^2$  が本重要事故シーケンスの特徴を代表できることを示した。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

これにより、規制委員会は、破断に関する解析条件が妥当であるものと判断した。

#### **IV-1.2.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）**

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の破断の発生後、破断箇所の隔離に失敗した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **（1）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを抑制する必要がある。さらに、破断箇所の隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある。

（※<sup>32</sup>）液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きく、気相部配管（主蒸気系配管）における破断面積約  $318\text{cm}^2$  に相当する。

（※<sup>33</sup>）破断面積  $1.4\text{cm}^2$  の場合では、事象発生から約 20 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約  $872^\circ\text{C}$  となり、破断面積  $3.2\text{cm}^2$  の場合では、事象発生から約 20 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約  $875^\circ\text{C}$  となる。

- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を維持する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器の減圧を実施する。その後、破断箇所の隔離を行う。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ、非常用ディーゼル発電機、HPCS 注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を継続しつつ、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、サプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは「インターフェイスシステム LOCA」のみである。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡等を取り扱うことができる SAFER を用いる。
- c. 事故条件：原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の隔離弁の故障等により、開閉試験中にインターフェイスシステム LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材の漏えい箇所は、高圧炉心スプレイ系の吸込配管とする。これは、他の系統（※<sup>34</sup>）では隔離弁の開閉試験が行われないか又は開閉試験中に2弁以上で隔離機能が維持されるこ

---

(※<sup>34</sup>) 具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系が挙げられている。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）は低圧設計配管まで3弁設置されている。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は低圧設計配管まで2弁であるものの、運転中の開閉試験は行われない。



とに対して、高圧炉心スプレイ系は開閉試験時に隔離弁が1弁となることから漏えいが発生する系統として想定する。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所において、保守的に約35cm<sup>2</sup>とする。

外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、給復水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、原子炉圧力容器の減圧と同時に停止するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である90.8m<sup>3</sup>/hとする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル1）で自動起動するものとする。低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大1,135m<sup>3</sup>/h）に従うものとし、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（1系統当たり最大1,191m<sup>3</sup>/h）に従うものとする。
- e. 操作条件：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の開始時間は、インターフェイスシステムLOCAの発生確認、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離操作及び隔離操作の失敗判断を考慮し、事象発生から30分後とする。中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより温度が上昇した原子炉建屋内のアクセスルート及び現場操作場所が作業可能な温度まで低下するまでの時間を考慮して、事象発生から4時間20分後に開始するものとし、現場操作場所への移動時間と現場での隔離操作時間の合計約40分を考慮し、事象発生から5時間後に終了するものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

- a. 高圧炉心スプレイ系の破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するとともに、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系により、炉心の冷却は維持される。また、炉心の冷却を継続しつつ、逃がし安全弁（自動減圧機能）により

原子炉圧力容器を減圧することで、破断箇所からの原子炉冷却材の漏えいが抑制される。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約 357°C に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.68MPa[gage] に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。

- b. 現場における弁操作により高圧炉心スプレイ系の破断箇所の隔離を行うことで、高圧炉心スプレイ系からの漏えいが停止する。また、逃がし安全弁の作動による原子炉格納容器内への水蒸気の流入により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、原子炉格納容器の限界圧力及び温度を下回る。
- c. 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. により、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操

作開始は事象発生から 30 分後としている。原子炉压力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、減圧操作の開始前に低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動していることから炉心の冷却が維持されるため、操作開始が変動したとしても、評価項目を満足することには変わりはない。破断箇所の隔離操作は事象発生から 5 時間後に終了しているが、隔離の有無に関わらず、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心は再冠水することから、操作時間には余裕がある。

c. 不確かさ評価の影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目に与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シークエンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シークエンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シークエンスにおいて、炉心の冷却を行った場合に必要となる水は、約 450m<sup>3</sup>となる。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要な軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの給水を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計約 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用デ

ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」において、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧及び運転員の破断箇所隔離により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

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

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

### (1) インターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境

申請者は、インターフェイスシステム LOCA の漏えい箇所の隔離は、中央制御室での遠隔操作が失敗することを想定して、インターフェイスシステム LOCA の発生箇所とは異なる区画にて現場における隔離操作を行うとした。しかし、その現場操作の成立性について十分な説明がなされなかった。

このため、規制委員会は、その成立性を詳細に示すよう求めた。

申請者は、発生し得るインターフェイスシステム LOCA 時における隔離操作を行う現場環境を評価した結果、事象発生から約 4 時間後のアクセスルート及び隔離操作場所の雰囲気温度の最大値は約 44℃、空間線量率の最大値は約 4mSv/h であり、防護具（自給式呼吸器及び耐熱服）を着用することにより確実に現場作業が成立することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA における漏えい箇所の現場での隔離操作に成立性があるものと判断した。

### (2) インターフェイスシステム LOCA の確認

申請者は当初、インターフェイスシステム LOCA 発生の確認の実現性について明確にしていなかった。

このため、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の確認の実現性を示すよう求めた。

申請者は、インターフェイスシステム LOCA の発生を原子炉水位、原子炉圧力、格納容器内圧力（ドライウエル）、ドライウエル雰囲気温度及びシステムのポンプ吐出圧力により確認することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の発生の確認が可能であることを判断した。

## **IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策**

第 37 条第 2 項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の (a) から (i) の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※<sup>35</sup>）。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（ドライ条件に換算して水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。）
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

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

申請者は、上記の評価項目 (a) 及び (b) について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する圧力（以下「限界圧力」という。）及び温度（以下「限界温度」という。）として最高使用圧力の 2 倍 (2Pd) 及び 200℃ を定めている。その根拠として、原子炉格納容器本体及び実機条件下でリークパスとなる可能性が考えられるドライウェル主フランジ部、エアロック、配管貫通部等を対象として、設計・建設規格に基づく評価結果、評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析結果を示した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。

---

(※<sup>35</sup>) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」としている。

## IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、雰囲気圧力及び温度による静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止及び放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。対策の一部である原子炉格納容器からの除熱のための手段として、代替循環冷却系を用いる対策と、格納容器圧力逃がし装置を用いる対策の2通りの対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち、「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」及び「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。ただし、評価項目 (g) に関しては、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても (a) の要件を満足するかは「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において確認した。

本格納容器破損モードにおいては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。原子炉圧力容器が破損する場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

### 1. 申請内容

#### 1-1 代替循環冷却系を使用する場合

##### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の熱により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力又は最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納

容器内の圧力の上昇を抑制する観点及び原子炉格納容器雰囲気の過熱を防止する観点から、炉心へ注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

- ③ 初期の対策：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を選定する。

これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇並びに時間余裕の観点から、原子炉格納容器への冷却材流出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、高圧注水機能、低圧注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは、過圧・過温破損に対しては「LOCA」であり、対応時間などを厳しく評価する観点から、LOCA と全交流動力電源喪失との重畳を考慮する。さらに、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、サブプレッションプール水冷却などの現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。



- c. 事故条件：起因事象として大破断 LOCA を仮定し、原子炉压力容器内の保有水量並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度を厳しく評価するため、破断箇所は再循環配管（出口ノズル）とする。安全機能の喪失に対する仮定として、高圧炉心スプレー系及び低圧注水系の機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失との重畳を考慮する。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度の評価においては、炉心損傷時のジルコニウム-水反応による水素発生及び化学反応熱を考慮する。
- d. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプの注水特性に従うものとし（設計値として最大 130m<sup>3</sup>/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。代替循環冷却系による循環流量は、原子炉格納容器からの除熱に必要な量を考慮して 150m<sup>3</sup>/h とする。
- e. 操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水の開始時間は、ガスタービン発電機からの受電操作を考慮し、事象発生から 25 分後とする。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から 24 時間後とする。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始に伴い、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水を停止する。
- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉压力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、格納容器スプレー及びサプレッションプールでのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。また、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの 70 分

間は、原子炉建屋に漏えいした全量が大気に放出されるものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 4 分後に PCT が約 727°C に到達するが、事象発生から約 15 分後にガスタービン発電機による給電を開始し、事象発生から 25 分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。
- b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 24 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.536MPa[gage]、最高温度は約 178°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。
- c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 1% 以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。
- d. 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約  $9.9 \times 10^{-1}$  TBq であり、100TBq を下回っている。

上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること及び上記 c. より、評価項目 (g) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP の原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C 程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現するこ

とが確認されている。したがって、MAAPの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

燃焼度は、解析条件の33GWd/tに対して最確条件では約31GWd/tである。このため、実際の崩壊熱は小さくなり格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

ガスタービン発電機からの受電後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から25分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間は早まり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。ガスタービン発電機からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から50分（解析上の開始時間に対して25分遅れ）に原子炉圧力容器への注水を開始した場合、原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはない。

代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から24時間後であるが、本操作が遅れた場合でも原子炉格納容器内の圧力が0.854MPa[gage]に到達するのは約51時間後であることから十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は30名で

ある。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。

- ② 本評価事故シナリオにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約890m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、原子炉補機代替冷却水系を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、軽油タンクに約755kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対応設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 1-2 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合

### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ② 対策の考え方：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ③ 初期の対策：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器フィルタベント系（※<sup>36</sup>）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、大容量送水ポンプ（タイプI）、軽油タンク、タンクローリ及び原子炉格納容器フィルタベント系を重大事故等対応設備として新たに設備する。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

（※<sup>36</sup>）申請者は、格納容器圧力逃がし装置の名称を「原子炉格納容器フィルタベント系」としている。

申請者は、本格格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- b. 解析コード：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- c. 事故条件：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- d. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に係る機器条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるスプレー流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開とした流量とする。
- e. 操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に係る操作条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が  $0.640\text{MPa}$  [gage] に到達した場合に開始し、 $0.540\text{MPa}$  [gage] に低下した場合又はサプレッションプール水位が真空破壊装置下端  $-0.4\text{m}$ （通常運転水位 + 約  $2\text{m}$ ）に到達した場合に停止する。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端  $-0.4\text{m}$ （通常運転水位 + 約  $2\text{m}$ ）到達から 5 分後に実施する。なお、中央制御室からの弁の開操作に失敗した場合でも、原子炉格納容器内の圧力が  $0.854\text{MPa}$  [gage] に到達する前に現場において弁の開操作を実施することができる。

- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生までの運転時間、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率、原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数、非常用ガス処理系を考慮した原子炉建屋から大気への放出等の条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を經由して環境に放出されるとともに、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントにより原子炉格納容器から環境に放出されるものとする。原子炉格納容器フィルタベント系の粒子状放射性物質に対する除染係数は  $1,000$  とする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 4 分後に PCT が約 727°C に到達するが、事象発生から約 15 分後にガスタービン発電機による給電を開始し、事象発生から 25 分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。
- b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 45 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.640MPa [gage]、最高温度は約 178°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。
- c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 2% 以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。
- d. 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約  $9.9 \times 10^{-1}$  TBq である。これに加え、原子炉格納容器フィルタベント系を経由して原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、サプレッションチェンバ側からベントした場合は 7 日間で約  $8.0 \times 10^{-4}$  TBq、ドライウエル側からベントした場合は 7 日間で約  $3.2 \times 10^{-1}$  TBq となる。原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で最大約 1.4TBq であり、100TBq を下回っている。

上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること並びに上記 c. より、評価項目 (g) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP については、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

イ. 操作条件の不確かさの影響

ガスタービン発電機からの受電後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間等に係る操作条件の不確かさの影響は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約 45 時間後であることから十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は 30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,480m<sup>3</sup> である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup>、合計約 11,192m<sup>3</sup> の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 414kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要と

なる軽油量は約 32kL、原子炉補機代替冷却水系を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 42kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、軽油タンクに約 755kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

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

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破



損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 代替循環冷却系による安定状態に向けた対策

申請者は、代替循環冷却系を使用する場合における安定状態に向けた対策として、原子炉補機代替冷却水系を用いてサブプレッションプール水を冷却して循環させる代替循環冷却系により原子炉注水を行う一方、淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の間欠運転による原子炉格納容器内の冷却により、原子炉格納容器内の温度を抑制することとしていた。

これに対し、規制委員会は、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度について、評価項目を満足するものの、高め（約 147℃）に推移していることから、より効率的に原子炉格納容器内の温度を低下させる対策を求めた。

申請者は、原子炉補機代替冷却水系を用いてサブプレッションプール水を冷却して循環させる代替循環冷却系について、原子炉注水及び格納容器スプレイを同時に実施できるよう設計変更し、原子炉格納容器からの除熱を行う方針を示した。また、この対策により、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度が約 94℃に低下することを示した。

これにより、規制委員会は、代替循環冷却系による安定状態に向けた対策の有効性を確認した。

#### (2) 原子炉圧力容器が破損する場合の評価

申請者は、MAAP を用いた解析の結果に基づき、本評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」においては事象発生から 25 分後に原子炉圧力容器への注水を開始することで原子炉圧力容器の破損を回避できるとし、原子炉圧力容器が破損する場合の評価は不要としていた。

これに対し、規制委員会は、炉心損傷後の事故進展挙動の解析は現時点における最新の知見をもってしても不確かさが大きく、原子炉圧力容器の破損の有無という大きな事象分岐をその解析結果を根拠に決定論的に判断すべきではないとの観点から、原子炉圧力容器が破損する場合についても評価を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止対策の有効性を評価する「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の解析結果により、原子炉圧

力容器が破損する場合に対する格納容器過圧・過温破損の防止対策の有効性を確認できることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器が破損に至る場合の格納容器過圧・過温破損防止対策の有効性についても、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」により確認した。（「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照）

### （3）Cs-137 の放出量評価におけるベント経路の影響

申請者は、Cs-137 の放出量評価において、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントをサプレッションチェンバ側から実施した場合の放出量をもって最大放出量としていた。

これに対し、規制委員会は、原子炉格納容器フィルタベント系の実施手順にドライウェル側からベントを行う場合も含まれることから、ベント時にサプレッションプール水でのスクラビングに期待できないドライウェル側からのベントについても放出量の評価を求め、さらに、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出される量についても考慮した評価を求めた。

申請者は、ドライウェル側からベントした場合の放出量进行评估するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用い、さらに、評価を厳しくするために原子炉建屋内での沈着等による放射性物質除去効果を考慮しないものとして、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出される Cs-137 の量を評価し、それらの合計が 100TBq より十分低いことを示した。

これにより、規制委員会は、本評価事故シーケンスにおける Cs-137 の放出量が、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置のいずれを使用した場合においても、100TBq を下回ることを確認した。

### （4）Cs-137 の放出量評価等における原子炉格納容器から漏えいする際の除染係数

申請者は、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいする際の原子炉格納容器貫通部における粒子状放射性物質の除染係数について、当初、除染効果には期待しないとして除染係数 1 を設定することとしていた。

これに対し、規制委員会は、重大事故等時の対応判断を適切に行う観点から、Cs-137 の放出量や作業員の被ばくによる実効線量を適切に評価するため、より現実的な除染係数を設定するよう求めた。

申請者は、原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力を超える条件下で破損さ

せた貫通部及びフランジ部を対象とした除染係数の実験結果（※<sup>37</sup>）を基に、健全な状態の貫通部及びフランジ部における除染係数として 10 を設定することとした。

これにより、規制委員会は、Cs-137 の放出量評価等において、原子炉格納容器から漏れ出す粒子状放射性物質の除染係数として、十分な保守性を担保しつつ、より現実的な値を設定した上で評価した結果、Cs-137 の放出量に係る評価項目を満足していることを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱**

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷する観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

なお、原子炉圧力容器の破損後については、「IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに原子炉圧力容器の減圧を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前までに逃がし安全弁（自動減圧機能）

（※<sup>37</sup>）「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構平成 15 年 3 月）」で報告されている放射性物質捕集特性試験

による原子炉圧力容器の減圧を実施する。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」を選定する。これは、PRAの手法により抽出されたシーケンスであり、時間余裕の観点から、事象進展が早く炉心損傷までの経過時間がより短くなるような過渡事象（給水流量の全喪失）を起因事象とし、原子炉圧力容器の破損時における原子炉圧力の厳しさを観点から、原子炉圧力容器内が高圧で維持される状態を想定することで、より厳しい事故シーケンスであることから選定している。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためには、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させる必要がある。そのため、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないものと仮定することで、事象を炉心損傷に進展させ、さらに、原子炉圧力容器の破損に進展させるものとする。

「IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるために、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定した場合、事象進展及び運転員等の操作時間は本評価事故シーケンスと同じとなる。

- b. 解析コード：逃がし安全弁からの冷却材流出（臨界流・差圧流）、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心－冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損等を取り扱うことができるMAAPを用いる。
- c. 事故条件：起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

る。

高圧注水機能及び低圧注水機能が全て喪失するとし、これに伴い、自動減圧系は作動しないものとする。さらに、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水にも期待しないものとする。

外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）等への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点では、厳しい設定となる。原子炉圧力を厳しく評価するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ、逃がし安全弁等については破損や漏えい等は考慮しない。

- d. 機器条件：原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用し、1個当たりの容量は設計値とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の流量は、 $88\text{m}^3/\text{h}$ とする。その他は、「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧操作は、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した場合に実施し、減圧操作後は、原子炉圧力容器破損時まで、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開状態に維持する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器下鏡部温度が $300^\circ\text{C}$ に到達した場合に開始する。その他は、「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉圧力容器への注水ができないことから、原子炉水位は急速に低下して炉心が露出し、事象発生から約43分後に炉心損傷に至る。事象発生から約43分後に、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧を実施することから、原子炉圧力容器破損の時点（事象発生から約4.3時間後）の圧力は約 $0.1\text{MPa}[\text{gage}]$ となり、 $2.0\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下に抑えられる。
- b. 原子炉圧力容器破損後の事象進展解析結果は、「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足

している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP による原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFER による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）ため、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始時間への影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響も小さい。

炉心ヒートアップ、原子炉圧力容器における熔融炉心のリロケーション、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損に係る不確かさがある。これらについては、感度解析を実施しており（※<sup>38</sup>）、いずれのケースにおいても、原子炉圧力への影響が小さいことが確認されており、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはない。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはない。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の破損までに減圧操作を完了する必要があるが、操作時間は 5 分であり、原子炉圧力容器は事象発生から約 4.3 時間後に破損することから十分な時間余裕がある。

#### c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(※<sup>38</sup>) 「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」 2. (5) MAAP を参照

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、同一の評価事故シーケンスである「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧等が高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」において、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。

さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、原子炉圧力容器の減圧により、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

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

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

### (1) 逃がし安全弁の開保持機能の維持

申請者は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器が破損するまで（事象発生から約 4.3 時間後）、逃がし安全弁の開保持により過熱蒸気の流出を継続するとしていた。

規制委員会は、過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過しても、開保持機能が維持されることの確実性について説明を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の本体部と補助作動装置の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した。さらに、原子炉圧力容器の減圧を継続している状況で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により逃がし安全弁の温度上昇を抑制する手順とすることで、減圧中の開保持をより確実にする方針であることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器を減圧する過程において、過熱蒸気が逃がし安全弁を通過しても、開保持機能の信頼性は高いことを確認した。

### (2) 原子炉圧力容器への注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方

申請者は、当初、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 10%上の位置に到達した時点で、減圧の観点からより厳しい条件として逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個を用いて、原子炉圧力容器の減圧を実施するとしていた。

規制委員会は、事象進展への影響を踏まえて減圧開始の条件の考え方を説明するように求めた。

申請者は、減圧開始のタイミングについては、原子炉圧力容器内の保有水により燃料を冷却する効果を期待するために原子炉減圧を遅らせる観点のみならず、ジルコニウム-水反応による水素発生量を抑制する観点も考慮し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で実施する手順に変更することとした。また、開放する逃がし安全弁（自動減圧機能）の数については、1 個の場合は水素発生量が大きくなること、他方で弁の個数を多くするほど、原子炉圧力容器内の蒸気流量が大きくなり、燃料被覆管に対する負荷が増加することを考慮し、開放する弁数を 2 個とすることとした。

これにより、規制委員会は、原子炉減圧の考え方が妥当であることを確認した。



## **IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用**

格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）により生じる一時的な圧力の急上昇の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(e) 急速な原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉压力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧力スパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉压力容器破損前の対策は「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉压力容器の減圧開始後は「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。初期の対策のうち本格納容器破損モードに対するものは、圧力スパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持し、原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制及び溶融炉心・コンクリート相互作用

用の緩和効果に期待できる水位として、ドライウェル水位を 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）から 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）に設定することである。このため、原子炉格納容器下部水位計及びドライウェル水位計（※<sup>39</sup>）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」を選定する。

これは、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点から、原子炉圧力容器下部からまとまって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象及び LOCA のうち、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく溶融炉心の保有熱量が小さくなる LOCA を除外し、溶融炉心の保有熱量が大きい上記の過渡事象を選定した上で、さらに、事象進展の観点から、過渡事象のうち、事象初期の高圧注水が行えず水位低下が早くなる「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」が、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外の FCI 等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。

- d. 機器条件：原子炉圧力容器破損前は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

- e. 操作条件：原子炉圧力容器破損前は「IV-1.2.2.2 高圧溶

---

（※<sup>39</sup>）申請者が用いている水位計の名称は「原子炉格納容器下部水位」及び「ドライウェル水位」であるが、計測器であることが判別できるように原子炉格納容器下部水位計及びドライウェル水位計と記載している。また、本審査書では、その他の計測器についても同様に計測器名称であることが判別できるように記載している。

融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、「IV-1. 2. 2. 2 高圧融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。なお、本格納容器破損モードにおける評価項目に関連する解析結果は以下のとおりである。

- a. 事象発生から約 4.3 時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約 0.23MPa[gage]及び約 128℃にとどまる。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (e) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

原子炉圧力容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧力スパイクへの影響因子として、原子炉格納容器下部水位、破損口径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析等を実施した。その結果、これらのパラメータが圧力スパイクに与える影響は小さいことが確認されている(※<sup>40</sup>)ことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- b. 解析条件の不確かさの影響

- a. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定していない「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能の喪失を仮定した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、圧力スパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 0.30MPa[gage]であり、限界圧力には至らず、評価項目を満足することには変わりはない。

(※<sup>40</sup>)「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」2. (5) MAAP を参照

#### イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 2.5 時間後であり、操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約 10 分であり、原子炉格納容器下部への注水水位の下限であるドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）までの注水は約 1.2 時間で完了する（事象発生から約 3.7 時間後）ことから、事象発生から約 4.3 時間後の原子炉压力容器の破損まで、約 0.6 時間の時間余裕がある。

#### c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シナリオ「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」において、原子炉格納容器下部への注水等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策を行った場合に対する申請者の解析結果は、

格納容器破損防止対策の評価項目 (e) を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目 (e) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備 (非常用炉心冷却系等) の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たっては、これらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI 発生)」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 水蒸気爆発が実機において発生する可能性

申請者は、原子炉圧力容器外の FCI のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。

これに対して、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

申請者は、実機において想定される溶融物 (二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物) を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液-液直接接触を生じさせていること、又は溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起りやすいことを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器外の FCI で生じる事象として、

水蒸気爆発は除外し圧力スパイクを考慮すべきであることを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼**

格納容器破損モード「水素燃焼」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。)では、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。(ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること)」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

また、本節においては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉圧力容器が破損する場合についての対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性化し、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する。
- ③ 初期の対策：原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化する。これに用いる原子炉格納容器調気系は、重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。その他の対策は、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。このため、格納容器内水素濃度計(D/W)、格納容器内水素濃度

計 (S/C) 及び格納容器内雰囲気水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内雰囲気酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。その他の対策は、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス:PRA の手法では抽出されないものの、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を選定する。

原子炉運転中は窒素ガス置換により原子炉格納容器内の酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。大破断 LOCA 時には、水素濃度が 13vol%を上回るものの、その他のプラント損傷状態に比べてジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり水素発生量が抑えられることから酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少するとともに、サブプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気により水素及び酸素の分圧が低く維持されることで原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。このため、水素燃焼の観点で厳しくなる代替循環冷却系を使用する場合を評価する。

- b. 解析コード:「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- c. 事故条件:「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。なお、ジルコニウム-水反応による水素発生量は、MAAP の評価結果から得られた値を用いる。これは、全炉心内のジルコニウム量

の 75%が水と反応した場合には MAAP による評価結果に比べて原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため酸素濃度が低下すること及び MAAP による評価結果においても水素濃度が 13vol%を超えることから、水素燃焼の観点で厳しい設定となる。原子炉格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%とする。水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合（以下「G 値」という。）は、それぞれ 0.06 分子/100eV、0.03 分子/100eV とする。

- d. 機器条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- e. 操作条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

- a. 炉心の露出から再冠水までの間に、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の約 13%が水と反応して水素が発生する。これにより、事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は 13vol%（ドライ条件）を上回る。また、水の放射線分解によって水素及び酸素が発生する。
- b. ドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度は、事象発生の約 11 時間後から約 24 時間後まで 5vol%を上回るが、この期間は LOCA 破断口からの水蒸気によりドライウエル内が満たされ、ドライウエル内の酸素濃度は約 0.007vol%（ウェット条件）である。
- c. 事象発生から 7 日後におけるドライウエル内の酸素濃度は約 2.8vol%（ドライ条件）、サプレッションチェンバ内の酸素濃度は約 3.4vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回る。
- d. その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合には原子炉格納容器内に窒素を注入するとともに、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、水素濃度及び酸素濃度を低減することで安定状態を維持できる。
- e. その他の事象進展解析結果は、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じである。

上記 b. 及び c. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (f)



を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

G 値の不確かさから、水の放射線分解による酸素の発生が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性がある。G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（（沸騰状態の場合）水素:0.4 分子/100eV、酸素:0.2 分子/100eV、（非沸騰状態の場合）水素:0.25 分子/100eV、酸素:0.125 分子/100eV）とした場合の評価を実施した。その結果、原子炉格納容器からの除熱を開始した後、事象発生から約 48 時間後に原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することで、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇は抑制され、事象発生から 7 日後までのドライウェル内の酸素濃度の最高値は約 4.1vol%（ドライ条件）、サプレッションチェンバ内の酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回ることから、評価項目を満足することに変わりはない。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

#### c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、原子炉起動時に原子炉格納容器調気系を用いた原子炉格納容器内の不活性化等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

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

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

## (1) 評価に用いる G 値の妥当性

申請者は、解析条件に用いる G 値を水素 0.06 分子/100eV、酸素 0.03 分子/100eV としている。

規制委員会は、知見が少ない G 値について、不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、G 値の不確かさを踏まえた酸素発生について検討することを求めた。

申請者は、これに対し以下のように説明した。

- ① G 値の不確かさを考慮し、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値((沸騰状態の場合)水素:0.4 分子/100eV、酸素:0.2 分子/100eV、(非沸騰状態の場合)水素:0.25 分子/100eV、酸素:0.125 分子/100eV)とした場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 48 時間後に 4.0vol% (ドライ条件) に到達する (※<sup>41</sup>)。
- ② 上記①の場合、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することにより、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇は抑制され、事象発生から 7 日後までのドライウェル内の酸素濃度の最高値は約 4.1vol% (ドライ条件)、サプレッションチェンバ内の酸素濃度の最高値は約 4.0vol% (ドライ条件) であり、5vol% を下回る。
- ③ さらに、対策の手順には、原子炉格納容器内の酸素濃度計に基づく判断が含まれており、原子炉格納容器からの除熱を開始した後、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) 到達時に窒素注入を行い、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前 (酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) かつ 1.5vol% (ウェット条件) 到達時) に、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内の気体を排出する手順としている。

これらにより、規制委員会は、G 値の不確かさを考慮した場合においても、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認した。

### IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。)では、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心によるコンクリートの侵食という観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

(※<sup>41</sup>) 原子炉格納容器からの除熱を開始する前は、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の酸素濃度は、5vol% を上回る期間があるものの、その期間は水蒸気で原子炉格納容器内が満たされており、このような雰囲気下において水素濃度及び酸素濃度は可燃領域に達しない。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」、「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること）」、「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること」及び「(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」について、対策に有効性があるかを確認した。

なお、「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること」については「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、「(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと」については「IV-1.2.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」においてそれぞれ確認した。

本格納容器破損モードの有効性評価においては、原子炉圧力容器が破損する場合について格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。原子炉圧力容器の破損が回避される場合について格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。さらに、原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

- ② 対策の考え方：溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するためには、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ注水する必要がある。さらに、原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器内の圧力及び温度を抑制するため、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前の対策は「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の減圧後は原子炉圧力容器破損による溶融炉心の落下に備え、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。原子炉圧力容器破損後には、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水に切り替えるとともに原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、原子炉格納容器下部水位計、ドライウェル水位計、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器からの除熱を実施するため、代替循環冷却系により、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内のスプレーを同時に行う。このため、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」を選定する。これは、溶融炉心の冷却の観点から、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の細粒化割合が小さく冷却が厳しくなる原子炉圧力容器が低圧で破損するシーケンスのうち、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性がある「LOCA」を除外し、原子炉格納容器下部に落

下する溶融炉心を冷却するための対策実施の時間余裕がより厳しくなるシーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融炉心によるコンクリート分解等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。
- d. 機器条件：原子炉圧力容器破損前の機器条件は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水流量は、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮して  $50\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉格納容器内のスプレイに  $100\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉圧力容器への注水に  $50\text{m}^3/\text{h}$  の流量配分とし、同時に注水及びスプレイを実施する。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器破損前の操作条件は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損前において、原子炉圧力容器下鏡部温度が  $300^\circ\text{C}$  に到達した場合に開始する原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水は、ドライウエル水位が  $0.23\text{m}$ （原子炉格納容器下部水位  $3.88\text{m}$ ）に到達した場合に停止する。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水は、ドライウエル水位が  $0.02\text{m}$ （原子炉格納容器下部水位  $3.67\text{m}$ ）まで低下した場合に実施し、ドライウエル水位が  $0.23\text{m}$ （原子炉格納容器下部水位  $3.88\text{m}$ ）に到達した場合に停止する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が  $0.640\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に開始し、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を開始した場合に停止する。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系への切替えの準備時間等を考慮して、事象発生から 24 時間後とする。
- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約

1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建屋を經由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 除去効果については、格納容器スプレイ及びサプレッションプールでのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生から約 43 分後に炉心損傷に至る。事象発生から約 2.5 時間後に原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を開始する。原子炉圧力容器が破損に至り溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する時点（事象発生から約 4.3 時間後）において約 3.8m の原子炉格納容器下部水位が確保され、溶融炉心は冷却される。コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 2cm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。
- b. 炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol% を超えるが、ドライウェル内の酸素濃度は約 2.3vol%、サプレッションチェンバ内の酸素濃度は約 3.2vol% であり、可燃限界である 5vol% を下回る。
- c. 原子炉圧力容器の破損時に、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下する際、圧力スパイクが生じるが、原子炉格納容器内の圧力は約 0.23MPa [gage]、温度は約 128°C に抑えられる。
- d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下後は、継続的に原子炉格納容器への下部注水を行うことで溶融炉心を冷却するとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷

却することから、原子炉格納容器内の最高圧力は 0.640MPa [gage]、最高温度は約 180°C に抑えられる。

- e. 事象発生から 24 時間後、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。
- f. 原子炉格納容器から環境への Cs-137 の放出について、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。保守的に原子炉建屋内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約  $1.2 \times 10^{-1}$  TBq (7 日間) となり、100TBq を下回っている。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を、上記 c. 及び d. により評価項目 (a) 及び (b) を、上記 f. より評価項目 (c) を、上記 b. より評価項目 (f) を満足している。さらに、上記 b. 及び d. より、評価項目 (g) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

溶融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験、OECD-MCCI 実験等の結果により MAAP 解析の妥当性が確認されている。

しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。

コンクリート侵食量に対して支配的な溶融炉心の上面熱流束について感度解析を実施した。上面熱流束が圧力に依存しないとした場合、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 18cm であり、評価項目 (i) を満足することには変わりはない。また、コンクリート侵食量の増加に伴い溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量が増加することとなるが、溶融炉心・コンクリート相互作用によって酸素が発生することはなく、可燃性ガスの発生量の増加は相対的に酸素濃度を下げる要因となり、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol% を上回るが、酸素濃度は約 3.2vol% 以下であり、評価項目 (f) を満足することには変わりはない。さらに、コンクリート侵食の発生を操作の起点とする運



転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、コンクリート侵食量については、原子炉格納容器下部において、溶融炉心が均一に堆積する場合を想定して解析を実施している。仮に溶融炉心が均一に堆積しない場合を想定すると、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなるため、溶融炉心の冷却が促進される傾向となることから、評価項目 (i) 及び (f) を満足することに変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では高めの燃焼度を想定することにより、崩壊熱に保守性を与えている。最確条件の場合には、崩壊熱は解析条件よりも小さく、原子炉圧力容器破損までの事象進展が緩やかになるため、原子炉格納容器下部への注水操作に対する準備時間の余裕は大きくなる。また、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

解析条件では、原子炉格納容器内の構造部材について、コンクリート以外（内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板）は考慮していない。最確条件の場合には、内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板はコンクリートより融点が高いため、コンクリート侵食量が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。なお、仮に内側鋼板が侵食され、その支持機能に期待できない場合でも、外側鋼板のみで支持機能を維持できることから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

評価事故シーケンスを「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できない場合、事象発生後の原子炉水位の低下が早いため原子炉圧力容器破損までの時間が約 3.0 時間と短くなり、溶融炉心の崩壊熱が大きくなるが、溶融炉心によるコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 3cm であり、評価項目 (i) を満足することに変わりはない。さらに、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素濃度及び酸素濃度は、ドライ条件に換算して、それぞれ 13vol%以上及び約 3.2vol%以下であり可燃限界に至らないことから、評価項目 (f) を満足することに変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 2.5 時間後であり、操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は低い。また、原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約 10 分であり、原子炉格納容器下部への注水水位の下限であるドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）までの注水は約 1.2 時間で完了する（事象発生から約 3.7 時間後）ことから、事象発生から約 4.3 時間後の原子炉压力容器の破損まで、約 0.6 時間の時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間継続した場合に必要な水は、約 590m<sup>3</sup> である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup>、合計約 11,192m<sup>3</sup> の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッションプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を全出力で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は

約 32kL、原子炉補機代替冷却水系を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 42kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計約 834kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している原子炉格納容器への下部注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却等の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」において、原子炉格納容器への下部注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b)、(c)、(f)、(g) 及び (i) を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮しても、評価項目 (a)、(b)、(c)、(f)、(g) 及び (i) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 原子炉格納容器下部への注水に係る水位の確認

申請者は、原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心の冷却のための事前注水については、注水流量に基づき原子炉格納容器下部水位 3.4m が確保されていることを確認するとしていた。

規制委員会は、熔融炉心・コンクリート相互作用を抑制するため、原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心が確実に冷却される必要があるとの観点から、下部注水による水位を確実に把握できることを求めた。

申請者は、原子炉格納容器下部へ熔融炉心が落下する前に注水水位が確保されていることが確認できるようにドライウェル水位計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ドライウェル水位計の設置高さ（※<sup>42</sup>）を考慮し、ドライウェル床面から 0.23m（原子炉格納容器下部から 3.88m）まで注水することとした。

これにより、規制委員会は、下部注水による水位を確実に把握できることを確認した。

#### (2) 熔融炉心によるドライウェル床ドレンサンプへの影響について

申請者は、ドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入はないとしていた。

規制委員会は、知見が少ない熔融炉心挙動について不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、熔融炉心がドライウェル床ドレンサンプへ流入した場合の影響を評価することを求めた。

申請者は、仮にドライウェル床ドレンサンプに熔融炉心が流入した場合を想定し、ドライウェル床ドレンサンプのコンクリート侵食量を評価した。その結果、侵食量は壁面で約 16cm、床面で約 20cm であり、この場合であっても、原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達しないこと、また、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はないことを示した。

---

(※<sup>42</sup>) ドライウェル水位計は、ドライウェル床面から 0.02m（原子炉格納容器下部から 3.67m）、0.23m（原子炉格納容器下部から 3.88m）及び 0.34m（原子炉格納容器下部から 3.99m）の高さに設置する。

これらにより、規制委員会は、熔融炉心挙動の不確かさを考慮し、仮にドライウエル床ドレンサンプに熔融炉心が流入した場合でも、原子炉格納容器バウンダリ機能が維持されること及び原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響がないことを確認した。

#### **Ⅳ－１．２．３ 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策**

第３７条第３項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故１」という。）及びサイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故（以下「想定事故２」という。）に対して、以下の（a）から（c）の項目（以下「燃料損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認している。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が維持されていること。

なお、本節において、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。

#### **Ⅳ－１．２．３．１ 想定事故１**

「想定事故１」では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **１．申請内容**

##### **（１）想定事故の特徴及びその対策**

申請者は、「想定事故１」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。

- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う。
- ③ 対策：燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行う。このため、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、「想定事故 1」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を 10mSv/h（※<sup>43</sup>）とし、この線量率に対応する水位（通常水位—約 1.3m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。
- b. 事故条件：燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失により、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 6.7MW、初期水温は運転上許容される上限の 65℃、初期水位は通常水位とする。使用済燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量は 114m<sup>3</sup>/h とする。
- d. 操作条件：大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水の準備は、冷却機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、運転員及び重大

---

（※<sup>43</sup>）原子炉建屋燃料取替床での作業及び退避の時間は 3.5 時間以内であり、運転員及び重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 35mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある値

事故等対応要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から 13 時間後に注水を開始するものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が約 8 時間後に 100°C に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事象発生から 13 時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約 0.36m 低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。
- c. 代替注水の流量は 114m<sup>3</sup>/h であり、崩壊熱により使用済燃料プール水温が 100°C に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 12m<sup>3</sup>/h を上回っていることから、通常水位に回復され、維持される。
- d. 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b.、c. 及び d. より、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプ I）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位－約 0.17m）として評価した結果、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 23 時間となるが、使用済燃料プールへの注水は、事象

発生から 13 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### イ. 操作条件の不確かさの影響

使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 13 時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から 10 時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 1 日後であり、十分な時間余裕がある。

#### b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故 1」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、28 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 1,970m<sup>3</sup>である。これに対して、淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。
- ③ 本想定事故において、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計約 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

## 2. 審査結果



規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故1」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。

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

以上のとおり、規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **Ⅳ-1. 2. 3. 2 想定事故2**

「想定事故2」では、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

###### **(1) 想定事故の特徴及びその対策**

申請者は、「想定事故2」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う。
- ③ 対策：「想定事故1」と同一である。

###### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

###### **① 解析手法**

申請者は、「想定事故2」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：「想定事故1」と同一である。

- b. 事故条件：使用済燃料プール水位を最も低下させるサイフォン現象の起因として、燃料プール冷却浄化系配管のうち系統最下部の配管の破断が発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却浄化系配管に設置された逆止弁が開固着し、逆止弁機能が十分に働かないと想定する。このため、水位は瞬時に低下するが、サイフォンブレイク孔の効果により、通常水位-0.5m で水位の低下が停止すると想定する。これらに重畳して、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を考慮する。事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 6.7MW、初期水温は運転上許容される上限の 65℃、初期水位は通常水位とする。使用済燃料プールと原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：「想定事故 1」と同一である。
- d. 操作条件：大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水の準備は、注水機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、運転員及び重大事故等対応要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から 13 時間後に注水を開始するものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 燃料プール冷却浄化系の配管破断により使用済燃料プール内の水位が通常水位から 0.5m 下まで低下した後、使用済燃料プール内の水温が約 7 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事象発生から 13 時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約 0.89m 低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。
- c. 代替注水の流量は 114m<sup>3</sup>/h であり、崩壊熱により使用済燃料プール水温が 100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 12m<sup>3</sup>/h を上回っていることから、通常水位に回復され、維持される。
- d. 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b.、c. 及び d. より、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプ I）等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位－約 0.17m）とした場合であっても、漏えいによる水位低下は、サイフォンブレイク孔の効果により通常水位－0.5m で停止することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 13 時間後としているが、実際には注水機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から 10 時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 18 時間後であり、十分な時間余裕がある。

#### b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故 2」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員については「想定事故 1」と同一である。

- ② 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約2,070m<sup>3</sup>となる。これに対して、淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。
- ③ 本想定事故の対応に必要な燃料については「想定事故1」と同一である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故2」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。

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

以上のとおり、規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### IV-1. 2. 4 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

第37条第4項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の(a)から(c)の項目（以下「運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認するとしている。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が確保されていること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除

く。)

#### **IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失**

運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、残留熱除去系の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る（※<sup>44</sup>）。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置

---

(※<sup>44</sup>) 原子炉補機冷却機能喪失に従属して崩壊熱除去機能が喪失する場合には、全交流動力電源喪失にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりである。対策の実施に対する余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する状態として、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態とする。
- b. 評価の考え方：燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h (※<sup>43</sup>) に対応した原子炉水位は、燃料有効長頂部の約 2.0m 上である。原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.0m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.0m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認する。
- c. 初期条件：本評価では、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）1 系統のほかに、残留熱除去系（低圧注水モード）1 系統が待機状態とする。原子炉停止後の炉心の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止 1 日後の崩壊熱の値（約 14MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約 24m<sup>3</sup>/h である。

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、設計値である 52℃とする。

原子炉の初期圧力は大気圧とする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく評価するために、逃がし安全弁（自動減圧機能）の

手動開操作によって水蒸気を流出させ原子炉圧力を大気圧に維持するものとする。

- d. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な要員及び燃料等の観点では、厳しい設定となる。
- e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、設計値の  $1,136\text{m}^3/\text{h}$  とする。
- f. 操作条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失の確認に要する時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇し、事象発生から約 1 時間後に、沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から 2 時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は約 0.9m 低下して、燃料有効長頂部の約 4.2m 上となるが、冠水は維持される。
- b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態では、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 4.2m 上に低下しても、原子炉建屋内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率  $10\text{mSv/h}$ （※<sup>43</sup>）を上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a. から d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水操作の開始は、崩壊熱除去機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 7 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.2 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 2 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最悪条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器への注水操作開始時間を事象発生から 2 時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から 2 時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下するのは事象発生から約 4 時間後であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、11 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事



故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。

- ② 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計 760kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えによる炉心の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系の 1 系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

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

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「崩壊熱除

去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **Ⅳ－１． ２． ４． ２ 全交流動力電源喪失**

運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、さらに、原子炉補機冷却機能が喪失する場合において、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **１． 申請内容**

#### **（１）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失に起因して、残留熱除去系等の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：ガスタービン発電機による給電を開始した後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、125V蓄電池 2A、125V蓄電池 2B、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安

全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を実施する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプの軸受等の冷却は、原子炉補機代替冷却水系で実施する。このため、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失の重畳を考慮する。プラント状態については、「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- b. 評価の考え方：「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- c. 初期条件：「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- d. 事故条件：全交流動力電源喪失により残留熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。
- e. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の  $100\text{m}^3/\text{h}$  とする。  
原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は原子炉冷却材温度  $154^\circ\text{C}$ 、海水温度  $26^\circ\text{C}$  における設計値の約  $16\text{MW}$  とする。

- f. 操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象発生から2時間後とする。また、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を考慮して、事象発生から24時間後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約1時間後に沸騰し原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は、燃料有効長頂部の約4.2m上までの低下にとどまり、冠水は維持される。
- b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位が燃料有効長頂部の約4.2m上まで低下しても、原子炉建屋内の線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/h（※<sup>43</sup>）を上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、事象発生から24時間後に原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a. から d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水準備操作の開始は、全交流動力電源喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 7 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.2 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 25 分後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最悪条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

#### イ. 操作条件の不確かさの影響

全交流動力電源喪失後、ガスタービン発電機から給電し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水準備操作を終了する時間は、事象発生から 25 分後であるが、本操作が遅れた場合でも通常運転水位から放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約 4 時間後であることから、十分な時間余裕がある。

#### b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、28 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 534m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 42kL、大容量送水ポ

ンプ（タイプ I）により復水貯蔵タンクへ 7 日間給水した場合に必要な軽油量は約 32kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画しているガスタービン発電機による給電、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉補機代替冷却水系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用ディーゼル発電機等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

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

「IV－1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1. 2. 4. 3 原子炉冷却材の流出**

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等による漏えいが発生する場合において、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等により原子炉冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサブプレッションチェンバ側に流出する。これにより、原子炉圧力容器内の保有水が継続的に減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中の原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉冷却材の流出を止めるとともに、原子炉圧力容器に注水し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：残留熱除去系系統切替時の原子炉冷却材の流出箇所を特定し、流出元の弁を閉止することにより流出を止めた後、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、サブプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

#### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

##### **① 解析手法**

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料

体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「原子炉冷却材の流出（RHR 切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりである。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象の認知までに要する時間が長く、原子炉冷却材の流出量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 評価の考え方：操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認する。
- c. 初期条件：原子炉圧力容器の開放時について評価する。保有水量を厳しく評価する観点から、プールゲートは閉とする。また、水温は、原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて冷却されているため、その設計値である 52℃とする。
- d. 事故条件：残留熱除去系系統切替時の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁開防止措置忘れによるサプレッションチェンバへの流出流量は 100m<sup>3</sup>/h とする。

崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合においても、事象発生から原子炉ウエル満水まで水位が回復する約 2.2 時間に対して、原子炉冷却材の水温が 100℃に至るまでの時間が約 3.6 時間と長いため、崩壊熱による原子炉冷却材の水温上昇及び蒸発については考慮しない。

外部電源はないものとし、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。
- e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 1,136m<sup>3</sup>/h とする。
- f. 操作条件：運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により 1 時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から 1 時間後とする。流出の停止時間及び待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による注水は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。



- a. 事象発生後、原子炉冷却材が残留熱除去系の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁からサプレッションチェンバへ流出することにより原子炉水位は低下する。事象発生から2時間後に原子炉圧力容器への注水を行うことで、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約14m上まで低下するが、冠水は維持される。
- b. 放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部の約3.0m上であり、燃料有効長頂部の約14m上まで水位が低下しても、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/h(※<sup>43</sup>)を上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a. から d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、原子炉圧力容器が未開放の場合には、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間(約43分)は原子炉圧力容器への注水が可能となる時間(約30分)に対して、時間余裕があり、事象の認知も容易であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は1時間以上であり、時間余裕がある。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉冷却材流出の停止操作は、水位低下の認知に要する時間及び隔離操作を考慮して、事象発生から2時間後としている。実際の操作は、運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態の把握による早期の認知に期待でき、その開始時間は早くなることから、十分な時間余裕がある。

原子炉注水の開始時間は、事象発生から2時間後としているが、原子炉ウェル満水から必要な遮蔽を確保できる最低水位に低下するまでの時間は事象発生から約8時間後であることから、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、11名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は28名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスでは、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッションプール水を水源とすることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転した場合に必要な軽油量は約735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約25kLであり、合計約760kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉冷却材の流出停止、待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）＋崩壊

熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、原子炉冷却材の流出が発生した残留熱除去系の1系統について、流出停止後の注水機能の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1.2.4.4 反応度の誤投入**

運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって炉心に反応度が投入される場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

###### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に正の反応度が急激に投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の損傷を防止するためには、未臨界に必要な負の反応度を投入する必要がある。

- ③ 初期の対策：原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより制御棒全挿入とする。このため、原子炉スクラム信号を発する起動領域モニタを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：初期の対策により原子炉の未臨界状態を維持する。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：反応度誤投入として、「停止中に実施される試験等により、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。

原子炉運転停止中において、炉心が臨界又は臨界近傍の状態になり得る試験として、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が引き抜かれる試験が実施されている。この試験において、運転員が操作量の制限を超える誤った制御棒引き抜きの操作を実施することとする。

- b. 解析コード：炉心平均中性子束の過渡応答の評価を行うため、炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果等を取り扱うことができる APEX を用いる。

さらに、燃料エンタルピの過渡応答の評価により燃料健全性を確認するため、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SCAT (RIA 用) を用いる。

- c. 初期条件：余剰反応度を大きくするため、炉心状態は、燃料交換後である平衡炉心のサイクル初期とする。炉心の実効増倍率は 1.0、原子炉出力は定格値の  $10^{-8}$ 、原子炉圧力は 0.0MPa [gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は 20℃、燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO<sub>2</sub> とする。
- d. 事故条件：運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。運転停止中に実施される試験等の方法を考慮し、制御棒引き抜きによる正の反応度

投入量を大きくするため、全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる対角隣接の組合せのものとする。誤引き抜きされる制御棒の反応度価値は、臨界近接時に引き抜かれる制御棒の最大反応度価値の制限値（1.0% $\Delta k$ 以下）を超える約1.93% $\Delta k$ とする。制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となるため、外部電源はあるものとする。

- e. 機器条件：制御棒は、引抜速度の上限値9.1cm/sにて連続で引き抜かれるものとする。原子炉自動スクラムは、起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期10秒）信号により作動するものとする。
- f. 操作条件：運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はない。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 制御棒の引き抜き開始から約9.3秒後に起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期10秒）信号が発信することにより、原子炉が自動スクラムする。原子炉出力は定格値の約4.4%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界になる。この過程で投入される反応度は約1.14ドル（投入反応度最大値：約0.71% $\Delta k$ ）であることから、反応度投入事象（※<sup>45</sup>）に至るが、燃料エンタルピは最大で約37kJ/kgU<sub>2</sub>であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日原子力安全委員会決定）に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である272kJ/kgU<sub>2</sub>（65cal/gU<sub>2</sub>）を超えることはなく、また、燃料エンタルピ増分の最大値は約29kJ/kgU<sub>2</sub>であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成10年4月13日原子力安全委員会了承）に示された燃料ペレット燃焼度65,000Mwd/t以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分167kJ/kgU<sub>2</sub>（40cal/gU<sub>2</sub>）を超えることはなく、燃料の健全性は維持される。
- b. 原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水が維持されている。

---

(※<sup>45</sup>) 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日原子力安全委員会決定）において、反応度投入事象は、「臨界又は臨界近接の原子炉に、原則的に1ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピ増大が生じる事象をいう。」と定義されている。

c. 原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持されている。

上記 a. から c. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。なお、本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要である。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

解析コードの不確かさとして、ドップラ反応度フィードバック効果、制御棒反応度及び実効遅発中性子割合の不確かさを試験データとの比較により評価している。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の不確かさとして、炉心燃焼度、装荷されている燃料タイプ、初期出力、初期燃料温度等が考慮されている。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスにおいては、原子炉停止機能が自動で働くため運転員等の操作はないが、原子炉自動スクラム後の原子炉状態を確認するために必要な要員は1名である。これに対して、中央制御室には5名の運転員がおり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスでは、原子炉圧力容器への注水等はない。また、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はない。

## 2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「停止中に実施される試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」において、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが作動した場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。

また、原子炉自動スクラムにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避（※<sup>46</sup>）し、未臨界状態に到達した後は、未臨界状態の維持が可能であることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「停止中に実施される試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### IV-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード

申請者が使用している解析コードのうち、炉心損傷防止対策の有効性評価で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、

---

（※<sup>46</sup>）一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は発生するものの、燃料の健全性に影響を与えないことを確認した。

原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同様な妥当性確認方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行う。

他方、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による妥当性の確認が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当するとみなし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の適切性に係る確認が行われているかという観点を主とした審査を行う。

以下、コードごとに申請内容とその確認内容について示す。

## 1. 申請者が使用している解析コード

申請者は、評価対象の事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードで考慮すべき現象を踏まえて、有効性評価に使用するコードを以下のとおりとしている。

### (1) 炉心損傷防止対策の有効性評価

①-1 起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析する上で原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の評価については、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析することが可能な SAFER を使用している。また、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」の評価においては、燃料露出時において燃料被覆管の温度が 900℃以上の高温になる場合もあることから、詳細な燃料被覆管の温度評価が必要になるため、SAFER に加えて、燃料棒間等の輻射熱伝達を詳細に解析することが可能な CHASTE を併用している。

①-2 起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の熱水力挙動に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の熱水力挙動及び出力変化を同時に解析することが可能な REDY を使用している。PCT の評価については、REDY の計算結果を入力として、単一チャンネルの熱水力挙動を解析することが可能な SCAT を使用している。



- ② 「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」以外の事故シーケンスグループに対する評価については、原子炉圧力容器内で発生した水蒸気及び非凝縮性ガスが原子炉格納容器内へ長期間にわたり放出され、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇することから、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析することが可能な MAAP を使用している。

## （２）原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価

- ① いずれの格納容器破損モードについても、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有する MAAP を使用している。

## （３）運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

- ① 「反応度の誤投入」の評価については、制御棒誤引抜き時の炉心の出力変化等を解析することが可能な APEX 及び SCAT (RIA 用) を使用している。他の 3 事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出）については、崩壊熱曲線や水の物性値を用いて原子炉圧力容器内の水インベントリ変化を算出しており、解析コードを使用していない。

## 2. 解析コードの妥当性確認及び有効性評価への適用性

### （１）SAFER

#### ① 申請内容

申請者は、SAFER の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. SAFER は、原子炉内熱水力過渡変化、炉心ヒートアップ、熱構造材、燃料被覆管の膨張等の計算機能及び燃料被覆管の破裂判定機能を有し、原子炉圧力容器に接続する原子炉冷却材圧力バウンダリの各種配管の破断事故、原子炉冷却材の喪失事故、原子炉冷却材保有量の異常な変化等を評価することが可能な熱水力過渡変化解析コードである。
- b. 本コードは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定。以下「ECCS 性能評価指針」という。）において使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価解析）に適用実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当

性の確認を行っている。

- c. - 1 炉心における重要現象（燃料棒表面熱伝達、二相流体の流動）のモデルについては、総合効果試験である TBL (※<sup>47</sup>)、ROSA-III (※<sup>47</sup>) 及び FIST-ABWR (※<sup>48</sup>) の解析結果により妥当性を確認している。
- c. - 2 逃がし安全弁を含む原子炉圧力容器における重要現象のうち臨界流のモデルについては、TBL 試験、ROSA-III 試験及び FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認しており、二相流体の流動モデルについては FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認している。
- c. - 3 炉心（燃料）における重要現象（燃料棒表面熱伝達）のモデルに用いる熱伝達相関式については、熱伝達相関式の実験データベースの参照及び妥当性確認実験の結果との比較より、有効性評価解析に対しても適用できることを確認している。
- d. 不確かさ評価としては、設計基準事故解析と同様に有効性評価解析においても、燃料棒表面熱伝達モデル、二相流体の流動モデル等は、PCT の評価において保守性を確保していることを確認している。

## ② 確認内容

規制委員会は、SAFER についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）における炉心及び原子炉圧力容器内の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルは、「ECCS 性能評価指針」で適用性が認められており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析 (ECCS の性能評価の解析) に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）に対しても、実験等を基に妥当性の確認が行われ、適用範囲が示されている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 (※<sup>49</sup>) を用いて、モデルプラン

---

(※<sup>47</sup>) TBL と ROSA-III は、BWR5 を模擬した LOCA 実験装置

(※<sup>48</sup>) FIST-ABWR は、ABWR を模擬した LOCA 実験装置

(※<sup>49</sup>) Information Systems Laboratories, Inc., "RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS", (December 2001, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.)

トを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータ（※<sup>50</sup>）の傾向を確認した。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の SAFER の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

## （２）CHASTE

### ① 申請内容

申請者は、CHASTE の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. CHASTE は、燃料棒間や燃料棒－チャンネルボックス間等の複雑な輻射伝熱等の計算機能を有し、炉心露出・ヒートアップ時の PCT を評価することが可能な解析コードである。なお、本コードの入力の一部は、SAFER の解析結果を引き継いでいる。
- b. 本コードは、「ECCS 性能評価指針」で使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価解析）に適用実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
  - c.－1 炉心における重要現象モデル（燃料棒表面熱伝達、輻射熱伝達）のモデルについては、BWR-FLECHT 実験、炉心冷却実験及びスプレイ熱伝達実験の解析結果により妥当性を確認している。また、BWR-FLECHT 実験では、PCT が高温領域のケースについてもデータがあり、さらに、スプレイ冷却特性実験では、スプレイを作動させない試験も実施していることから、この試験の解析結果により輻射熱伝達モデル単独の妥当性も確認している。
- d. 不確かさ評価としては、上記 c.－1 の実験の解析結果が実験結果を上回っていることから、本コードの燃料表面熱伝達モデルは PCT の評価に対して保守性を確保していることを確認している。

### ② 確認内容

規制委員会は、CHASTE についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失

---

（※<sup>50</sup>）評価項目に関連するパラメータ：燃料被覆管温度等

を除く。)における炉心の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。

- b. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルは、「ECCS 性能評価指針」で適用性が認められており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析 (ECCS の性能評価の解析) に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ (原子炉停止機能喪失を除く。) に対しても、実験等を基に妥当性の確認が行われ、適用範囲が示されている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の CHASTE の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

### (3) REDY

#### ① 申請内容

申請者は、REDY の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. REDY は、制御系、熱水力、炉心動特性 (一点炉近似動特性)、原子炉圧力容器内のほう酸濃度変化等の計算機能を有し、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体の熱流動と炉心動特性との相互作用を評価することが可能なプラント過渡特性解析コードである。
- b. 本コードは、実機プラントの起動試験などで妥当と確認されたものであり、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 炉心の中性子動特性挙動に係る重要現象 (核分裂出力、反応度フィードバック効果 (ボイド、ドップラ)) と炉心全体の熱流動に係る重要現象 (沸騰、ボイド率変化) のモデルについては、ABWR 実機試験等における中性子束、シュラウド外水位等の過渡変化挙動の解析結果により、妥当性を確認している。
  - c. - 2 炉心全体の熱流動に係る重要現象 (沸騰、ボイド率変化) のモ

デルについては、日本国内で実施されたボイドマップ確認試験等の解析結果により妥当性を確認している。

- c. - 3 再循環系における重要現象（冷却材流量変化）のモデルについては、実機試験の解析結果により制御系の応答特性等の妥当性を確認している。
- c. - 4 給水系（代替注水設備を含む。）における重要現象（ECCS注水）のモデルについては、実機試験の解析結果等により妥当性を確認している。
- c. - 5 逃がし安全弁における重要現象（冷却材流出（臨界流、差圧流））のモデルについては、実機試験の解析結果により妥当性を確認している。
- c. - 6 原子炉压力容器内へのほう酸水注入に係る重要現象（ほう酸水拡散）のモデルについては、実機を模擬した試験装置（縮尺モデル）の試験結果を根拠に、ほう酸水が拡散しにくい保守的な設定をしている。
- c. - 7 原子炉格納容器における重要現象（サプレッション・プール冷却）のモデルについては、空間的に原子炉格納容器を一体とし、基礎的な物理法則を適用した単純計算により保守性を確保している。
- d. 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡事象に伴う原子炉出力評価に対して影響が大きいとされる動的ボイド係数及び動的ドップラ係数について、当該事象の進展に係る変化の様相の影響、一点炉近似動特性モデルの影響、炉心内の空間的な過渡変化による影響、評価炉心変更の影響等を考慮して、感度解析を実施し、PCTの評価への影響が限定的であることを確認している。

本コードが、事象進展中の原子炉出力分布が一定として取り扱うことについても、感度解析等によりPCTの評価への影響が限定的であることを確認している。

一点炉近似動特性モデルにおけるボロン反応度の不確かさについては、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる詳細計算等により未臨界を確保できることを確認している。

## ② 確認内容

規制委員会は、REDYについての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 「原子炉停止機能喪失」時における原子炉冷却材圧力バウンダリ内

の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。

- b. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認や感度解析により検討が行われ、適用範囲が示されている。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の REDY の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

#### (4) SCAT

##### ① 申請内容

申請者は、SCAT の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. SCAT は、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等が計算でき、燃料の熱的余裕及び PCT を評価することが可能な単チャンネル熱水力解析コードである。
- b. 本コードは、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における最小限界出力比 (MCPR) の評価に適用実績がある。一方、有効性評価では、新たに、原子炉停止機能喪失の事象で生じる沸騰遷移後の PCT 及び燃料被覆管表面の酸化量を評価する。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行っている。
- c. - 1 炉心内の燃料棒表面熱伝達に係る重要現象（被覆管表面熱伝達、リウエット）のモデルについては、NUPEC が実施した BWR 燃料集

- 合体熱水力試験（※<sup>51</sup>）の解析結果により妥当性を確認している。
- c. - 2 炉心内の沸騰遷移に係る重要現象（沸騰遷移）のモデルについては、ATLAS 試験データの解析結果により妥当性を確認している。
  - c. - 3 炉心内の気液熱非平衡に係る重要現象（被覆管表面熱伝達、リウエット）のモデルについては、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験の解析結果により妥当性を確認している。
  - c. - 4 炉心内の燃料被覆管における重要現象（燃料被覆管酸化）については、「ECCS 性能評価指針」において使用の妥当性が認められている Baker-Just 式により評価している。
  - d. 不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達や気液熱非平衡に係る重要現象のモデル（被覆管表面熱伝達モデル、リウエットモデル）に用いる相関式が、有効性評価で着目する燃料被覆管温度の高温領域でも PCT を高めに評価する傾向を示すことを根拠に、PCT 評価の保守性が維持されていることを確認している。

## ② 確認内容

規制委員会は、SCAT についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 「原子炉停止機能喪失」時における炉心の熱流動と燃料に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 本コードは、沸騰遷移に至る前の炉心を対象としており、BWR の原子炉設置許可申請書等の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における沸騰遷移に至るまでの安全余裕の解析に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認により検討が行われ、PCT 評価に係る適用範囲が示されている。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の SCAT の特性

---

(※<sup>51</sup>) 平成 8 年度「燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」、(財)原子力発電技術機構、平成 9 年 3 月（本試験は、平成 9 年度、平成 10 年度及び平成 11 年度にも実施されている。）

に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

## (5) MAAP

### ① 申請内容

申請者は、MAAP の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. MAAP は、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器内、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を評価することが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。
- b. 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び BWR の炉心溶融過程を模擬した CORA 実験解析により妥当性を確認している。
  - c. - 2 主蒸気逃がし安全弁における重要現象（冷却材放出）については、放出流量が設計値に基づいて設定されている。
  - c. - 3 LOCA 破断口における重要現象（臨界流：Henry-Fauske のモデル）については、Marviken 試験装置による実験の結果より、妥当性を確認している。
  - c. - 4 格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、沸騰・水素濃度）については、HDR 実験及び CSTF 実験の解析により妥当性を確認している。
  - c. - 5 炉心損傷後の原子炉圧力容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性を確認している。
  - c. - 6 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験及び ABCOVE 実験の解析により



妥当性を確認している。

- c. ー 7 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR 試験、OECD-MCCI 実験等の解析により妥当性を確認している。
- d. 不確かさ評価としては、「高圧注水・減圧機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）」の事象進展中における炉心露出開始時間について、SAFER との比較により不確かさを評価している。また、FCI、DCH、MCCI の各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

## ② 確認内容

規制委員会は、MAAP についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。なお、シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要がある。

- a. 炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードの 1 つであり、BWR 実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。
- c. 実験による妥当性の確認や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。
- d. 規制委員会は、これまでに MELCOR (※<sup>52-53</sup>) によりモデルプラントを対象とした複数の事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAP による解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の MAAP の解析

---

(※<sup>52</sup>) R. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol.2:Reference Manuals Ver. 1.8.5.," NUREG/CR-6119, Vol.2, Rev.2 / SAND2000-2417/2, (May 2000) .

(※<sup>53</sup>) R. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol.3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, Vol.3, NRC. (2001)

結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と考えている。

## (6) APEX

### ① 申請内容

申請者は、APEX の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. APEX は、一点炉近似動特性方程式、定常の二次元 (RZ) 拡散方程式等を用いて、反応度投入事象における炉心の中性子動特性等を評価することが可能な解析コードである。燃料エンタルピの増分については、APEX の解析結果を入力として、SCAT (RIA 用) を用いて単チャンネル熱水力解析を行うことにより評価する。
- b. APEX と SCAT (RIA 用) は、BWR の原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ増分の評価に使用されているものと同様である。「反応度の誤投入」時の物理事象が、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」と基本的に同一の物理現象を扱い、反応度の投入量も少ないことから、本コードは「反応度の誤投入」時の有効性評価に対して適用性がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行っている。
  - c. - 1 APEX の炉心の核特性に係る重要現象 (中性子動特性、ドップラ反応度フィードバック効果等) については、SPERT-III E-core 実験の解析結果により、総合的に妥当性を確認している。
  - c. - 2 ドップラ反応度フィードバック効果については、核定数としてのドップラ反応度係数 (※<sup>54</sup>) を Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較により検証し、また、実効遅発中性子発生割合 (※<sup>55</sup>) を MISTRAL 臨界試験の解析結果により妥当性を確認している。
  - c. - 3 制御棒反応度値 (※<sup>56</sup>) については、実機での制御棒値測定試験の解析結果により妥当性を確認している。
- d. 不確かさ評価としては、「反応度の誤投入」時において、投入反応度量及び燃料エンタルピ増分の評価に対して影響が大きいと思われるド

(※<sup>54</sup>) 核定数は APEX の入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。Hellstrand の式の実効共鳴積分の温度依存性と単位燃料集合体核計算コードによる実効共鳴積分の温度依存性の比較をしている。

(※<sup>55</sup>) 実効遅発中性子割合は APEX の入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。単位燃料集合体核計算コードによる解析値と試験の測定値を比較している。

(※<sup>56</sup>) 制御棒反応度値は APEX の入力データであり、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより求めている。

ップラフィードバック効果及び制御棒反応度価値について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

## ② 確認内容

規制委員会は、APEX についての申請者の説明内容について、以下のよう  
に確認した。

- a. 「反応度の誤投入」時の事象進展中における炉心の中性子動特性等  
と単チャンネル熱水力解析に係る重要現象に対する解析モデルが説明  
されている。
- b. 本コードについては、BWR の原子炉設置許可申請書等において「運  
転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ  
増分の評価に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象が「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」の  
物理現象に包含されることから、本コードは「反応度の誤投入」時の  
解析に適用できる。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析  
による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の APEX の特性  
に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

## **IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重 大事故等防止技術的能力基準 1.0 関係）**

重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項「共通事項」は、重大事故等に対処する  
ために必要な手順等に関し共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等  
に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する  
方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項及び同項  
の解釈を踏まえ必要な検討を加えた上で策定されており、重大事故等に対処するた  
めに必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順  
等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であること  
を確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項の要求事項に適合す  
るものと判断した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

なお、各手順等における固有の要求に対する審査については、IV-4.1からIV-4.19で行っている。

また、重大事故等対策については、1号及び3号炉の原子炉压力容器に燃料を装荷しないことを前提とした手順等として確認した。

## 1. 重大事故等対処設備に関する手順等に係る共通の要求事項

### (1) 切替えの容易性

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)①にのっとり、重大事故等に対処するための系統構成を速やかに整えられるよう必要な手順を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認した。

### (2) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)②にのっとり、ものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であること。
- ② 障害物を除去可能なブルドーザ等の重機を保管し、それを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。

なお、規制委員会は、設計基準において想定している規模を超える自然現象が生じた場合の対応等を示すよう求めた。申請者は、設計基準上の想定を超える自然現象等の発生によりアクセスルートの確保が困難になる場合を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保した上で、被害状況に応じて複数のアクセスルートの中からルートを選択するなどの措置を講ずることを示した。

## 2. 復旧作業に係る要求事項

### (1) 予備品等の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)①にのっとり、ものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保すること。
- ② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めること。

## (2) 保管場所の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)②にのっとり、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。

## (3) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)③にのっとり、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「1.(2)アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。

## 3. 支援に係る要求事項

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(3)にのっとりたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- (1) 本発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。
- (2) プラントメーカー、協力会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。
- (3) 本発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等について、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であること。

## 4. 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

### (1) 手順書の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈1にのっとりたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 情報の収集及び判断基準【解釈1a)】

全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる方針であること。

② 判断に迷う操作等の判断基準の明確化【解釈 1 b)】

海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であること。

③ 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針【解釈 1 c)】

- a. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。
- b. 発電課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する方針であること。
- c. 発電所の発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること。同方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部用手順書に整備する方針であること。

④ 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化【解釈 1 d)】

- a. 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。
- b. 運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。

⑤ 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備【解釈 1 e)】

- a. 重大事故等に対処するために監視することが必要である計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転操作手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する方針であること。
- b. 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を発電所対策本部用手順書に整理する方針であること。
- c. 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員が使用する運転操作手順書、重大事故等対策要員（運転員を除く。）が使用する発電所対策本部用手順書に整理する方針であること。

⑥ 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備【解釈 1 f)】

- a. 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。
- b. 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。
- c. 大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であること。

## (2) 訓練の実施

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈2にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

### ① 教育及び訓練の実施方針【解釈2 a)】

重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であること。

### ② 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施【解釈2 b)】

- a. 要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。
- b. 現場作業を行う重大事故等対策要員(運転員を除く。)と運転員が連携して一連の活動を行うための訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。

### ③ 保守訓練の実施【解釈2 c)】

普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する方針であること。

### ④ 高線量下等を想定した訓練の実施【解釈2 d)】

高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であること。

### ⑤ マニュアル等を即時利用可能とするための準備【解釈2 e)】

設備及び資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行う方針であること。

なお、規制委員会は、重大事故等対策要員の力量付与について申請者に示すよう求めた。

申請者は、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、力量を付与された要員を必要人数配置することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

### (3) 体制の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈3にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 役割分担及び責任者の明確化【解釈3a】
  - a. 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。
  - b. 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。
  - c. 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。
- ② 実施組織の構成【解釈3b】

重大事故等対策を実施する実施組織を、

  - a. 事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作等を実施する発電管理班
  - b. 事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の操作、不具合設備の復旧、火災発生時の消火活動等を実施する保修班

で構成し、必要な役割分担を行い、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する方針であること。
- ③ 複数号炉の同時被災への対応【解釈3c】
  - a. 複数号炉での対処が必要な事象が発生した場合において、運転号炉及び停止号炉に配置された統括は、発電所対策本部長の活動方針の下、対象号炉の事故影響の緩和及び拡大の防止に関わる運転操作への助言、可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等に関する統括を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。
  - b. 必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。
- ④ 支援組織の構成【解釈3d】



- a. 発電所対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。
  - b. 技術支援組織は、プラント状態の進展予測、評価等を行う班、発電所内外の放射線及び放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する指示等を行う班で構成すること。
  - c. 運営支援組織は、発電所対策本部の運営支援、対外関係機関への通報連絡等を行う班、要員の呼集、資材の調達及び輸送に関する一元管理等を行う班、社外対応情報の収集、報道機関対応者の支援等を行う班で構成すること。
- ⑤ 対策本部の設置及び要員の招集【解釈 3 e】
- a. 所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。
  - b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内に、重大事故等対策要員（2号炉運転員7名を含む。）30名、1号炉及び3号炉の運転員計8名及び初期消火要員（消防車隊）6名の合計44名を常時確保する方針であること。なお、事象発生後約12時間を目途に重大事故等対策要員54名を確保する方針とし、このうち、事象発生後約1時間以内に重大事故等対策要員4名を確保する方針としている。
  - c. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。

また、申請者は、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合の対応に備え、重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行うこと、重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

⑥ 各班の役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 f】

重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記4.（3）②項及び4.（3）④項に示す各班の機能を明確にするとともに、対策の実施責任を有する各班の班長及び発電課長並びにその代行者を配置する方針であること。

⑦ 指揮命令系統及び代行者の明確化【解釈 3 g】

発電所対策本部における指揮命令系統を明確にすること、指揮者等が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であること。

⑧ 実効的に活動するための設備等の整備【解釈 3 h)】

- a. 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所を整備する方針であること。
- b. 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型通話装置等を整備する方針であること。

⑨ 発電所内外への情報提供【解釈 3 i)】

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であること。

⑩ 外部からの支援体制の整備【解釈 3 j)】

- a. 発電所外部からの支援を受けることができるよう、緊急体制を発令した場合に本店対策本部を設置する等の体制を整備する方針であること。
- b. 本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、店所対策本部及び関係店所との連絡を行う事務局、応急復旧の総括、官公庁及び地方自治体への報告及び連絡、放射性物質による被害状況の把握、事故影響範囲の評価、他原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織への応援要請、原子力事業所災害対策支援拠点の開設及び運営等を行う班、報道関係に対する情報提供等を行う班、土地の被害調査等を行う班、復旧活動従業員の安全対策、医師・病院の手配等を行う班、復旧用資材の調達及び輸送、輸送用機動力の調達及び確保、一般交通関係情報の収集等を行う班、ヘリコプターの確保及び運用、供給対策等を行う班、応急復旧対策及び本復旧計画の策定等を行う班、保安通信回線の確保、電気通信事業者回線及び社外非常用通信設備の利用対策を行う班で構成し、技術面及び運営面で支援する方針であること。
- c. 本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること。
- d. 本店対策本部は、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。

- ⑪ 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備【解釈 3k）】
- a. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。
  - b. 重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故の収束活動を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を整備する方針であること。

#### **Ⅳ－３ 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第 38 条～第 41 条及び第 43 条関係）**

第 38 条から第 41 条は、重大事故等対処施設に対して、必要な機能が地盤の変位等、地震、津波及び火災によって損なわれるおそれがないことを要求している。第 38 条から第 41 条の審査においては、重大事故等対処施設の設計方針等について、設計基準対象施設の設計方針等との相違を踏まえた審査を行った。

また、第 43 条においては、重大事故等に対処するため、重大事故等対処設備について、必要な容量の確保や悪影響の防止等の適切な措置等を講じることを要求している。

なお、各設備における固有の要求に対する審査内容については、Ⅳ－4. 1 からⅣ－4. 19 で示している。

#### **Ⅳ－3. 1 重大事故等対処施設の地盤（第 38 条関係）**

第 38 条は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じて適用される地震力が作用した場合においても、十分に支持することができる地盤に設けなければならないことを要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備（※<sup>57</sup>）が設置されるものに限る。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと、及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、「Ⅲ－2 設計基準対象施設の地盤（第 3 条関係）」において評価され

（※<sup>57</sup>）「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」は、第 38 条において定義されているものである。以下同様。

ている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項の評価内容で代表できるものとし、当該地盤以外に設置される重大事故等対処施設については、施設規模等を踏まえ、緊急時対策建屋を代表施設に選定し、当該建屋を対象に評価を行っている。

規制委員会は、この施設を対象に評価を行うことは妥当であると判断し、以下の項目について審査を行った。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 地盤の変位

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。以下この項において同じ。）を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) 緊急時対策建屋を設置する地盤には、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められず、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないと評価した。
- (2) なお、「Ⅲ－2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項に示すとおり、重大事故等対処施設を設置する地盤には、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないと評価した。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変位については、申請者が実施した調査及び評価手法が適切であり、その結果、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないことを確認していることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

## 2. 地盤の支持

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じた地震力（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けなければならないこと、さらに、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設に対する設計方針及び重大事故等対処施設に対する動的解析の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。また、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 重大事故等対処施設については、十分な支持性能を有する岩盤に直接支持する設計方針としている。
- (3) 緊急時対策建屋を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (4) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、緊急時対策建屋の振動方向及び地質を考慮し、当該施設を通り直交する2断面を評価対象断面として選定した上で、二次元有限要素法により行った。
- (5) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相の反転についても考慮した。また、地下水位については、地表面に設定した。
- (6) 動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎底面における最大接地圧は $1.0\text{N}/\text{mm}^2$ であり、支持力試験の結果から得られた評価基準値( $11.4\text{N}/\text{mm}^2$ )を下回る。
- (7) 動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の1.5を上回る。
- (8) 動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である $1/2,000$ を下回る。

- (9)「Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「2. 地盤の支持」に示すとおり、原子炉建屋の評価に代表され、評価基準値又は評価基準値の目安を満足する。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・重大事故等対処施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤に設置すること
- ・重大事故等対処施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、評価基準値又は評価基準値の目安を満足していること

### 3. 地盤の変形

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。以下この項において同じ。）について、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においてもその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設の支持地盤に係る設計方針、地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。

- (1) 重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロックを介して岩盤及び改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないが、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。
- (2) 重大事故等対処施設の支持地盤の地殻変動による傾斜については、敷地及び敷地近傍には、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変動による本発電所への影響は小さいと考えられるが、敷地周辺に想定される断層のうち、「Ⅲ－3. 1 基準津波」において設定した東北地方太平洋沖型地震を想定した波源モデルである基準断層モデル③並びに本発電所に比較的近い活断層であるF－6断層～F－9断層による地震及び仙台湾の断層群による地震について、Okada(1992)の手法により、緊急時対策建屋の傾斜を評価した結果、評価基準値の目安である1/2,000を下回る。

また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においても、1/2,000 を下回る。

- (3)「Ⅲ-2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「3. 地盤の変形」に示すとおり、原子炉建屋の評価に代表され、評価基準値の目安を満足する。

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

- ・重大事故等対処施設は、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないが、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする方針としていること
- ・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること

#### **Ⅳ-3. 2 地震による損傷の防止（第39条関係）**

第39条は、重大事故等対処施設が、施設の区分に応じて適用される地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすること等を要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）が、基準地震動による地震力によって生ずるおそれのある斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

##### 1. 耐震設計方針

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

なお、規制委員会は、重大事故等対処施設の周辺斜面については、本申請の内容を確認した結果、斜面法尻から対象施設までの離間距離が十分にあることから耐震重要施設の安全機能に影響を与える斜面は存在しないことを確認し、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 耐震設計方針

申請者は、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、以下のとおり耐震設計を行うとしている。

### (1) 重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計

- ① 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。
- ② 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震動による地震力及び静的地震力に十分に耐えることができるよう設計する。
- ③ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

### (2) 地震力の算定方針

地震力の算定は、設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定等を適用する。

### (3) 荷重の組合せと許容限界の設定方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重、設計基準事故の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造物全体としての変形（耐震壁のせん断ひずみ等）が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有するよう設計する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転、運転時の異常な過渡



変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。「運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重」のうち、

- ① 地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重は、地震力と組み合わせる
- ② 地震によって引き起こされるおそれはないが、いったん発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせるものとする。

#### (4) 波及的影響に係る設計方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設等の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

規制委員会は、申請者が重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計するとしており、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### **IV-3.3 津波による損傷の防止（第40条関係）**

第40条は、重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設について、基準津波に対して以下の方針としている。

1. 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画に設置する重大事故等対処施設は、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とする。
2. それ以外の建屋及び区画に設置する重大事故等対処施設は、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とし、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリアについては浸水防止対策を実施するとともに、緊急時対策建屋、緊

急用電気品建屋、ガスタービン発電設備タンクピット及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア等は、津波による遡上波が到達しない高さの敷地に設置する。

規制委員会は、申請者が、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針により、重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれない設計としていることから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

#### **Ⅳ－3. 4 火災による損傷の防止（第41条関係）**

第41条は、重大事故等対処施設が、火災によって必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止すること、かつ、火災を感知及び消火することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設は、火災により必要な機能を損なうおそれがないよう、設計基準対象施設の火災防護対策に準じて、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じた設計とするとしている。

規制委員会は、重大事故等対処施設について、火災防護基準に基づく火災防護設計が行われる方針であり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

#### **Ⅳ－3. 5 重大事故等対処設備（第43条関係）**

第43条は、重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 環境条件及び荷重条件（43-1-1（※<sup>58</sup>））
- ② 操作性（43-1-2）
- ③ 試験又は検査（43-1-3）
- ④ 切替えの容易性（43-1-4）
- ⑤ 他の設備に対する悪影響防止（43-1-5）
- ⑥ 現場の作業環境（43-1-6）

また、常設重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量（43-2-1）
- ② 共用の禁止（43-2-2）
- ③ 設計基準事故対処設備との多様性（43-2-3）

（※<sup>58</sup>）「43-1-1」は、第43条において該当する条項「第43条第1項第1号」を示す。以下同様。

さらに、可搬型重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量 (43-3-1)
- ② 確実な接続 (43-3-2)
- ③ 複数の接続口 (43-3-3)
- ④ 現場の作業環境 (43-3-4)
- ⑤ 保管場所 (43-3-5)
- ⑥ アクセスルートの確保 (43-3-6)
- ⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (43-3-7)

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

なお、各設備が第43条に適合しているかはIV-4.1からIV-4.19で示している。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 審査確認事項

### (1) 重大事故等対処設備 (第43条第1項関係)

申請者は、重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

#### ① 環境条件及び荷重条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所(使用場所)又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

#### ② 操作性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作場所での操作が可能な設計とする。

#### ③ 試験又は検査

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。

#### ④ 切替えの容易性

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

⑤ 他の設備に対する悪影響防止

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

⑥ 現場の作業環境

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とする。

規制委員会は、本申請が、重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等とし、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計方針とするなど、第43条第1項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

## (2) 常設重大事故等対処設備（第43条第2項関係）

申請者は、常設重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 容量

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

② 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

③ 設計基準事故対処設備との多様性

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、常設重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等について、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とするなど、第43条第2項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

### (3) 可搬型重大事故等対処設備（第43条第3項関係）

申請者は、可搬型重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

#### ① 容量

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

#### ② 確実な接続

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方法の統一も考慮する。

#### ③ 複数の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。

#### ④ 現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない場所の選定、遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

#### ⑤ 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処

設備等及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備からも 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管する。

⑥ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、本発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計する。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数確保する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザ及びバックホウをそれぞれ 1 台（予備 1 台）保管、使用する。

⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、可搬型重大事故等対処設備の設備共通の設計方針について、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管するなど、第 4 3 条第 3 項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

#### **IV-4 重大事故等対処設備及び手順等**

第 4 4 条から第 6 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 項から 1. 1 9 項は、原子炉設置者に対し、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等を

整備することを要求している。このうち、手順等については、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の要求事項に対応し、適切に整備する方針であるか、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを審査した。さらに、申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを審査した。

#### **IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1関係）**

本節では、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第44条等は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第44条等における「原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等」とは、「原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」において、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 手動による原子炉の緊急停止操作を実施する手順等
- ロ) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路（ARI）
- ハ) 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる設備

- 二) 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動操作により停止させる手順等
- ホ) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備及び手順等  
また、上記ホ) の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。
- へ) ほう酸水注入設備を起動する判断基準を明確に定めること。
- ト) 緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備を作動させること。

申請者は、第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等
  - ② センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路
  - ③ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能(※<sup>59</sup>)の代替機能を有する設備及び手順等
  - ④ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動により停止させるための設備及び手順等
  - ⑤ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等
  - ⑥ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価(第37条)(※<sup>60</sup>)において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能の代替機能を有する設備及び手順等
  - ② 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等
  - ③ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、第44条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。

(※<sup>59</sup>) タービントリップ又は発電機負荷遮断時に原子炉再循環ポンプ全2台を自動停止させる原子炉再循環ポンプトリップ機能

(※<sup>60</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「原子炉停止機能喪失」についての有効性評価をいう。



また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第43条等」という。）等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### （1）第44条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路による自動制御棒全挿入。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 原子炉再循環ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉再循環ポンプが自動トリップしない場合における原子炉再循環ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- f. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の信号又は手動操作による自動減圧の阻止。そのために、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第44条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に、c. の対策が同ハ)に、d. の対策が同ニ)に、e. の対策が同ホ)、同ヘ)及び同ト)に対応するものであることを確認した。

f. の対策が第44条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して独立性を有する設計とする。
- b. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、緊急停止失敗の場合に、必要な負の反応度を投入できるように原子炉再循環ポンプ全2台を自動停止又は手動停止（※<sup>61</sup>）できる設計とする。
- c. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とする。
- d. ほう酸水注入系は、緊急停止失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために十分な反応度制御能力を有する設計とする。
- e. ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図り、多様性を有する設計とする。
- f. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、信号による自動作動又は起動スイッチによる手動操作により自動減圧を阻止する設計とする。なお、自動作動させる信号は、中性子束高及び原子炉水位低（レベル2）とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は代替原子炉再循環ポンプト

---

(※<sup>61</sup>) 炉心流量の減少により過渡的に原子炉圧力容器内のボイド率が増加し、ボイド反応度係数の負の反応度掃還効果により、原子炉出力を降下させる。

リップ遮断器までを設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であること、b) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、著しい炉心損傷の防止に必要な原子炉出力降下をさせるために原子炉再循環ポンプ全2台を自動停止及び手動停止できる設備であること、c) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備である原子炉保護系に対して、異なる電源を用いることにより多様性を有していること、d) ほう酸水注入系は、緊急停止失敗時において原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設備であること、e) ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られており、異なる駆動源を用いることにより多様性を有していること、f) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧を阻止できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、2分以内に実施する。
- b. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合（※<sup>62</sup>）には、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止の確認の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認を1名で実施する。
- c. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、停止して

（※<sup>62</sup>）以降、“ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合”を、“ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合”という。

いない原子炉再循環ポンプを手動により停止する手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、1分以内に実施する。

- d. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプのトリップ状況を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手動操作を1名により、1分以内に実施する。
- e. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を1名により、5分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を、a.、b.、c.、d.、e. の順に設定して明確化していること、b) 上記の全ての操作を中央制御室で行えることを確認した。

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

以上により、規制委員会は、①a. の対策が第 4 4 条等要求事項イ) に、①b. の対策が同ロ) に、①c. の対策が同ハ) に、①d. の対策が同ニ) に、①e. の対策が同ホ)、同へ) 及び同ト) に対応するものであること、①f. の対策が第 4 4 条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 4 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を抑制すること、ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行すること及び原子炉出力の急上昇を防止するため自動減圧を阻止することを必要な対策としている。

これらの対策は、(1) ①c.、e. 及び f. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉緊急停止失敗時において原子炉出力を抑制し未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成する機能を回復するための自主対策設備（※<sup>63</sup>）及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 1-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合には、設計基準事故対処設備である原子炉手動スクラムボタンを操作するとともに原子炉モードスイッチを「停止」とする手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ② ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計2名により、1分以内に実施する。
- ③ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムソレノイドヒューズの引抜き操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計2名により、10分以内に実施する。

(※<sup>63</sup>) 申請者は、「自主対策設備」を、「技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備」と定義している。以下同じ。

- ④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラム操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計2名により、20分以内に実施する。
- ⑤ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムパイロット弁用制御空気の排気操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、現場での操作を計2名により、50分以内に実施する。
- ⑥ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、原子炉手動制御系による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作の準備を計2名により、1分以内に実施する。
- ⑦ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、原子炉出力が基準値以上の場合又は原子炉が隔離状態の場合には、給水系（タービン駆動原子炉給水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプ）による給水量の調整等により、レベル1より1,000mm以上を維持するように原子炉水位の低下操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作の準備を計2名により、1分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－4. 1－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                      | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|--------------------------|---|
| 原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ | 設計基準事故対処設備である原子炉保護系の一部であり、主スクラム回路を自動スクラムと共有しているものの、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ「停止」を操作することで制御棒のスクラム動作が可能となる場合があるため、制御棒を挿入する手段となり得る。 |
| 選択制御棒挿入機構                | あらかじめ選択した制御棒を自動的に挿入する機能であり、全ての状況に対応した未臨界の維持は困難であるものの、原子炉出力を抑制する手段となり得る。   |
| スクラムソレノイドヒューズ            | 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、中央制御室に設置している当該ヒューズを引き抜くこと  |

|  |   |
|--|---|
|  | でスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することにより、制御棒を緊急挿入する手段となり得る。  |
| スクラムテストスイッチ                              | 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。                                |
| スクラムパイロット弁用制御空気配管・弁                      | 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、スクラムパイロット弁用制御空気配管内の計装用圧縮空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。          |
| 原子炉手動制御系                                 | 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、制御棒を手動挿入することにより、原子炉出力を抑制する手段となり得る。   |
| 給水制御系及び給水系（タービン駆動原子炉給水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプ） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、常用電源が健全であれば給水系による原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下させることができるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。 |

#### **IV-4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.2関係）**

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第45条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能（※<sup>64</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第45条等における「発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

①-1 全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統の喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系により原子炉を冷却するため、以下の設備及び手順等を整備すること。

イ) 可搬型重大事故防止設備

現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間（※<sup>65</sup>）の運転継続を行う設備及び手順等（ただし、下記ロ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。）

ロ) 現場操作

現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備及び手順等

ハ) 監視及び制御

ハ) - 1 原子炉水位を推定する手順等

ハ) - 2 原子炉隔離時冷却系等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等

ハ) - 3 原子炉水位を制御する手順等

①-2 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

①-3 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水できる手順等

申請者は、第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

②-1 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系を起動・運転継続するための設備及び手順等

---

(※<sup>64</sup>) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能

(※<sup>65</sup>) 「十分な期間」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のことをいう。



- ②-2 計測設備により監視及び制御するための手順等
  - a. 原子炉水位を監視又は推定するための手順等（※<sup>66</sup>）
  - b. 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況を確認するための手順等
  - c. 原子炉水位の制御のための手順等
- ②-3 原子炉隔離時冷却系を起動及び運転継続するための可搬型代替直流電源設備、代替交流電源設備等の設備及び手順等（※<sup>67</sup>）
- ②-4 原子炉圧力容器へほう酸水を注入するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>68</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、中央制御室からの起動による原子炉圧力容器への注水のための高圧代替注水系等の設備及び手順等を整備する方針としている。

(3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第45条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。

また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

（※<sup>66</sup>）監視又は推定するための手順等については、「IV-4. 15 計装設備及びその手順等」において整理

（※<sup>67</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

（※<sup>68</sup>）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

- a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、原子炉隔離時冷却系ポンプ（現場手動操作）及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプ（現場手動操作）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況並びに原子炉水位の監視及び制御。そのために、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉圧力計（SA）、高圧代替注水系ポンプ出口流量計及び復水貯蔵タンク水位計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）及び原子炉圧力計を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 原子炉隔離時冷却系を復旧するための設備及び手順等。そのために、可搬型代替直流電源設備、ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入。そのために、ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. 及び b. の対策が第 4 5 条等要求事項口) に、c. の対策が同ハ) に、d. の対策が同①－2 に、e. の対策が①－3 に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、設計基準事故対処設備に対して弁の駆動方法について多様性を有する設計とする。
- b. 高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とするとしている。また、炉心の著しい損傷を防止するために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場での手動操作を可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して、弁の駆動方法について多様性を有する設計とすること、b)高圧代替注水系ポンプは、タービン駆動であり、電動機駆動である設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系ポンプに対して、ポンプの駆動方法について多様性を有していること、c)高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備からの給電並びに現場での手動操作を可能とすることにより、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、弁の駆動方法について多様性を有していること、d)高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていること、想定している重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、現場での RCIC 蒸気供給ライン分離弁の手動閉操作、HPAC 注入弁及び HPAC タービン止め弁の手動開操作等を計 3 名により、35 分以内に実施する。
- b. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合であって、高圧代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原

子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する。この手順では、現場での RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び RCIC タービン止め弁の手動開操作、HPAC 蒸気供給ライン分離弁の手動閉操作等を計 5 名により、110 分以内に実施する。

- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入系ポンプ起動、運転状況の確認等を 1 名により、15 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力による原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧代替注水系ポンプの起動等について、弁の手動操作、ポンプの流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第 4 5 条等要求事項ロ) に、①c. の対策が同ハ) に、①d. の対策が同①-2 に、①e. の対策が同①-3 に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 5 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備と

して新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

①に掲げる重大事故等対処設備については、(1) ①b. と同じであるため、重大事故等対処設備の設計方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室での RCIC 蒸気供給ライン分離弁の閉操作、HPAC 注入弁及び HPAC タービン止め弁の開操作等を1名により、15分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の判断基準が明確であること、b) 原子炉圧力容器への注水の手順等について、高圧代替注水系ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

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

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、その機能を構成するサポート系の機能を回復するため、重大事故等の進展を抑制するため並びに監視及び制御を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順として、代替電源設備からの給電による原子炉隔離時冷却系の復旧に関する手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理するとしている。

### (2) 重大事故等の進展を抑制するための設備及び手順等

申請者は、重大事故等の進展を抑制するための設備(表IV-4. 2-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を1名により、20分以内に実施する。
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合には、純水補給水系を水源としたほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水の手順に着手する。この手順では、ほう酸水注入系ポンプ起動、系統の構成等を計3名により、35分以内に実施する。

### (3) 監視及び制御を行うための設備及び手順等

申請者は、監視及び制御を行うための設備を用いた主な手順等として、原子炉水位(狭帯域)、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器に関する手順等については、「IV-4. 1 5 計装設備及びその手順等」において整理するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４． ２－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                     | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|-------------------------|--|
| 制御棒駆動水圧系                | 原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。   |
| ほう酸水注入系<br>(原子炉へ注水する場合) | 原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、純水補給水系において、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、水源を純水補給水系に切り替えることができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。 |

**Ⅳ－４． ３ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 関係）**

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 項（以下「第４６条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

**1. 審査の概要**

(1) 第４６条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する減圧機能（※<sup>69</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウン

(※<sup>69</sup>) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における設計基準事故対処設備が有する減圧機能について、以下のとおりとしている。  
 ・逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能

ダリを減圧するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第46条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉の水位が低下した状態であって、低圧注水系が利用可能な状態である場合に、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックの追加

ロ) 可搬型重大事故防止設備

ロ) - 1 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁(逃がし安全弁)を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手動設備又は可搬型代替直流電源設備及び手順等

ロ) - 2 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える可搬型コンプレッサー又は窒素ポンプ及び手順等

ハ) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう代替電源による復旧手順等が整備されていること。

ニ) インターフェイスシステム LOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離するための手順等。隔離できない場合に原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手順等

また、上記ロ) - 1 及びロ) - 2 については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ホ) 減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

申請者は、第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 逃がし安全弁(自動減圧機能)の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させるための代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)等の設備

② 常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備(電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池)、125V 直流電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用可搬型



蓄電池等の設備及び手順等（※<sup>70</sup>）

- ③ 逃がし安全弁（自動減圧機能）作動窒素ガス喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための高圧窒素ガスボンベ等の設備及び手順等
  - ④ 常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池）、ガスタービン発電機等の設備及び手順等（※<sup>70</sup>）
  - ⑤ インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための HPCS 注入隔離弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等
  - ⑥ 上記②及び③の設備については、減圧用の弁の作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。
  - ⑦ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>71</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるための代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）等の設備
  - ② 常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池）等の設備及び手順等
  - ③ 常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等
  - ④ インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための HPCS 注入隔離弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離

(※<sup>70</sup>) 代替電源（主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び125V 直流電源切替盤を除く。）に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※<sup>71</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」をいう。

ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等

- ⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、第46条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を用いて逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 可搬型重大事故防止設備等を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池）、125V 直流電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び高圧窒素ガスポンペを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大

事故等対処設備として位置付ける。

- c. 代替電源による復旧。そのために、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）及びガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. インターフェイスシステム LOCA 発生時における漏えい箇所の隔離。そのために、HPCS 注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。漏えい箇所の隔離ができない場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. 原子炉格納容器高圧時に逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に動作させるための背圧対策。そのために、代替高圧窒素ガス供給系として高圧窒素ガスポンペを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第 4 6 条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) に、d. の対策が同ニ) に、e. の対策が同ホ) に対応するものであることを確認した。f. の対策が第 4 6 条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備に対して可能な限り多様性を備えた設計とする。なお、本論理回路は、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（※<sup>72</sup>）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。
- b. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である高圧窒素ガスポンペ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、必要な容量を確保した設

---

（※<sup>72</sup>） ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による自動減圧の阻止に係る手順等については、「IV-4. 1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第 4 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 関係）」において整理

計とする。

- c. 高圧窒素ガスポンベ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動方法について、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散が図られた設計とする。
- d. HPCS 注入隔離弁は、漏えい箇所を隔離できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、内圧が上昇した場合に自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とするとともに、自動減圧系の制御盤とは別の制御盤に収納することにより位置的分散を図る設計とすること、b) 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、電磁弁の電源を 125V 直流電源切替盤を用いて可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池から給電すること、駆動用窒素を高圧窒素ガスポンベから供給すること、これらにより、弁の駆動方法について、常設直流電源系統及びアキュムレータを用いた弁操作に対して多様性を有していること、c) 高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋付属棟内に分散して保管し、原子炉格納容器内の逃がし安全弁のアキュムレータと位置的分散を図ること、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、制御建屋内の異なる区画に保管し、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 125V 代替蓄電池と位置的分散を図ること、d) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である高圧窒素ガスポンベ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故に対処するために必要な容量を確保するとともに、予備を確保することにより必要な容量以上を確保していること、e) HPCS 注入隔離弁は、インターフェイスシステム LOCA 発生時に現場で弁を操作することにより、原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とすること、原子炉建屋ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とすること、f) 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、駆動用の高圧窒素ガスポンベから供給される駆動用窒素の設定圧力について、想定される原子炉格納容器内の圧力に対し十分な余裕を考慮して設定が可能とすることにより確実に操作できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第46条等要求事項ホ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁（自動減圧機能）を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

（ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用できない場合

（イ）急速減圧の場合であって、低压注水系又は低压代替注水系のうち1系統以上の起動（※<sup>73</sup>）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合

（ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高压注水系は使用できないが、低压注水系1系統（※<sup>74</sup>）以上が使用可能である場合、又は、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の20%上の位置）に到達した場合（※<sup>75</sup>）

この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を1名により、5分以内に実施する。

- b. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合であって、以下（ア）及び（イ）の両方が成立した場合には、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V代

（※<sup>73</sup>）「低压注水系又は低压代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時での注水が可能である系統である高压炉心スプレイ系、低压炉心スプレイ系、残留熱除去系（低压注水モード）及び復水給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）、低压代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水系のうち1系統以上起動することをいう。（以降、本節において同じ）

（※<sup>74</sup>）「低压注水系1系統」とは、低压炉心スプレイ系、残留熱除去系（低压注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）、低压代替注水系（可搬型）又はろ過水系のいずれか1系統をいう。（以降、本節において同じ。）

（※<sup>75</sup>）当該条件により、「手動による原子炉減圧」の手順に着手することで、原子炉格納容器破損防止対策のうち「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策を行う。

替充電器及び 125V 代替蓄電池) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の開放の手順に着手する。

(ア) 以下の条件のいずれかが成立した場合

- i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合
- ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系統以上が使用可能である場合、又は原子炉水位が規定水位 (燃料有効部の下端から燃料有効長の 20%上の位置) に到達した場合

(イ) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動に必要な直流電源が可搬型代替直流電源設備より給電可能な場合

この手順では、125V 直流電源切替盤の操作、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動開操作等を計 3 名により、30 分以内に実施する。

- c. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁 (自動減圧機能) を遠隔操作できず、かつ、可搬型代替直流電源設備が使用できない場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の開放の手順に着手する。

(ア) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合

(イ) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系統以上が使用可能である場合、又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位 (燃料有効部の下端から燃料有効長の 20%上の位置) に到達した場合

この手順では、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動開操作等を計 3 名により、45 分以内に実施する。

- d. 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報が発生した場合には、高圧窒素ガス供給系 (常用) から高圧窒素ガス供給系 (非常用) への切替えの手順に着手する。この手順では、高圧窒素ガス供給系 (非常用) への切替操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。

- e. 高圧窒素ガス供給系 (常用) 及び高圧窒素ガス供給系 (非常用) の

喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合には、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計3名により、25分以内に実施する。

f. 炉心損傷を判断した場合には、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計3名により、25分以内に実施する。

g. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧を行い、原子炉建屋原子炉棟内への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後、現場で隔離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧等を以下のとおり実施する。

（ア）中央制御室からの隔離操作を行う場合、計3名により、20分以内

（イ）遠隔操作による隔離ができない場合であって、現場での隔離操作を行う場合、計5名により、300分以内

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を設定して明確化していること、b)高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復の手順等について、系統の構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替操作、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放操作、インターフェイスシステム LOCA の発生時の漏えい箇所の隔離等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第46条等要求事項イ)に、①b.の対策が同ロ)に、①c.の対策が同ハ)に、①d.の対策が同ニ)に、①e.の対策が同ホ)に対応するものであること、①f.の対策が第46条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)により逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、可搬型代替直流電源設備を用いた逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、ガスタービン発電機を用いた逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい箇所の隔離及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧並びに高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a.、b.、c.、d.及びf.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復する



ための自主対策設備並びにインターフェイスシステム LOCA が発生した場合に対応するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（表Ⅳ－４． ３－１ 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービンバイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

- ① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合
- ② 急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、主復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合

この手順では、タービンバイパス弁の手動開操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。

### (2) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４． ３－１ 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

常設直流電源喪失により、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による逃がし安全弁の復旧の手順に着手する。この手順では、125V 代替充電器用電源車接続設備による 125V 代替充電器への給電操作等を計 6 名により、140 分以内に実施する。

### (3) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備及び手順等

申請者は、インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備（表Ⅳ－４． ３－１ 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの隔離操作を実施できない場合であって、主復水器が使用可能な場

合には、逃がし安全弁に加えてタービンバイパス弁を用いた減圧の手順に着手する。その後、現場で隔離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁による急速減圧等を以下のとおり実施する。

- ① 中央制御室からの隔離操作の場合、計3名により、20分以内
- ② 遠隔操作による隔離ができず、現場で隔離操作を行う場合、計5名により、300分以内

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表IV-4. 3-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|--------------------|---|
| タービンバイパス弁及びタービン制御系 | 炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、主復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。 |
| 125V 代替充電器用電源車接続設備 | 給電開始までに時間を要するものの、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保する手段となり得る。   |

#### 4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

##### (1) 逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した(※<sup>76</sup>)。また、合わせて、逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続的に取り組むとの方針を示した。

これに対して、規制委員会は、逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組の具体的な内容について説明を求めた。

申請者は、逃がし安全弁の補助作動装置(逃がし安全弁用電磁弁)について、

(※<sup>76</sup>) 逃がし安全弁の開保持機能の維持については、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において整理

駆動用の高圧窒素ガスを供給する際の流路のバウンダリのシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良エチレンプロピレンゴム材に変更する方針であること、変更後の高温蒸気環境下におけるシール性能を蒸気暴露試験により確認していることを示した。

さらに、申請者は、逃がし安全弁本体のシリンダ部について、ピストンの動作に影響のないシール部のＯリングを改良エチレンプロピレンゴム材に変更するとともに、全開状態を保持した場合の駆動用の窒素ガスの漏えいを防止するため、従来材を使用するシール部に追加して、新たに改良エチレンプロピレンゴム材を用いたシール部（バックシートＯリング）を設置するとの改良を行う方針としていること、改良シリンダについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験を実施しており、動作に影響がないこと等を確認していることを示した。なお、シリンダ部の改良については、耐環境性の設計目標として原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に耐えることを目指す設計とするとともに、今後信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定としている。

これにより、規制委員会は、申請者が逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続して取り組んでいることを確認した。

#### **IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4関係）**

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4項（以下「第47条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第47条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能（※<sup>77</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第47条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型重大事故防止設備。その運搬、接続及び操作に関する手順等

ロ) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合には、これに対応するための常設重大事故防止設備

ハ) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

申請者は、第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 可搬型重大事故防止設備として低圧代替注水系（可搬型）を用いた原子炉圧力容器への注水（以下「IV-4 重大事故等対処設備及び手順等」において、常設重大事故防止設備として低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉圧力容器への注水と合わせて、「低圧代替注水」という。）のための大容量送水ポンプ（タイプ I）等の設備及び手順等

② 低圧代替注水系（常設）を用いた低圧代替注水のための復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ等の設備及び手順等

③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のためのガスタービン発電機等の設備及び手順等（※<sup>78</sup>）

④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

---

(※<sup>77</sup>) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態における設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

・残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における冷却機能

また、申請者は、原子炉停止中において、発電用原子炉を長期的に冷却するために設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能について、以下のとおりとしている。

・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内の崩壊熱除去機能

(※<sup>78</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

- ⑤ 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>79</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水のための設備及び手順等
  - ② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のための設備及び手順等
  - ③ 代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。
- なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第47条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

---

(※<sup>79</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」、格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

- a. 可搬型重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプ I）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、直流駆動低圧注水系ポンプ、ガスタービン発電機及び常設代替直流電源設備（250V 蓄電池）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱及び低圧炉心スプレー系ポンプを用いた炉心注水。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレー系ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却。そのために、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及びサブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第 4 7 条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) に対応するものであることを確認した。また、d. の対策が第 4 7 条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、低圧代替注水のために必要な流量を確保する設計とする。
- b. 復水移送ポンプ及び直流駆動低圧注水系ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計

とする。また、低圧代替注水のために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量送水ポンプ(タイプⅠ)は、ディーゼル駆動であり、淡水(淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2))又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有していること、さらに、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)は、屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすること、b)復水移送ポンプは、空冷式のガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備(電源車)からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵タンクを水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して、多様性を有していること、さらに、復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプとは原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすること、c)直流駆動低圧注水系ポンプは、常設代替直流電源設備(250V蓄電池)からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵タンクを水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して、多様性を有していること、さらに、直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置することにより、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、第47条等要求事項ニ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の手順に着手する（※<sup>80</sup>）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計 13 名により、385 分以内に実施する。
- b. 復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- c. 復水給水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、直流駆動低圧注水系ポンプの起動等を計 3 名により、35 分以内に実施する。
- d. 全交流動力電源喪失時、ガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を以下のとおり実施する。

（ア）原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を行う場合、1 名により、30 分以内

（イ）原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水を行う場合、1 名により、15 分以内

---

（※<sup>80</sup>）低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、代替循環冷却系（自主対策設備）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水ポンプ（自主対策設備）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。



- e. 全交流動力電源喪失時、ガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系（低圧注水モード）の電源が復旧できず、低圧炉心スプレイ系ポンプの電源が復旧された場合には、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧炉心スプレイ系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- f. 原子炉圧力容器が破損したと判断（※<sup>81</sup>）した場合には、代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- g. 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系が使用できない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- h. 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計 12 名により、385 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) フロントライン系故障時の優先順位を b.、c.、a. の順に、サポート系故障時の手順は d.、e. の順に、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の優先順位を f.、g.、h. の順に、設定して明確化していること、b) 大容量送水ポンプ（タイプ I）等による原子炉注水等の手順等について、送水ホース等の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 大容量送水ポンプ（タイプ I）等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する

（※<sup>81</sup>）原子炉格納容器下部温度の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。（以降、本節において同じ。）

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第47条等要求事項イ)に、①b.の対策が同ロ)に、①c.の対策が同ハ)に対応するものであること、①d.の対策が第47条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために、低圧代替注水系(可搬型)、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)及び低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)による炉心注水並びに残留熱除去系ポンプ電源復旧による炉心注水又は原子炉除熱並びに代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する熔融炉心の冷却を必要な対策としている。これらの対策は(1)①a.、b.、c.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等、原子炉圧力容器内に残存する熔融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等を整備している。

### (1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 4-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 復水給水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、代替循環冷却系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。
- ② 復水給水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、ろ過水ポンプによる原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ③ 原子炉停止中においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉の除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備が使用可能な場合には、原子炉冷却材浄化系により原子炉を除熱する手順に着手する。この手順では、系統の構成、原子炉冷却材浄化系ポンプの起動等を1名により、35分以内に実施する。

### (2) 原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷及び溶融の発生により、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却するための設備（表IV-4. 4-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合には、残留熱除去系ヘッドスプレイ配管を使用したろ過水ポンプによる原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 4-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名 | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由 |
|-----|--------------------|
|-----|--------------------|

|                                |   |
|--------------------------------|---|
| 代替循環冷却ポンプ                      | 重大事故等対処設備に要求される原子炉を冷却するための復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、炉心注水の代替手段となり得る。   |
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等                 | 重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。                                       |
| 原子炉冷却材浄化系ポンプ、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器等 | 原子炉停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず、また、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の通水が可能であれば、原子炉を除熱する手段となり得る。 |
| 残留熱除去系ヘッドスプレイ配管                | 残留熱除去系注入配管からの注水と同等の流量は確保できないものの、残留熱除去系注入配管からの注水ができない場合において、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。   |

#### **IV-4.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）**

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第48条等は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能(※<sup>82</sup>)が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第48条等における「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失することを想定した上で、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設備及び手順等

ロ) 残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮し、炉心の著しい損傷等を防止するための設備及び手順等

また、上記イ)及びロ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 上記ロ)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

ニ) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、後述する第50条等要求事項ハ)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

申請者は、第48条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉補機冷却(※<sup>83</sup>) (以下、IV-4において「原子炉補機代替冷却」という。)を実施するための設備及び手順等

② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び手順等

---

(※<sup>82</sup>) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は以下のとおりとしている。

・炉心の熱を残留熱除去系から原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)を介して最終ヒートシンクへ輸送する機能

(※<sup>83</sup>) 熱交換器ユニットの淡水側を原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ(タイプI)により熱交換器ユニットに海水を送水することで、熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>84</sup>）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉補機代替冷却を実施するための熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプI）及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び手順等

(3) 規制委員会は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、第48条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は第48条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉補機代替冷却。そのために、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>84</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

規制委員会は、a. の対策が第48条等要求事項イ) 及び同ハ) に、b. の対策が同ロ)、同ハ) 及び同ニ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、以下のとおりとしている。

- a. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、必要な容量を確保した設計とする。
- c. 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- d. 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の隔離弁は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉補機代替冷却に用いる熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）をディーゼル駆動とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプに対して電源の多様性を有していること、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備である原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと離れた屋外に保管及び設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、b)熱交換器ユニットは2台確保し、さらに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1台を確保することで、必要な容量を確保した設計とすること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は2台1セットを2セット確保し、さらに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1台を確保することで、必要な容量を確保した設計とすること、c)原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、代替電源からの給電とし、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して電源の多様性を有していること、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の設計基準事故対処設備である残留熱除去系と離れた位置に設置することにより独

立性を有し、位置的分散が図られていること、d)原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作設備又は操作ハンドルを設け手動操作を可能とすることにより、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第48条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障等により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能が喪失した場合には、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計9名により、系統の構成等を20分以内、補機冷却水供給開始を540分以内を実施する。
- b. 炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等による最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.384MPa[gage]）以下に維持できない場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を中央制御室から操作可能な場合、1名により、20分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、計3名により、170分以内を実施する。
- c. 炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等による最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.384MPa[gage]）以下に維持できない場合であって、原子炉格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を中央制御室から操作可能な場合、1名により、25分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、計3名により、175分以内を実施する。



規制委員会は、申請者の計画において、a) 現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 必要な通信連絡設備を確保していること、d) 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、e) 炉心損傷前の原子炉格納容器ベントの開始圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力（0.427MPa[gage]）としていること、f) 残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合には、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止する（※<sup>85</sup>）ことを基本とし、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し適切に対応することなどを確認した。

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

以上より、規制委員会は、①の対策が第48条等要求事項イ）及び同ロ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が第48条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。

## （2）第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉補機代替冷却、並びに原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を必要な対策としている。これらの対策は、（1）①a. 及び b. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

---

（※<sup>85</sup>）なお、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能がさらに1系統回復するなど、より安定的な状態になった場合にFCVS ベントライン隔離弁を全閉にするとしている。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、サポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を代替するための大容量送水ポンプ（タイプI）（表IV-4.5-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。ここで、大容量送水ポンプ（タイプI）は、原子炉補機代替冷却の場合は重大事故等対処設備として使用するが、原子炉補機冷却水系に直接海水を注水する場合は自主対策設備として使用する。

- ① 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの故障等により原子炉補機代替冷却ができない場合には、大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉補機冷却水系への海水注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大容量送水ポンプ（タイプI）の移動等を計9名により、575分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.5-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                                   | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|---------------------------------------|--|
| 大容量送水ポンプ（タイプI）（原子炉補機冷却水系に直接海水を注水する場合） | 原子炉補機冷却水系の淡水側に直接海水を注水するため、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるものの、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード） |

|  |  |
|--|--|
|  | ド) と合わせて使用することで、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段となり得る。 |
|--|--|

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

本節では、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### 1. 審査の概要

(1) 第49条等は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能（※<sup>86</sup>）が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第49条等における「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等

ロ) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器

(※<sup>86</sup>) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は以下のとおりとしている。  
 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の冷却機能

内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等

また、上記イ)及びロ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

なお、上記イ)の炉心損傷防止目的の設備とロ)の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

申請者は、第49条等の要求事項に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）(※<sup>87</sup>)を用いた格納容器スプレイ(※<sup>88</sup>)を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）(※<sup>87</sup>)を用いた格納容器スプレイ(※<sup>88</sup>)を実施するための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）(※<sup>89</sup>)において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器代替スプレイを実施するための設備及び手順等
- ② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を用いた格納容器除熱を実施するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等(※<sup>90</sup>)

---

(※<sup>87</sup>) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、第49条等の要求事項における「格納容器スプレイ代替注水設備」に該当する。

(※<sup>88</sup>) 以下、Ⅳ-4において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器スプレイを「格納容器代替スプレイ」という。

(※<sup>89</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

(※<sup>90</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

- ③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（サブプレッションプール水冷却モード）を用いたサブプレッションプール水除熱を実施するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等（※<sup>90</sup>）
- (3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第49条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器代替スプレイ。そのために、可搬型代替交流電源設備（電源車）及びガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ。そのために、大容量送水ポンプ（タイプI）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. 及び b. の対策が第49条等要求事項イ) 及びロ) に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。
- b. 復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できる設計とする。
- c. 復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、b)復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた格納容器代替スプレイを行うことにより原子炉格納容器内の放射性物質の濃度を低下できること、c)復水移送ポンプは、電源を空冷式のガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備（電源車）とし、水源を復水貯蔵タンクとすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサブプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有していること、さらに、復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプとは異なる区画に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、d)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、ディーゼル駆動であり、淡水（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））又は海水を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有していること、また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、第49条等要求事項ハ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準（※<sup>91</sup>）に到達した場合には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、20分以内を実施する。
- b. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができない場合には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する（※<sup>92</sup>）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプI）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計13名により、385分以内を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイについて、系統の構成、ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

---

（※<sup>91</sup>）以下のいずれかの条件に該当（以降、本節において同じ）

(1) 炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）

① 圧力に係る条件

- a. ドライウエル圧力が13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が-3,660mm以下を経験した場合
- b. 圧力抑制室圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合

② 温度に係る条件

- a. ドライウエル温度が171℃以上の場合
- b. 圧力抑制室空気温度が104℃以上の場合（サブプレッションチェンバ内へのスプレイ）

③ 水位に係る条件

- a. 圧力抑制室水位が通常水位+1.8mに到達した場合

(2) 炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）

① 圧力に係る条件

- a. ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合

② 温度に係る条件

- a. ドライウエル温度が190℃以上の場合
- b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合

（※<sup>92</sup>）原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合に実施する。判断基準に到達した場合の格納容器代替スプレイに使用する手段は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、ろ過水ポンプ（自主対策設備）の順で選択する。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第 4 9 条等要求事項イ）、ロ）及びハ）に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 9 条等に適合するものと判断した。

## （２）第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ並びに全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサブプレッションプール水除熱を必要な対策としている。このうち、格納容器代替スプレイの対策は（１）①と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサブプレッションプール水除熱については、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いたサブプレッションプール水除熱。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（サブプレッションプール水冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針



申請者は、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理している。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、ガスタービン発電機により非常用高圧母線 2C 系又は 2D 系への給電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態に復旧された場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準（※<sup>93</sup>）に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- b. 炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、ガスタービン発電機により非常用高圧母線 2C 系又は 2D 系への給電が完了し、残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合には、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

---

（※<sup>93</sup>）以下のいずれかの条件に該当

(1) 炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）

① 圧力に係る条件

- a. ドライウェル圧力が 13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が-3,660mm 以下を経験した場合
- b. 圧力抑制室圧力が 13.7kPa[gage]以上の場合（サブプレッションチェンバ内へのスプレイ）
- c. 圧力抑制室圧力が 0.098MPa[gage]以上で 24 時間継続した場合
- d. 圧力抑制室圧力が 0.245MPa[gage]以上の場合

② 温度に係る条件

- a. ドライウェル温度が 171℃以上の場合
- b. 圧力抑制室空気温度が規定値以上の場合（サブプレッションチェンバ内へのスプレイ）

③ 水位に係る条件

- a. 圧力抑制室水位が通常水位+1.8m 以上の場合

(2) 炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）

① 圧力に係る条件

- a. ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力が 0.245MPa[gage]以上の場合

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を a.、b.の順に設定して明確化していること、b)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において原子炉格納容器内の冷却等のため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、フロントライン系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表 IV-4. 6-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達し、ガスタービン発電機等により必要な電源が確保された場合には、ろ過水ポンプによる格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。
- ② 残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備又はガスタービン発電機により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が復旧可能である場合には、ドライウエル冷

却系による原子炉格納容器内の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ドライウエル冷却系下部送風機の起動等を1名により、65分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４． ６－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名            | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|----------------|---|
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、ろ過水系が健全であれば、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。   |
| ドライウエル冷却系      | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいものの、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系下部送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱するための手段となり得る。また、ドライウエル冷却系下部送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和する手段となり得る。 |

**Ⅳ－４． ７ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等  
(第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係)**

本節では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

**1. 審査の概要**

(1) 第50条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項(以下「第50条第1項等」という。)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第50条第2項及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項(以下「第50条第2項等」という。)は、発電用原子炉施設(原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。)には、第50条第1項等の設備及び手順等に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第50条第3項では、第50条第2項の設備は、共通要因によって第50条第1項の設備の過圧破損防止機能(炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。)と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならないことを要求している。

上記の第50条第1項における「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、第50条第2項における「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

第50条第1項等における「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニット及びそれら設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

第50条第2項等における「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

ロ) 格納容器圧力逃がし装置及びその設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

- ハ) 上記ロ) の格納容器圧力逃がし装置は、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこと。
- ハ) - 1 排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
  - ハ) - 2 可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
  - ハ) - 3 配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
  - ハ) - 4 使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備及び手順等を整備すること。
  - ハ) - 5 隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
  - ハ) - 6 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
  - ハ) - 7 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。
  - ハ) - 8 ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
  - ハ) - 9 長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
  - ハ) - 10 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

- ニ) 多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ること。
- ホ) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

申請者は、第50条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を

整備する方針としている。

- ① 代替循環冷却ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器によるサブプレッションプール水の冷却並びに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ（以下IV-4において「代替循環冷却」という。）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等
  - ② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>94</sup>）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。
- ① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等
  - ② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等

- (3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第50条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第50条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのため

---

(※<sup>94</sup>) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

に、代替循環冷却ポンプ、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブレーションチェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。

- b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第 50 条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

### ②-1) 代替循環冷却系

- a. 代替循環冷却ポンプ、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保した設計とする。また、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。

### ②-2) 原子炉格納容器フィルタベント系

- a. 原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための容量を確保した設計とする。
- b. 原子炉格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。
- c. 原子炉格納容器フィルタベント系は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設計とする。
- e. 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、作業員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備によって人力で容易に操作可能な設計とする。
- f. フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力

- と比較して十分に低い圧力で破裂し排気の妨げとならない設計とする。
- g. 原子炉格納容器フィルタベント系は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
  - h. 原子炉格納容器フィルタベント系使用時に高線量となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するための遮蔽壁等の放射線防護を考慮した設計とする。
  - i. 原子炉格納容器フィルタベント系は、代替循環冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、多様性及び可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、①に掲げる重大事故等対処設備について以下のことを確認した。

- a) 代替循環冷却系は、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、また、代替循環冷却系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすること。
- b) 原子炉格納容器フィルタベント系は、粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機よう素に対して99.8%以上、有機よう素に対して98%以上の除去効率を有すること、また、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な減圧能力を有すること。
- c) 原子炉格納容器フィルタベント系は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのバイパスラインを設置することで可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能なこと。
- d) 原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないこと。
- e) 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすること、また、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後においても原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に窒素を供給する設計とすること。
- f) 原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋付属棟内から人力操作が可能であること、遠隔手



- 動弁操作設備の操作場所には、必要に応じて遮蔽材を設置すること。
- g) フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約 100kPa[gage]にて破裂し排気の妨げとならないこと。
  - h) 原子炉格納容器フィルタベント系は、サブプレッションチェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気を可能とし、サブプレッションチェンバ側からの排気では水面からの高さを確保すること、また、ドライウェル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けないこと。
  - i) 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽壁を設置すること。
  - j) 原子炉格納容器フィルタベント系は、代替循環冷却系に対して原理の異なる冷却及び減圧手段を用いることにより多様性を有する設計とすること。
  - k) 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉建屋原子炉棟内に設置すること、代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置すること、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管すること並びに原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は流路を分離することにより可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られていること。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①b. に掲げる重大事故等対処設備について、第 50 条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③ー 1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順

- a. 炉心損傷を判断（※<sup>95</sup>）し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol%（ドライ条件）以下の場合（※<sup>96</sup>）には、代替循環冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、30 分以内に実施する。なお、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が使用できない場合には、代替循環冷却の手順に着手する前に、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計 9 名により、系統の構成、熱交換器ユニットの移動等を 535 分以内に実施する。

### ③ー 2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順

- a. 炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が 0.640MPa[gage]に到達（※<sup>97</sup>）した場合、又は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が 2.0vol%に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する（※<sup>98</sup>）。この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器ベントのための系統の構成等を 1 名により、15 分以内、出口隔離弁の開操作を 1 名により、5 分以内に実施する。中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、格納容器ベントのための系統の構成等を計 3 名により、75 分以内、遠隔手動弁操作設備による出口隔離弁の開操作を計 3 名により、115 分以内に実施する。
- b. 残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損を防止するための手順に着手する。この手順では、可搬型窒素ガス供給装置の配備及びホース接続、系統の構成、装置の起動等を計 8 名により、315 分以内に実施する。

（※<sup>95</sup>）格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。以下同じ。

（※<sup>96</sup>）ただし、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3%（ドライ条件）を超えている場合において、酸素濃度が 1.5vol%（ウェット条件）未満の場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイを実施することで、ドライウェル側とサブプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。

（※<sup>97</sup>）この場合、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却の実施と同時に、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

（※<sup>98</sup>）ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に優先して実施することとしていること、b)系統の構成、隔離弁の手動開操作等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、サプレッションプール水位が通常運転水位+約 2m に到達した場合又は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が 2.3vol%に到達した場合には格納容器ベントを実施することなどを確認した。

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

また、上記 a)の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第 50 条等要求事項ホ)を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上より、規制委員会は、①の対策が第 50 条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 43 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 50 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 37 条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、代替循環冷却及び格納容器ベントを必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a. 及び①b. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が有効性評価（第 37 条）において原子炉格納容器の過圧破損を防止するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 43 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための原子炉格納容器 pH 調整系（表IV－4. 7－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合には、原子炉格納容器 pH 調整系による原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手する。この手順では、系統の構成、薬液注入等の操作を1名により、20分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合においても、pH制御したサプレッションプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。

規制委員会は、原子炉格納容器 pH 調整系等の効果は確認していないものの、申請者の計画が、重大事故が発生した場合には、他の設備に悪影響を与えることなく実施される方針であることを確認した。また、申請者の自主的な対応を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV－4. 7－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|--------------------|--|
| 原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ等 | サプレッションチェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッションチェンバの気相部へ放出されるという知見がある。重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られるものの、原子炉格納容器外へのよう素放出量をさらに低減する手段となり得る。 |

#### 4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

##### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置の並列設置

申請者は、原子炉格納容器フィルタベント系について、フィルタ装置3台を並列に設置する系統構成とし、この場合においても原子炉格納容器フィルタベント系の性能に影響はないとしていた。

これに対し、規制委員会は、その根拠について、各フィルタ装置へ流入する排気流量に差が生じた場合の性能への影響も含め、整理して提示するよう求めた。

申請者は、原子炉格納容器フィルタベント系の性能への影響を網羅的に抽出した上で、フィルタ装置1台当たりに入流する排気流量比の差を一定以内とする配管ルートとすることなど設計上の考慮事項を示した。

これにより、規制委員会は、フィルタ装置3台を並列に設置する系統構成でも、原子炉格納容器フィルタベント系の性能への影響はないことを確認した。

#### **IV-4. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8関係）**

本節では、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項（以下「第51条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### 1. 審査の概要

(1) 第51条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第51条等における「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要

な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水設備及び手順等

ロ) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等

また、上記イ) の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 可搬型の原子炉格納容器下部注水設備を用いる場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ) 原子炉格納容器下部注水設備は多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）。

ホ) 交流又は直流電源が必要な場合は、代替電源からの給電を可能とすること。

申請者は、第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等

② 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等

③ 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

④ 原子炉圧力容器への注水を実施するための高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>99</sup>）において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、以下を整備する方針としている。

---

(※<sup>99</sup>) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

- ① 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等
- ② 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等
- ③ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大容量送水ポンプ（タイプ I）等の設備及び手順等
- ④ 原子炉圧力容器への注水を実施するための復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等（※<sup>100</sup>）が、第 5 1 条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第 5 1 条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第 3 7 条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第 4 3 条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第 5 1 条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第 5 1 条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水。そのために、代替循

---

(※<sup>100</sup>) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を含む。

環冷却ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

- c. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプ I）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及びサブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.、b. 及び c. の対策が第 5 1 条等要求事項イ)、d. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。さらに、復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプによる原子炉格納容器下部への注水は、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に必要な水量を蓄水できるとともに、熔融炉心が落下した後に熔融炉心を冠水できる設計とする。大容量送水ポンプ（タイプ I）による原子炉格納容器下部への注水は、熔融炉心が落下した後に熔融炉心を冠水できる設計とする。
- b. 高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 復水移送ポンプは、電源を非常用ディーゼル発電機又は空冷式のガスタービン発電機若しくは可搬型代替交流電源設備（電源車）とし、水源を復水貯蔵タンクとすること、代



替循環冷却ポンプは、電源を非常用ディーゼル発電機又は空冷式のガスタービン発電機とし、水源をサプレッションチェンバとすること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、ディーゼル駆動であり、水源を淡水（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海水とすることにより、互いに多様性を有していること、b) さらに、復水移送ポンプは原子炉建屋原子炉棟内に設置すること、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置すること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は原子炉建屋から離れた屋外に保管することにより、互いに独立性を有し、位置的分散が図られていること、c) 復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備から給電が可能であること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）はディーゼル駆動であり、電源を必要としないこと、d) 原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部へ接続された配管により直接注水すること又はドライウェル内にスプレーした水が原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに、溶融炉心を冷却するために必要な水量としてドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）を蓄水できるとともに、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、崩壊熱相当以上の注水を行うことにより溶融炉心を冠水できる設計とすること、e) 高压代替注水系ポンプは、高压炉心スプレー系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプに対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とすること、また、全交流動力電源が喪失した場合でも常設代替直流電源により給電が可能な設計とすること、復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 5 1 条等要求事項ハ）、ニ）及びホ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③－１）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（初期水張り）

- a. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
  - b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
  - c. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
  - d. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。
- ③－2）原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却（落下後の崩壊熱相当以上の注水）
- a. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。
  - b. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格

納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

- c. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉压力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉压力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。
- d. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉压力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉压力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。
- e. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉压力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉压力容器の破損を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、計12名により、385分以内に実施する。
- f. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉压力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉压力容器の破損を判断した場合であり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、大

---

(※<sup>101</sup>) 原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水は、ドライウェル水位を 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）から 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）の範囲に維持する。

容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、計 12 名により、385 分以内に実施する。

③-3) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

- a. 炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、高圧代替注水系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- b. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- c. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- d. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計 12 名により、385 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための手順として初期水張りについて③-1) a.、b.、c.、d. の順に、また、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水について③-2) a.、b.、c.、d.、e.、f. の順にそれぞれ設定して明確化していること、b) 原子炉格納容器下部への注水、原子炉圧力容器への注水等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記③-1)及び③-2)の手順等が第51条等要求事項イ)、③-3)の手順等が同ロ)に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.及びc.の対策が第51条等要求事項イ)に、①d.の対策が同ロ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ハ)、同ニ)及び同ホ)に適合する措置を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)、原子炉格納容器代替スプレー冷却系(常設)、代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレー冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を必要な対策としている。これらの対策は、(1)①a.、b.、c.及びd.と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、全交流動力電源喪失を想定することにより、自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

## (1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、全交流動力電源が喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備（表IV-4.8-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（初期水張り）
  - a. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°Cに到達した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。
  - b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°Cに到達した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及びろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ろ過水ポンプ（スプレー管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。
- ② 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（落下後の崩壊熱相当以上の注水）
  - a. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下した後の溶融炉心の冷却を行うため、ろ過水ポ

ンプ（スプレイ管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

- b. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及びろ過水ポンプ（スプレイ管使用）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下した後の溶融炉心の冷却を行うため、ろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

## （2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための設備及び手順等

申請者は、全交流動力電源が喪失した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表IV-4.8-2参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合であって、代替電源設備により、制御棒駆動水圧系による注水に必要な電源が確保された場合には、制御棒駆動水圧系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、制御棒駆動水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ② 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水ができない場合において、系統構成が可能な場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、直流駆動低圧注水系ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ③ 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプによる注水

に必要な電源が確保された場合には、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．８－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  
(落下溶融炉心の冷却)**

| 設備名            | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|----------------|---|
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段となり得る。 |

**表Ⅳ－４．８－２ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  
(溶融炉心の落下の遅延又は防止)**

| 設備名            | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|----------------|---|
| 制御棒駆動水ポンプ等     | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、原子炉圧力容器内を冷却するためには十分な容量は有していないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。 |
| 直流駆動低圧注水系ポンプ等  | 全交流動力電源喪失の場合には、系統構成のために現場での操作が必要であるものの、系統構成が可能な場合には、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。    |
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。          |

**Ⅳ－４．９ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9関係）**

本節では、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項（以下「第52条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。



- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

(1) 第52条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第52条等における「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉格納容器内を不活性化する設備及び手順等

ロ) 水素を原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止する設備、放射性物質を低減する設備並びに水素及び放射性物質濃度を測定する設備及びそれらの手順等

ハ) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる水素濃度監視設備及び手順等

また、上記イ)、ロ) 及びハ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

ホ) 水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

申請者は、第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等

② 原子炉格納容器内から水素及び酸素を排出するための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等

③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計、格納容器内雰囲気酸素濃度計及び手順等 (※<sup>102</sup>)

(※<sup>102</sup>) 原子炉補機冷却機能が喪失した場合にサンプルガスの海水冷却に用いる大容量送水ポンプ (タイプ I) 等に関する設備及び手順等については、「IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」において整理

- ④ 上記設備のためのガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等（※<sup>103</sup>）
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>104</sup>）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等
  - ② 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等
  - ③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第52条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。
- なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための設備を整備している。

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。  
そのために、可搬型窒素ガス供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉格納容器内は、原子炉の通常運転中においては原子炉格納容器調気系（※<sup>105</sup>）により不活性化した状態が維持されている。

---

(※<sup>103</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※<sup>104</sup>) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」についての有効性評価をいう。

(※<sup>105</sup>) 申請者は、通常運転中に原子炉格納容器内の不活性化に用いる設備を原子炉格納容器調気系と称している。原子炉起動時に原子炉格納容器調気系を用いて原子炉格納容器内を窒素ガスにより置換し、原子炉運転中においては原子炉格納容器内を不活性化した状態を維持している。

- b. 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出。なお、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、フィルタ装置により放射性物質を低減すること並びに排出経路にフィルタ装置出口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタを設置することを含む。そのために、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置、フィルタ装置出口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C) 及び格納容器内雰囲気水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内雰囲気酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第5 2条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内を不活性化するために必要な容量を有する設計とする。
- b. 原子炉格納容器フィルタベント系は、排出経路での水素爆発を防止できる設計とする。また、原子炉格納容器内から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減できる設計とする。さらに、排出経路の水素濃度の監視及び放射性物質濃度の推定ができる設計とする。
- c. 格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定ができる計測範囲とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 原子炉格納容器フィルタベント系、格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃域とならないよう抑制できる設計とすること、b)原子炉格納容器フィルタベント系は、あらかじめ配管内を窒素で置換しておくことで、使用時に排出経路内の水素濃度及び酸素濃度が可燃域とならないようにすること、フィルタ装置により原子炉格納容器から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減すること、排出経路の配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置することにより放射線量率を測定し放射性物質濃度を推定すること、排出経路にフィルタ装置出口水素濃度計を設置することにより水素濃度を監視すること、c)格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、計測誤差を考慮した上で、適切な計測範囲を確保していること(※<sup>106</sup>)、他の設備と電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさないこと、d)格納容器内水素濃度計 (D/W) 及び格納容器内水素濃度計 (S/C) は代替電源設備である 125V 代替蓄電池等からの給電に対応した設計とすること、e)原子炉格納容器フィルタベント系、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は代替電源設備であるガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第52条等要求事項二)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 3.5vol% (ドライ条件) に到達した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉

---

(※<sup>106</sup>) 格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計について、申請者は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視すること、可燃限界濃度を監視することを目的としている。具体的な計測範囲は次のとおりであり、適切な計測範囲を確保していることを確認した。

格納容器内水素濃度計 (D/W) : 0~100vol%

格納容器内水素濃度計 (S/C) : 0~100vol%

格納容器内雰囲気水素濃度計 : 0~30vol%及び 0~100vol%

格納容器内雰囲気酸素濃度計 : 0~30vol%

格納容器内の不活性化の手順に着手する。この手順では、可搬型窒素ガス供給装置の配備、ホース接続、系統の構成、装置の起動等を計 8 名により、315 分以内に実施する。なお、原子炉格納容器調気系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施する。

- b. 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）かつ 1.5vol%（ウェット条件）に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を 1 名により、20 分以内に実施する。
- c. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計 (D/W) 及び格納容器内水素濃度計 (S/C) による原子炉格納容器内の水素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視を 1 名で実施する。
- d. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認及び原子炉補機代替冷却水系による冷却機能を確保した後に手順に着手する。この手順では、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 必要な手順等を明確化していること、b) 必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、f) 原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前に実施することなどを確認した。

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

また、上記 a.、b.、c. 及び d. の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第 5 2 条等要求事項ホ) を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が、第 5 2 条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ) 及び同ホ) に対応するものであること、また、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 2 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、評価項目（f）「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の不活性化、水素濃度及び酸素濃度の監視、及びそれらの設備の代替給電としている。これらの対策は（1）①a. 及び c. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度制御及び低減のための自主対策設備及び手順等を整備するとした。

### (1) 原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系（表Ⅳ－4. 9－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手する。こ

の手順では、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を1名により、20分以内に実施する（※<sup>107</sup>）。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．９－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名        | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|------------|---|
| 可燃性ガス濃度制御系 | 炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下での水素の処理に期待できず、また、原子炉格納容器内の圧力に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。 |

**Ⅳ－４．１０ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０関係）**

本節では、水素爆発による原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０項（以下「第５３条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

**１．審査の概要**

(1) 第５３条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５３条等における「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）。その設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等

(※<sup>107</sup>) 可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は、180分以内としている。

ロ) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる  
監視設備

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、PAR 動作監視装置及び手順等

② 水素濃度を測定し監視するための原子炉建屋内水素濃度計及び手順等

③ 上記設備のための125V 代替蓄電池等の代替電源設備及び手順等(※<sup>108</sup>)

(2) 規制委員会は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第53条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備することとしている。

a. 原子炉建屋内の水素濃度上昇の抑制。そのために、PAR（電源を必要としない。）及び PAR 動作監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>108</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理



- b. 原子炉建屋内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建屋内水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第53条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. PAR 及び PAR 動作監視装置は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- b. PAR は、適切な位置に配置され、水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。
- c. 原子炉建屋内水素濃度計は、適切な位置に配置され、原子炉建屋内の水素濃度の測定ができる計測範囲を有する設計とする。
- d. PAR 動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)PAR は、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、PAR 動作監視装置は水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とすること、b)PAR は、水素の効率的な除去を考慮して原子炉建屋燃料取替床内に分散させた配置とすること、PAR の台数の設定に当たっては、水素発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量（約 990 kg）、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値（10%/日）とし、ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（19 個）とすること、c) 原子炉建屋内水素濃度計は、原子炉建屋原子炉棟内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0~10vol%を計測範囲としていることにより適切な計測範囲を確保していること、d)PAR 動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度計は代替電源設備である 125V 代替蓄電池等からの給電が可能であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第53条等要求事項ハ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. PAR は、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員による準備や起動操作は不要である。炉心損傷を判断した場合には、PAR 動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視等を1名で実施する。なお、非常用ガス処理系が運転している際に、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合には、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する（※<sup>109</sup>）。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

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

よって、規制委員会は、①の対策が第53条等要求事項イ）、同ロ）及び同ハ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

---

(※<sup>109</sup>) 非常用ガス処理系に関する設備及び手順等については、「IV-4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等」において整理

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器外への水素の漏えい抑制及び原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための自主対策設備及び手順等を整備している。

#### (1) 原子炉格納容器外への水素の漏えい抑制のための設備及び手順等

申請者は、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を防止することにより水素の漏えいを抑制するための原子炉格納容器頂部注水系（常設）及び原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（表Ⅳ－４．１０－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、燃料プール補給水ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- ② 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホースの接続等を計 10 名により、380 分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合、注水によりドライウェル主フランジ締付ボルトが冷却されたときに発生する応力が降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはないことなどから他の設備に与える悪影響がないとしている。

#### (2) 原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための設備及び手順等

申請者は、原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための原子炉建屋ベント設備（表Ⅳ－４．１０－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建屋ベント設備による水素排出の手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ベント設備の開放等を計 3 名により、60 分以内に実施す

る。なお、上記の原子炉建屋ベント設備を開放する場合には、放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する（※<sup>110</sup>）。

以上により、規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。なお、規制委員会は、原子炉格納容器頂部注水系（常設）又は原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水については、他の対策との優先度を考慮しつつ早期に手順着手することが望ましいと考える。

**表Ⅳ－４．１０－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                                 | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|-------------------------------------|--|
| 原子炉格納容器頂部注水系（常設）及び原子炉格納容器頂部注水系（可搬型） | 原子炉格納容器からの水素の漏えいを防止する効果に不確かさがあるものの、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋原子炉棟内への水素の漏えいを抑制するための手段となり得る。 |
| 原子炉建屋ベント設備                          | 放射性物質の低減機能がないものの、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が PAR で処理しきれない場合は、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止するための手段となり得る。                               |

#### **Ⅳ－４．１１ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準 １．１１関係）**

本節では、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準 １．１１項（以下「第５４条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

なお、本節において、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。

（※<sup>110</sup>）放水砲に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１２ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

## 1. 審査の概要

(1) 第54条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.11項は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失（以下「想定事故1」という。）し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因（以下「想定事故2」という。）により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第54条第2項及び重大事故等防止技術的能力基準1.11項は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第54条等における「想定事故1」又は「想定事故2」に対する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ等）及び手順等

ロ) 使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等

大量の水の漏えいその他の要因による水位の異常な低下に対する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ハ) 可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン、ポンプ等）及び手順等

ニ) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備及び手順等

さらに、使用済燃料プールの監視のための以下の設備及び手順等を整備するとしている。

ホ) 使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を計測するための設備及び手順等

ヘ) 使用済燃料プールの状態をカメラにより監視するための設備及び手順等

また、上記イ)、ハ) 及びホ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ト) 上記イ) の代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持できるものであること。

チ) 上記ハ) のスプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

リ) 上記ホ) の計測設備は、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

ヌ) 上記ホ) の計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第54条等の要求事項を満たすため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 使用済燃料プールへの代替注水のための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等
- ② 使用済燃料プールからの除熱のための設備及び手順等
- ③ 使用済燃料プールへのスプレイのための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等
- ④ 原子炉建屋への放水のための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等の設備及び手順等（※<sup>111</sup>）
- ⑤ 状態監視（使用済燃料プールの温度、水位等の計測）のための設備及び手順等
- ⑥ 状態監視設備に給電するためのガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等（※<sup>112</sup>）

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 使用済燃料プールへの代替注水を行うための設備及び手順等
- ② 使用済燃料プールを監視するための設備及び手順等
- ③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

---

(※<sup>111</sup>) 原子炉建屋への放水に関する設備及び手順等については、「IV-4. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

(※<sup>112</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

また、使用済燃料プールで発生した熱を燃料プール冷却浄化系から原子炉補機代替冷却水系を介して最終ヒートシンクへ輸送するため、以下の設備及び手順等を整備するとしている。

④ 使用済燃料プールからの除熱のための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、使用済燃料プールの冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第54条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 使用済燃料プールへの代替注水。そのために、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、燃料プール代替注水系(常設配管)、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱。そのために、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプⅠ)を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 使用済燃料プールへのスプレイ及び原子炉建屋への放水砲等による放水。そのために、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、スプレイノズル、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、ホース、ホース延長回収車、注水用ヘッダ、大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 使用済燃料プールの状態監視。そのために、使用済燃料プール水位/温度計(ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度計(ガイドパルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)

及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第 5 4 条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) 及び同ニ) に、d. の対策が同ホ) 及び同ヘ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設の注水設備に対して多様性を有し、また、位置的分散が図られる設計とする。
- b. 大容量送水ポンプ（タイプ I）及びスプレイノズルによる代替注水及びスプレイは、使用済燃料プールの水位が低下した場合でも放射線量が高くなるおそれの少ない屋外で操作可能な設計とする。
- c. 使用済燃料プールへの代替注水設備及び状態監視設備は他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 代替注水設備は、使用済燃料プールの冷却設備又は注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる設計とする。
- e. スプレイ設備は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料プールへの注水を実施しても水位の低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和できる設計とする。
- f. 状態監視設備は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
- g. 状態監視設備は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。
- h. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールを除熱できる容量を確保した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 大容量送水ポンプ（タイプ I）は、ディーゼル駆動であり、淡水（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサブプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対して多様性を有していること、また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設



置する残留熱除去系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、b)燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プールスプレイ系(常設配管)及びスプレイノズルを使用した代替注水及びスプレイは、使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも使用済燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建屋の外での操作が可能な設計とすること、c)ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は他の設備に悪影響を及ぼさないよう通常運転時には系統から分離された設計とすること、d)大容量送水ポンプ(タイプI)が使用済燃料プールの水位を維持するために必要な容量を有すること、e)燃料損傷を緩和するため、スプレイ設備は使用済燃料プール全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、f)使用済燃料プール水位/温度計(ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度計(ガイドパルス式)及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設計とすること、g)状態監視設備は代替電源設備であるガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすること、h)熱交換器ユニットは、使用済燃料プールを冷却するために必要な除熱能力を有すること、i)大容量送水ポンプ(タイプI)は、使用済燃料プールの冷却を行うために必要な量の水を熱交換器ユニットへ給水できるものであること、j)熱交換器ユニットは、3台(1台1セットを2セット及び予備1台)、大容量送水ポンプ(タイプI)は、5台(2台1セットを2セット及び予備1台)を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第54条等要求事項ト)、同チ)、同リ)及び同ヌ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③ー1) 使用済燃料プールへの注水の手順

- a. 燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プー

ルへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

- b. a. の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プール代替注水系（常設配管）が使用できない場合には、原子炉建屋大物搬出入口を經由し、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。
- c. b. の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建屋大物搬出入口を經由できない場合には、原子炉建屋扉を經由し、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

### ③-2) 使用済燃料プールへのスプレイの手順

- a. 使用済燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+6m を下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備及びホース接続、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。
- b. a. の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールスプレイ系（常設配管）が使用できない場合には、原子炉建屋大物搬出入口を經由し、燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。
- c. b. の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建屋大物搬出入口を經由できない場合には、原子炉建屋扉を經由し、燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内に実施する。

### ③-3) 使用済燃料プールの監視

重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認する。

### ③－４）燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱

- a. 全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により使用済燃料プールからの除熱機能が失われた後、常設代替電源設備等からの給電が完了している場合であつて、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水が確保されている場合には、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱の手順に着手する。この手順では、燃料プール冷却浄化系ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順等を明確化していること、b)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等による代替注水及びスプレイの手順等について、接続作業、ポンプの起動等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配置、ホースの接続等、冷却水の供給作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、d)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、e)移動経路を確保していること、f)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、g)必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が、第54条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)、同ホ)、同ヘ)、同ト)、同チ)、同リ)及び同ヌ)に対応するものであること、また、第43条等に従つ

て適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、使用済燃料プールへの注水、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱、使用済燃料プールの監視、及びそれらの設備への代替給電を必要な対策としている。これらの対策は（1）①a.、b.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、使用済燃料プールの冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、使用済燃料プールへの代替注水、スプレイ及び漏えい緩和のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) 使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料プールへの代替注水のための設備（表IV-4.11-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、ろ過水タンクが使用できる場合には、ろ過水ポンプ等による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプ等の起動、使用済燃料プールへの注水を計3名により、45分以内に実施する。

### (2) 使用済燃料プールへのスプレイのための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料プールへのスプレイのための設備（表IV-4.11-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は使用済燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合であって、火災が発生していない場合には、化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールスプレイ系（常設配管）を用いた使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。水源としてろ過水タンクを使用する。この手順では、ホースの敷設、化学消防自動車及び大型化学高所放水車の起動、使用済燃料プールへのスプレイを計7名により、125分以内に実施する。

**(3) 使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等**

申請者は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は使用済燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、使用済燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和に着手する。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計3名により、180分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．１１－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                        | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|----------------------------|---|
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等             | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用済燃料プールへの注水の代替手段となり得る。          |
| 化学消防自動車、大型化学高所放水車及びろ過水タンク  | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用済燃料プールへのスプレイの代替手段となり得る。        |
| ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ | 使用済燃料プールに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。 |

#### **IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12関係）**

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第55条等は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等の整備を要求している。

第55条等における「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉建屋に放水できる設備及び手順等

ロ) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備及び手順等

また、上記イ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。

ニ) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ホ) 放水設備は、複数の原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

申請者は、第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等の設備及び手順等
- ② 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するためのシルトフェンス及び手順等
- ③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、泡消火薬剤混合装置等の設備及び手順等

(2) 規制委員会は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、放水砲及び泡消火薬剤混合装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、シルトフェンスを重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第55条等要求事項イ)に、上記 b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲は、海を水源とし、車両により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できるとともに、原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とする。大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は、2台(故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計3台)、放水砲は、1台(故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台)を保管する。なお、

本申請が複数の原子炉施設の同時使用を想定するものでないため、第55条等要求事項ホ)は、適用しない。

- b. 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、放水砲及び泡消火薬剤混合装置は、海を水源とし、車両により運搬、移動でき、航空機燃料火災に対応するため、泡消火薬剤と混合しながら複数の方向から原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とする。泡消火薬剤混合装置は、1台(故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台)を保管する。
- c. 海洋への放射性物質の拡散を抑制するシルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、南側排水路排水枘、タービン補機放水ピット、北側排水路排水枘及び取水口の設置場所に各2組(バックアップを含めて、各3組)とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉建屋の屋上まで放水できること、車両により運搬、移動できるため、原子炉建屋に対して、複数の方向から放水できること、b)航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡消火薬剤混合装置等により泡消火薬剤を混合し、放水砲等による泡消火ができる仕様であること、c)放水砲等による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、発電所から海洋への流出箇所の南側排水路排水枘、タービン補機放水ピット、北側排水路排水枘及び取水口にシルトフェンスを設置することにより放射性物質の拡散の抑制を図る方針であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、①a.に掲げる重大事故等対処設備について、第55条等要求事項ハ)及び同ニ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合には、



原子炉建屋への放水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計 6 名により、395 分以内に実施する。手順に着手したときの状況が継続している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋ベント設備を開放する場合、燃料プールにスプレーができない場合、又はモニタリングポストの指示値が一桁上昇した場合には、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を起動し放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計 6 名により、10 分以内に実施する。

- b. 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、シルトフェンスを用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、南側排水路排水柵及びタービン補機放水ピットへの 1 重目の設置を計 10 名により、75 分以内に実施し、南側排水路排水柵及びタービン補機放水ピットへの 2 重目のシルトフェンス設置並びに北側排水路排水柵及び取水口へのシルトフェンスの設置を計 10 名により、190 分以内に実施する。
- c. 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から、泡消火薬剤混合装置及び放水砲までホースを敷設後、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び泡消火薬剤混合装置を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計 6 名により、205 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等により、原子炉建屋又は原子炉建屋周辺へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉建屋等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡手段を確保していること、e)大容量送水ポンプ（タイプⅡ）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第55条等要求事項イ)に、①b.の対策が同ロ)にそれぞれ対応するものであること、①a.に掲げる重大事故等対処設備が同ハ)及び同ニ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための自主対策設備及び手順等、航空機衝突による航空機燃料火災時に泡消火を実施するための自主対策設備及び手順等、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等

申請者は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備(表IV-4.12-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 大容量送水ポンプ(タイプII)及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、放射性物質吸着材を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、南側排水路集水柵及び北側排水路集水柵への吸着材の設置の作業を計4名により、190分以内に実施する。

#### (2) 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等

申請者は、泡消火を実施することによって初期対応における延焼を防止するための設備(表IV-4.12-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び泡原液搬送車並びに大型化学高所放水車及び泡原液備蓄車による泡消火の手順に着手する。この手順では、水源として耐震性防火水槽、防火水槽、ろ過水タンク又は屋外消火栓を使用し、ホースを敷設後、化学消防自動車、大型化学高所放水車

等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、化学消防自動車を使用する場合、計6名により、40分以内を実施し、大型化学高所放水車を使用する場合、計6名により、120分以内を実施する。

### (3) 原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等

申請者は、原子炉建屋へ放水する場合には、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備（表IV-4. 12-1参照）を必要に応じて用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 12-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                              | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|----------------------------------|--|
| 放射性物質吸着材                         | 吸着材を設置するために時間を要するものの、放射性物質の吸着効果が期待でき、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための手段となり得る。  |
| 化学消防自動車、泡原液搬送車、大型化学高所放水車及び泡原液備蓄車 | 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、早期に消火活動を開始できるため、航空機燃料飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大を防止するための手段となり得る。 |
| ガンマカメラ及びサーモカメラ                   | 大気への放射性物質の放出を直接抑制する手段ではないものの、原子炉建屋へ放水する際に、放射性物質及び熱を検出するための手段となり得る。   |

### IV-4. 13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13関係）

本節では、重大事故等の収束に必要なとなる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。

- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

(1) 第56条等は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

具体的には、第56条等における「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる設備及び手順等

ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。

ハ) 海を水源として利用できること。

また、上記イ)、ロ) 及びハ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。

ホ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ヘ) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

申請者は、第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心注水するための代替水源（復水貯蔵タンク）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源（サブプレッションチェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ④ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源として海水を供給するための設備及び手順等
- ⑤ 淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへ水を

補給するための設備及び手順等

- ⑥ 復水貯蔵タンクへ海水を補給するための設備及び手順等
- ⑦ 淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) へ海水を補給するための設備及び手順等
- ⑧ サプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替のための設備及び手順等
- ⑨ 淡水から海水への水源切替のための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価 (第37条) において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心注水するための代替水源 (復水貯蔵タンク) の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源 (サプレッションチェンバ) の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2)) の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ④ 淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) から復水貯蔵タンクへ水を補給するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、重大事故等の収束に必要な水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、第56条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。また、有効性評価 (第37条) において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、第56条等と同じく適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第56条等の規制要求に対する設備及び手順

## ① 対策と設備

申請者は、第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備等を整備するとしている。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧代替注水系による炉心注水。そのために、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心注水。そのために、サプレッションチェンバ及び残留熱除去系を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）からの注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための海水の注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 復水貯蔵タンクへの淡水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 復水貯蔵タンクへの海水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- g. 淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への海水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、ホース及びホース延長回収車を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- h. サプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替。そのために、サプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- i. 淡水から海水への水源切替。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を新たに重大事故等対処設備として整備する。

規制委員会は、上記 a.、b.、c.、d.、e.、f. 及び g. の対策が第56条等要求事項イ) に、c. の対策が同ロ) に、d.、f. 及び g. の対策が同ハ) に、a.、b.、c.、d.、e.、f. 及び g. の対策が同ニ) に、c.、d.、e.、f. 及び g.

の対策が同ホ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 高圧代替注水系に使用する復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、原子炉建屋原子炉棟内に設置するサプレッションチェンバと位置的分散を図る設計とする。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための残留熱除去系（低圧注水モード）は、重大事故の収束に必要な容量に対して十分な容量を有する設計とする。
- c. 淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源として原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水するために使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管し、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。
- d. 復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への淡水又は海水の補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図る設計とする。また、復水貯蔵タンクの代替水源として、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を複数の淡水源として確保する設計とする。
- e. 淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源として使用済燃料プールへの注水を行うために使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管し、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、原子炉建屋原子炉棟内に設置するサプレッションチェンバと位置的分散を図ること、b)残留熱除去系ポンプの容量は、重大事故の収束に必要な容量に対して十分な容量を有すること、c)淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源とした注水を行うための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は屋外に保管することとし、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できること、d)復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への淡水又は海水補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、屋外の異なる位置に分散

して保管することで位置的分散を図るとともに、設計基準事故対処設備の水源枯渇に対する代替淡水源として、複数の淡水源が確保できること、e) 淡水貯水槽 (No. 1)、淡水貯水槽 (No. 2) 又は海を水源として注水を行うために使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は屋外に保管され、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要な量の水を供給できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第43条 (重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項) に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等の発生時において、復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心注水ができず、かつ、原子炉水位低 (レベル 3) 以上を維持できない場合の復水貯蔵タンクを水源とした炉心注水の手順の整備については「IV-4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。
- b. 重大事故等の発生時において、全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備から非常用高圧母線 2C 系又は 2D 系への受電の完了後、残留熱除去系ポンプが使用可能な状況に復旧された場合のサブプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプ電源復旧後の原子炉圧力容器への注水の手順の整備については「IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。
- c. 重大事故等の発生時において、復水貯蔵タンク又はサブプレッションチェンバを水源とした注水ができない場合には、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動等を計 9 名により、380 分以内実施する。
- d. 重大事故等の発生時において、淡水の注水ができない場合には、海を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動等を計 9 名により、380 分以内実施する。



- e. 重大事故等の発生時において、復水貯蔵タンクへの補給が必要な場合には、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) から復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動等を計 10 名により、380 分以内に実施する。
- f. 重大事故等の発生時において、淡水貯水槽 (No. 1)、淡水貯水槽 (No. 2) 及び淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給ができない場合には、海水を復水貯蔵タンクに補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動等を計 10 名により、380 分以内に実施する。
- g. 重大事故等の発生時において、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が枯渇するおそれがある場合には、海水を淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ (タイプ II) の起動等を計 9 名により、295 分以内に実施する。
- h. 重大事故等の発生時において、サプレッションプール水温度が 80°C に到達した場合のサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替の手順の整備については、「IV-4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。
- i. 重大事故等の発生時において、淡水を水源とした送水又は補給ができない場合には、水源を淡水から海水へ切り替える手順に着手する。復水貯蔵タンクへの補給を淡水から海水に切り替える手順は、f. の手順と同様である。

規制委員会は、申請者の計画において、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバが水源として使用できない場合、代替水源である淡水貯水槽 (No. 1)、淡水貯水槽 (No. 2) 及び海水の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替の優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡手段を確保していること、大容量送水ポンプ (タイプ I) 等の運搬、接続等を行う作業環境 (作業空間、温度等) に支障がないことなどを確認した。

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

また、規制委員会は、申請者が①i. に掲げる対策について、第 5 6 条等要求事項へ）に適合する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a.、b.、c.、d.、e.、f. 及び g. に掲げる対策が第 5 6 条等要求事項イ）に、①c. に掲げる対策が同ロ）に、①d.、f. 及び g. に掲げる対策が同ハ）に、①a.、b.、c.、d.、e.、f. 及び g. に掲げる対策が同ニ）に、①c.、d.、e.、f. 及び g. に掲げる対策が同ホ）に、①h. 及び i. に掲げる対策が同ヘ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 6 条等に適合するものと判断した。

## （2）第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び使用済燃料プールの冷却をするために、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とする原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源とする注水、復水貯蔵タンク又は淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への補給に必要な対策とそのための重大事故等対処設備及び手順等を整備するとしている。これらの対策は、（1）①a.、b.、c. 及び e. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、重大事故等の収束に必要な水を提供するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等の収束に必要な水を提供するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

**(1) 淡水タンク（純水タンク等）から原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水する設備及び手順等**

申請者は、淡水タンクを水源とした注水のための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、復水貯蔵タンク、サブプレッションチェンバ、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源とした注水ができない場合には、淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計9名により、380分以内に実施する。

**(2) 復水貯蔵タンクへ補給する設備及び手順等**

申請者は、復水貯蔵タンクから炉心等へ注水する場合において、復水貯蔵タンクへの補給のための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合には、淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計10名により、380分以内に実施する。
- ② 重大事故等の発生時に、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合であって、淡水タンク及び海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給ができない場合で、火災が発生していない場合には、耐震性防火水槽を水源とした化学消防自動車による復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、化学消防自動車の起動等を計6名により、65分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．１３－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                        | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|----------------------------|--|
| 淡水タンク（純水タンク、ろ過水タンク及び原水タンク） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。また、補給に必要な水量は確保できない場合はあるものの、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タ |

|                  |   |
|------------------|---|
|                  | ンクへの補給ができない場合には、復水貯蔵タンクへの淡水を補給するための代替手段としての設備となり得る。   |
| 化学消防自動車及び耐震性防火水槽 | 補給に必要な水量が確保できない場合はあるが、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合で、重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していない場合には、耐震性防火水槽の水を復水貯蔵タンクへ補給する手段として有効である。 |

#### **IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1.4関係）**

本節では、電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1.4項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

（1）第57条等は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するため、必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第57条等における「必要な電力を確保するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

- イ) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）及び手順等
- ロ) 常設代替電源設備として交流電源設備及び手順等
- ハ) 上記イ) 及びロ) の代替電源設備は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とすること。

- ニ) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の給電が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の給電を行うことが可能であること。
- ホ) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の給電を行うことが可能である可搬型直流電源設備
- へ) 所内直流電源設備から給電されている 24 時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できる手順等
- ト) 複数号機が設置されている発電所では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめ手動で接続可能なケーブル等を敷設しておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意する手順等
- チ) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

申請者は、第 5 7 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機により給電を実施するための設備及び手順等
- ② 号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため適用されない。
- ③ 可搬型代替交流電源設備として電源車により給電を実施するための設備及び手順等
- ④ 所内常設蓄電式直流電源設備として 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B により給電するための設備及び手順等
- ⑤ 常設代替直流電源設備として 125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池により給電するための設備及び手順等
- ⑥ 可搬型代替直流電源設備として 125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器、250V 充電器及び電源車により給電するための設備及び手順等
- ⑦ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① ガスタービン発電機を代替交流電源として給電を実施するための設備及び手順等

② 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を代替直流電源として給電を実施するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等が、第57条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第57条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

a. 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、電源車、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。

c. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B を重大事故等対処設備として新たに整備する。

d. 常設代替直流電源設備からの給電。そのために、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- e. 可搬型代替直流電源設備からの給電。そのために、電源車、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 代替所内電気設備による給電。そのために、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第 5 7 条等要求事項ロ)、b. 及び e. の対策が同イ)、c. 及び d. の対策が同ニ)、f. の対策が同チ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 緊急用高圧母線に接続されたガスタービン発電機及び電源車は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。以下本節において同じ。）に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。
- c. 電源車、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、蓄電池及び充電器に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、電源車は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。
- d. ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系は、設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、これらは、設置場所で操作可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) ガスタービン発電機、電源車、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G

系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系は設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ること、b) 電源車は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり給電が可能な設計とすること、c) 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B は、1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切り離して計 24 時間の給電が可能な設計とすること、125V 代替蓄電池は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切り離して計 24 時間の給電が可能な設計とすること、250V 蓄電池は、1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わずに 24 時間の給電が可能な設計とすること、d) 所内電気設備は、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有する設計であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 57 条等要求事項ハ)、同ニ)、同ホ) 及び同チ) に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、ガスタービン発電機を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、起動状態確認、給電の確認等を計 2 名により、15 分以内実施する。
- b. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、電源車を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、電



源車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計7名により、125分以内に実施する。

- c. 全交流動力電源が喪失し、125V 充電器 2A 及び 125V 充電器 2B の交流入力電源が喪失した場合には、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を 125V 直流主母線 2A 電圧、125V 直流主母線 2B 電圧、125V 直流主母線 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線 2B-1 電圧で確認する。また、250V 充電器の交流入力電源が喪失した場合には、250V 蓄電池を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を 250V 直流主母線電圧で確認する。その後、中央制御室における1時間以内の不要な負荷の切離しを1名により、5分以内に実施する。
- d. 全交流動力電源が喪失し、1時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B の不要な負荷の切離しの手順に着手する。この手順では、中央制御室における1時間以内の不要な負荷の切離しを1名により、5分以内に実施する。また、現場における8時間以内の不要な負荷の切離しを計2名により、60分以内に実施する。
- e. 全交流動力電源が喪失し、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合には、125V 代替蓄電池を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、125V 代替蓄電池の給電切替操作を計3名により、50分以内に実施する。また、現場における8時間以内の不要な負荷の切離しを計2名により、15分以内に実施する。
- f. 全交流動力電源が喪失し、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合には、電源車を用いた可搬型代替直流電源設備による給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計6名により、130分以内に実施する。
- g. 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、ガスタービン発電機を用いた緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を1名により、15分以内に実施する。
- h. 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、電源車を用いた緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構

成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 6 名により、130 分以内に実施する。

- i. 各機器の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、電源車、ガスタービン発電機等への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリの準備、ホースの敷設、給油等を計 2 名により、電源車等への燃料補給を 175 分以内に実施し、ガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給を 185 分以内に実施する（※<sup>113</sup>）。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順として a.、b. の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として c.、d.、e.、f. の順に設定して明確化していること、b) 代替電源からの給電、燃料補給の手順等について、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

また、規制委員会は、上記 b. 及び e. の手順等が第 5 7 条等要求事項へ）に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 5 7 条等要求事項イ）、同ロ）、同ニ）及び同チ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ハ）、同ニ）、同ホ）及び同チ）に適合する設計方針であること、③b. 及び f. の手順等が第 5 7 条等要求事項へ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 7 条等に適合するものと判断した。

## （２）第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、必要な電力を確保するために、ガスタービン発電機を常設代替交流電源設備とした給電並びに 125V 蓄電池 2A、

---

（※<sup>113</sup>） 軽油タンクからタンクローリへの燃料補給を 135 分以内に実施し、タンクローリから電源車等への燃料補給を 40 分以内に実施する。また、軽油タンクからタンクローリへの燃料補給を 135 分以内に実施し、タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給を 50 分以内に実施する。

125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を代替直流電源とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a.、c.、d. 及び e. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 37 条）において、電源の確保に関して必要となる重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 43 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 電源の確保に関する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、電源の確保に関する機能を回復させるための設備（表Ⅳ－4. 14－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 全交流動力電源喪失後、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合であって、可搬型代替直流電源設備である電源車による給電ができない場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による 125V 代替充電器への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計 6 名により、140 分以内に実施する。
- ② 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 3 名により、30 分以内に実施する。
- ③ 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 8 名により、225 分以内に実施する。

- ④ 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 2 名により、35 分以内に実施する。
- ⑤ 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 7 名により、225 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４． 1 4－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|--------------------|---|
| 125V 代替充電器用電源車接続設備 | 給電開始までに時間を要するものの、可搬型代替直流電源設備である電源車の代替手段となり得る。               |
| 号炉間電力融通設備          | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。 |

**Ⅳ－４． 1 5 計装設備及びその手順等（第 5 8 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1． 1 5 関係）**

本節では、計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・ 第 5 8 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1． 1 5 項（以下「第 5 8 条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるかを確認した。

**1. 審査の概要**

(1) 第58条等は、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第58条等における「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順等

イ) - 1 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位の推定

イ) - 2 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量の推定

イ) - 3 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定める。

ロ) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測、監視又は記録する設備及び手順等

ハ) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視する手順等（テスター又は換算表等）

また、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。（最高計測可能温度等）

申請者は、第58条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等

② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等

③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等

④ パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等

⑤ 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。（最高計測可能温度等）

(2) 規制委員会は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等が、第58条等に基づく要求事項に対応し、適切に整備される方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（※<sup>114</sup>）（表IV-4.15-1参照）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電及び可搬型計測器による計測。そのために、可搬型計測器並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備（※<sup>115</sup>）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）としてSPDS表示装置、データ収集装置及びSPDS伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>114</sup>) 申請者は、基準で要求される重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを「重要監視パラメータ」と定義し、当該パラメータを計測する機器を「重要計器」と定義している。また、重要監視パラメータを推定するための代替パラメータを「重要代替監視パラメータ」と定義している。

(※<sup>115</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理

d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、発電用原子炉施設の状態を把握するための当該パラメータの他チャンネル（※<sup>116</sup>）による計測及び代替パラメータの計測による当該パラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネルの重要計器（以下「重要計器（他チャンネル）」（※<sup>117</sup>）という。）及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第58条等要求事項イ）及び同ロ）に、b. の対策が同ハ）に、c. の対策が同ロ）に対応するものであること、d. の対策が第58条等要求事項のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであることを確認した。

表Ⅳ－4. 15－1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

| 重要監視パラメータ   | 重要計器<br>(計測範囲)                                      | 検出器<br>の種類                      | 重要代替計器等<br>(代表) (※ <sup>118</sup> )  |  |
|-------------|---|---------------------------------|--|--|
|             |   |                                 | 重要計器に故障の疑いがある場合  | 重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ <sup>119</sup> )                              |
| 原子炉压力容器内の温度 | 原子炉压力容器温度<br>(0～500℃)                               | 熱電対                             | ・多重性を有する重要計器の他の検出器<br>・原子炉圧力 (SA) (0～11MPa) (※ <sup>120</sup> )                    | 損傷炉心の冷却失敗の判断値 (300℃) を監視可能                                       |
| 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 (SA)<br>(0～11MPa)                             | 弾性圧力検出器<br>(※ <sup>121</sup> )  | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル<br>・原子炉圧力 (0～10MPa)<br>・原子炉压力容器温度 (0～500℃) (※ <sup>120</sup> ) | 重大事故等時において、原子炉压力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の 1.2 倍 (10.34MPa) を監視可能      |
| 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域)<br>(-3,800～1,500mm (※ <sup>122</sup> )) | 差圧式水位検出器<br>(※ <sup>123</sup> ) | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル<br>・原子炉水位 (SA 広帯域)<br>( - 3,800 ～ 1,500mm                      | 重大事故等時において、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位 (燃料域) にて、原子炉水位制御範囲から有効燃料棒底部まで監視可能 |
|             | 原子炉水位 (燃料域)<br>(-3,800～1,300mm (※ <sup>127</sup> )) |                                 |  |  |

(※<sup>116</sup>) チャンネルとは、多重化された片系統の計器をいう。

(※<sup>117</sup>) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネルの「重要計器」と記載しているが、本節では分かりやすく「重要計器（他チャンネル）」と記載

(※<sup>118</sup>) 複数ある重要代替計器の代表を記載

(※<sup>119</sup>) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載

(※<sup>120</sup>) 原子炉压力容器内が飽和状態と仮定し、原子炉压力容器温度又は原子炉圧力を推定

(※<sup>121</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む。) と大気圧の差を計測

(※<sup>122</sup>) 基準点 (0mm) はドライヤスカート底部付近 (原子炉压力容器零レベルより 1,313cm)

(※<sup>123</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む。) と原子炉压力容器下部の差圧を計測

(※<sup>127</sup>) 基準点 (0mm) は有効燃料棒頂部付近 (原子炉压力容器零レベルより 900cm)

|                  |   |  |  |   |
|------------------|---|--|--|---|
|                  |   |  | (※ <sup>122</sup> ) (※ <sup>124</sup> )<br>・原子炉水位 (SA 燃料域)<br>( - 3,800 ~ 1,300mm<br>(※ <sup>127</sup> ) (※ <sup>124</sup> )<br>・高圧代替注水系ポンプ出口<br>流量(0~120m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>125</sup> )<br>・原子炉圧力 (SA) (0~<br>11MPa) 及び圧力抑制室圧<br>力 (0~1MPa[abs]) (※ <sup>126</sup> ) |   |
| 原子炉圧力容器<br>への注水量 | 高圧炉心スプレイ系ポンプ<br>出口流量<br>(0~1,500m <sup>3</sup> /h)                          | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の高圧炉心ス<br>プレイ系ポンプの最大注水<br>量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能  |
|                  | 高圧代替注水系ポンプ出口<br>流量<br>(0~120m <sup>3</sup> /h)                              | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の高圧代替注<br>水系ポンプの最大注水量<br>(90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能  |
|                  | 原子炉隔離時冷却系ポンプ<br>出口流量<br>(0~150m <sup>3</sup> /h)                            | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の原子炉隔離<br>時冷却系ポンプの最大注水<br>量 (90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能   |
|                  | 低圧炉心スプレイ系ポンプ<br>出口流量<br>(0~1,500m <sup>3</sup> /h)                          | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・圧力抑制室水位 (0~5m)<br>(※ <sup>130</sup> )   | 重大事故等時の低圧炉心ス<br>プレイ系ポンプの最大注水<br>量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能  |
|                  | 代替循環冷却ポンプ出口流<br>量<br>(0~200m <sup>3</sup> /h)                               | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・圧力抑制室水位 (0~5m)<br>(※ <sup>130</sup> )   | 重大事故等時の代替循環冷<br>却ポンプを用いた原子炉圧<br>力容器注水時における最大<br>注水量 (150m <sup>3</sup> /h) を監視可<br>能                                  |
|                  | 残留熱除去系洗浄ライン流<br>量 (残留熱除去系ヘッドスプ<br>レイライン洗浄流量)<br>(0~220m <sup>3</sup> /h)    | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の復水移送ポ<br>ンプ又は大容量送水ポンプ<br>(タイプ I) を用いた低圧<br>代替注水系 (残留熱除去系 A<br>系ライン) における最大注<br>水量 (199m <sup>3</sup> /h) を監視可能 |
|                  | 残留熱除去系洗浄ライン流<br>量 (残留熱除去系 B 系格納容<br>器冷却ライン洗浄流量)<br>(0~220m <sup>3</sup> /h) | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の大容量送水<br>ポンプ (タイプ I) を用い<br>た低圧代替注水系 (残留熱<br>除去系 B 系ライン) におけ<br>る最大注水量 (199m <sup>3</sup> /h) を<br>監視可能        |

- (※<sup>124</sup>) 原子炉水位 (SA 広帯域) は他の広帯域の原子炉水位と、また、原子炉水位 (SA 燃料域) は他の燃料域の原子炉水位と同じ基準面器で計測器が異なる。
- (※<sup>125</sup>) 原子炉圧力容器への注水量、崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定
- (※<sup>126</sup>) LOCA の発生がなく、水位が主蒸気配管より上になるまで注水した場合には、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から炉心の冠水を推定
- (※<sup>128</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる絞リ機構前後の差圧を計測
- (※<sup>129</sup>) 復水貯蔵タンク水位の変化量及び注水時間から注水量を推定
- (※<sup>130</sup>) 圧力抑制室水位の変化量及び注水時間から注水量を推定



|                  |  |   |   |  |
|------------------|--|---|---|--|
|                  | 直流駆動低圧注水系ポンプ<br>出口流量 (0~100m <sup>3</sup> /h)                              | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3, 200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の直流駆動低<br>圧注水系ポンプを用いた原<br>子炉圧力容器注水時にお<br>ける最大注水量 (80m <sup>3</sup> /h) を監<br>視可能                     |
|                  | 残留熱除去系ポンプ出口流<br>量 (0~1, 500m <sup>3</sup> /h)                              | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・圧力抑制室水位 (0~5m)<br>(※ <sup>130</sup> )  | 重大事故等時の残留熱除去<br>系ポンプの最大注水量<br>(1, 136m <sup>3</sup> /h) を監視可能  |
| 原子炉格納容器<br>への注水量 | 残留熱除去系洗浄ライン流<br>量(残留熱除去系ヘッドス<br>プレイライン洗浄流量)<br>(0~220m <sup>3</sup> /h)    | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3, 200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の復水移送ポ<br>ンプを用いた原子炉格納容<br>器代替スプレイ冷却系(残<br>留熱除去系 A 系ライン) に<br>おける最大注水量 (88m <sup>3</sup> /h)<br>を監視可能 |
|                  | 残留熱除去系洗浄ライン流<br>量(残留熱除去系 B 系格納容<br>器冷却ライン洗浄流量)<br>(0~220m <sup>3</sup> /h) | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3, 200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の復水移送ポ<br>ンプを用いた原子炉格納容<br>器代替スプレイ冷却系(残<br>留熱除去系 B 系ライン) に<br>おける最大注水量 (88m <sup>3</sup> /h)<br>を監視可能 |
|                  | 原子炉格納容器代替スプレ<br>イ流量<br>(0~100m <sup>3</sup> /h)                            | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・原子炉格納容器下部水位<br>(0. 5m、1. 0m、1. 5m、2. 0m、<br>2. 5m、2. 8m) 及びドライウ<br>ェル水位 (0. 02m、0. 23m、<br>0. 34m) (※ <sup>131</sup> ) | 重大事故等時の大容量送水<br>ポンプ(タイプ I) を用い<br>た原子炉格納容器代替スプレ<br>イ冷却系による最大注水<br>量 (88m <sup>3</sup> /h) を監視可能            |
|                  | 代替循環冷却ポンプ出口流<br>量<br>(0~200m <sup>3</sup> /h)                              | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・原子炉格納容器下部水位<br>(0. 5m、1. 0m、1. 5m、2. 0m、<br>2. 5m、2. 8m) 及びドライウ<br>ェル水位 (0. 02m、0. 23m、<br>0. 34m) (※ <sup>131</sup> ) | 重大事故等時の代替循環冷<br>却ポンプを用いた原子炉格<br>納容器スプレイ時における<br>最大注水量 (150m <sup>3</sup> /h) を監<br>視可能                     |
|                  | 原子炉格納容器下部注水流<br>量 (0~110m <sup>3</sup> /h)                                 | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3, 200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の復水移送ポ<br>ンプ又は大容量送水ポンプ<br>(タイプ I) を用いた原子<br>炉格納容器下部注水系によ<br>る最大注水量 (80m <sup>3</sup> /h) を監<br>視可能   |
|                  | 原子炉格納容器<br>内の温度  | ドライウェル温度<br>(0~300℃)                    | 熱電対   | ・多重性を有する重要計器<br>の他の検出器<br>・ドライウェル圧力 (0~<br>1MPa[abs]) (※ <sup>132</sup> )                                  |
|                  | 圧力抑制室内空気温度<br>(0~300℃)   | 熱電対                                     | ・多重性を有する重要計器<br>の他の検出器<br>・サブプレッションプール水<br>温度 (0~200℃) (※ <sup>133</sup> )  |  |

(※<sup>131</sup>) 原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の変化量と注水時間から注水量を推定

(※<sup>132</sup>) 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定

(※<sup>133</sup>) 空気温度と水温が平衡状態と仮定し、空気温度又は水温を推定

|                   |  |  |   |   |
|-------------------|--|--|---|---|
|                   | サブレーションプール水温<br>(0~200℃)                           | 測 温 抵<br>抗 体                                 | ・多重性を有する重要計器<br>の他の検出器<br>・圧力抑制室内空気温度(0<br>~300℃) (※ <sup>133</sup> )   | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器限界圧力<br>(0.854MPa) におけるサブ<br>レーションプール水の飽和<br>温度(約 178℃) を監視可能 |
|                   | 原子炉格納容器下部温度<br>(0~700℃)                            | 熱 電 対  | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器下部に熔融炉<br>心が落下した場合における<br>原子炉圧力容器の破損検知<br>が可能                 |
| 原子炉格納容器<br>内の圧力   | ドライウエル圧力<br>(0~1MPa[abs])                          | 弾 性 圧<br>力 検 出<br>器(※ <sup>134</sup> )       | ・圧力抑制室圧力 (0~<br>1MPa[abs]) (※ <sup>135</sup> )<br>・ドライウエル温度 (0~<br>300℃) (※ <sup>132</sup> )                        | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器限界圧力<br>(0.854MPa) をドライウエル<br>圧力又は圧力抑制室圧力<br>にて監視可能           |
|                   | 圧力抑制室圧力<br>(0~1MPa[abs])                           | 弾 性 圧<br>力 検 出<br>器(※ <sup>134</sup> )       | ・ドライウエル圧力 (0~<br>1MPa[abs]) (※ <sup>135</sup> )<br>・圧力抑制室内空気温度(0<br>~300℃) (※ <sup>132</sup> )                      |   |
| 原子炉格納容器<br>内の水位   | 圧力抑制室水位<br>(0~5m) (※ <sup>136</sup> )              | 差 圧 式<br>水 位 検<br>出 器<br>(※ <sup>137</sup> ) | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・代替循環冷却ポンプ出口<br>流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )                          | 重大事故等時において、外<br>部水源注水量限界 (通常運<br>転水位+約 2m (※ <sup>136</sup> )) の範<br>囲を監視可能         |
|                   | 原子炉格納容器下部水位<br>(0.5m、1.0m、1.5m、2.0m、<br>2.5m、2.8m) | 電 極 式<br>水 位 検<br>出 器                        | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・原子炉格納容器下部注水<br>流量 (0~110m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )                          | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器下部への注水<br>による圧力容器ベDESTAL<br>部の蓄水状況を監視可能                       |
|                   | ドライウエル水位<br>(0.02m、0.23m、0.34m)                    | 電 極 式<br>水 位 検<br>出 器                        | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・原子炉格納容器下部注水<br>流量 (0~110m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )                          | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器下部の熔融炉<br>心の冷却に必要な水深<br>(0.23m) を監視可能                         |
| 原子炉格納容器<br>内の水素濃度 | 格納容器内雰囲気水素濃度<br>(0~30vol%/0~100vol%)               | 熱 伝 導<br>率 式 水<br>素 検 出<br>器                 | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・格納容器内水素濃度<br>(D/W) (0~100vol%) 及び<br>格納容器内水素濃度 (S/C)<br>(0~100vol%) (※ <sup>139</sup> ) | 重大事故等時において、炉<br>心の著しい損傷時に変動す<br>る可能性のある範囲 (0~<br>100vol%) を監視可能                     |
| 原子炉格納容器<br>内の酸素濃度 | 格納容器内酸素濃度<br>(0~30vol%)                            | 熱 磁 気<br>風 式 酸<br>素 検 出<br>器                 | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器内の酸素濃度<br>の変動範囲 (0~4.3vol%)<br>を監視可能                          |

(※<sup>134</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力の絶対圧力を計測

(※<sup>135</sup>) 圧力抑制室圧力はドライウエル圧力-0.0125MPa からドライウエル圧力+0.0069MPa の範囲で推移

(※<sup>136</sup>) 基準点 (0m) は通常運転水位 (O.P. -3,850mm)

(※<sup>137</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる圧力抑制室圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む。) と圧力抑制室下部の差圧  
を計測

(※<sup>138</sup>) 流量と注入時間から水位を推定

(※<sup>139</sup>) 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、水素吸蔵材料式水素検出器を用いて  
計測

|                          |  |                                 |   |  |
|--------------------------|--|---------------------------------|---|--|
| 原子炉格納容器内の放射線量率           | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)<br>( $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ )  | 電離箱                             | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   | 炉心損傷の判断値（停止直後で約 $10 \text{Sv/h}$ ）を監視可能  |
|                          | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)<br>( $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ )  | 電離箱                             | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   |  |
| 未臨界の維持<br>又は監視           | 中性子束<br>起動領域モニタ<br>( $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ), $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )) | 核分裂電離箱                          | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・平均出力領域モニタ ( $0 \sim 125\%$ ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )) (※ <sup>140</sup> )   | 設計基準事故（制御棒落下）初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時と同様 |
|                          | 平均出力領域モニタ<br>( $0 \sim 125\%$ ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ))   | 核分裂電離箱                          | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・起動領域モニタ ( $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ), $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )) (※ <sup>141</sup> ) |  |
| 最終ヒートシンクの確保<br>(代替循環冷却系) | 代替循環冷却系系統水の温度<br>( $0 \sim 200^\circ\text{C}$ )  | 测温抵抗体                           | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・圧力抑制室内空気温度 ( $0 \sim 300^\circ\text{C}$ ) (※ <sup>133</sup> )   | 重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 ( $0.854 \text{MPa}$ ) におけるサブプレッションプールの飽和温度 (約 $178^\circ\text{C}$ ) を監視可能              |
|                          | 残留熱除去系熱交換器入口温度<br>( $0 \sim 300^\circ\text{C}$ )   | 熱電対                             | ・サブプレッションプール水温度 ( $0 \sim 200^\circ\text{C}$ )  | 重大事故等時において、代替循環冷却系系統水の最高使用温度 ( $186^\circ\text{C}$ ) を監視可能   |
|                          | 代替循環冷却系の系統流量<br>( $0 \sim 200 \text{m}^3/\text{h}$ )   | 差圧式流量検出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | (低圧代替注水時)<br>・圧力抑制室水位 ( $0 \sim 5\text{m}$ )<br>(※ <sup>130</sup> )   | 重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 ( $150 \text{m}^3/\text{h}$ ) を監視可能                                    |
|                          |  |                                 | (原子炉格納容器スプレイ時)<br>・原子炉格納容器下部水位 ( $0.5\text{m}$ , $1.0\text{m}$ , $1.5\text{m}$ , $2.0\text{m}$ , $2.5\text{m}$ , $2.8\text{m}$ ) 及びドライウエル水位 ( $0.02\text{m}$ , $0.23\text{m}$ , $0.34\text{m}$ ) (※ <sup>131</sup> )  | 重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量 ( $150 \text{m}^3/\text{h}$ ) を監視可能                                  |
| 最終ヒートシンクの確保              | 格納容器圧力逃がし装置スクラビ<br>フィルタ装置水位 (広帯域)<br>( $0 \sim 3, 650 \text{mm}$ )   | 差圧式水位検出器<br>(※ <sup>142</sup> ) | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   | 重大事故等時のフィルタ装置機能維持のための水位を監視可能   |

(※<sup>140</sup>) 原子炉起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能

(※<sup>141</sup>) 起動領域モニタが測定できる領域を超えた場合には平均出力領域モニタによって監視可能

(※<sup>142</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置内の圧力（気相部）とフィルタ装置下部の差圧を計測

|                       |                                |   |                                |  |   |
|-----------------------|--------------------------------|---|--------------------------------|--|---|
| (原子炉格納容器フィルタベント系)     | ング水の水位                         |   |                                |  |   |
|                       | 格納容器圧力逃がし装置の圧力                 | フィルタ装置入口圧力(広帯域)<br>(-0.1~1MPa)                | 弾性圧力検出器<br>(※ <sup>143</sup> ) | ・ドライウェル圧力(0~1MPa[abs])又は圧力抑制室圧力(0~1MPa[abs])(※ <sup>144</sup> )          | 重大事故等時の原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の最高使用圧力(0.854MPa)を監視可能                                 |
|                       | フィルタ装置出口圧力(広帯域)<br>(-0.1~1MPa) | 弾性圧力検出器<br>(※ <sup>143</sup> )                |                                |  |   |
|                       | フィルタ装置スクラビング水温度                | フィルタ装置水温度<br>(0~200℃)                         | 熱電対                            | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル  | 重大事故等時の原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能                                      |
|                       | 格納容器圧力逃がし装置出口の放射線量率            | フィルタ装置出口放射線モニタ<br>( $10^{-2}$ ~ $10^5$ mSv/h) | 電離箱                            | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル  | 重大事故等時のフィルタ装置出口の最大線量当量率(約 $1.9 \times 10^3$ mSv/h(※ <sup>145</sup> ))を監視可能          |
|                       | 格納容器圧力逃がし装置出口の水素濃度             | フィルタ装置出口水素濃度<br>(0~30vol%/0~100vol%)          | 熱伝導式水素検出器                      | ・格納容器内水素濃度(D/W)(0~100vol%)又は格納容器内水素濃度(S/C)(0~100vol%)(※ <sup>146</sup> ) | 原子炉格納容器ベント後の原子炉格納容器フィルタベント系の配管内の水素燃焼の可燃限界(水素濃度:4vol%)を監視可能                          |
| 最終ヒートシンクの確保(耐圧強化ベント系) | 耐圧強化ベント系の放射線量率                 | 耐圧強化ベント系放射線モニタ<br>( $10^{-2}$ ~ $10^5$ mSv/h) | 電離箱                            | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル  | 重大事故等時の耐圧強化ベント系の排気ラインの最大線量当量率(約 $2.0 \times 10^{-2}$ mSv/h(※ <sup>147</sup> ))を監視可能 |
| 最終ヒートシンクの             | 残留熱除去系                         | 残留熱除去系熱交換器入口温度<br>(0~300℃)                    | 熱電対                            | ・原子炉圧力容器温度(0~500℃)(※ <sup>148</sup> )                                    | 重大事故等時の残留熱除去系系統水の最高使用温度(186℃)を監視可能  |

(※<sup>143</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力を計測

(※<sup>144</sup>) 傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。

(※<sup>145</sup>) 原子炉停止後に炉心損傷し、原子炉格納容器ベント開始を原子炉停止後1時間と想定した線量率

(※<sup>146</sup>) フィルタ装置出口水素濃度は、原子炉格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とほぼ同じ濃度となる。

(※<sup>147</sup>) 炉心損傷前にベントすることを想定した保守的な線量率(炉心損傷の判断値(停止直後で約10Sv/h)を包絡)

(※<sup>148</sup>) 原子炉圧力容器温度と残留熱除去系熱交換器入口温度の関係(実績値)を基に推定

|                               |                                   |   |  |   |  |
|-------------------------------|-----------------------------------|---|--|---|--|
| 確保<br>(残留<br>熱除去<br>系)        | 系統水<br>の温度                        | 残留熱除去系熱交換器出口<br>温度<br>(0~300℃)                    | 熱電対  | ・残留熱除去系熱交換器入<br>口温度(0~300℃)(※ <sup>149</sup> )  | 重大事故等時の残留熱除去<br>系系統水の最高使用温度<br>(186℃)を監視可能                                   |
|                               | 残留熱<br>除去系<br>系統水<br>の流量          | 残留熱除去系ポンプ出口流<br>量<br>(0~1,500m <sup>3</sup> /h)   | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> )  | ・残留熱除去系ポンプ出口<br>圧力(0~4MPa)  | 重大事故等時の残留熱除去<br>系ポンプの最大注水量<br>(1,136m <sup>3</sup> /h)を監視可能                  |
| 格納容<br>器バイ<br>パスの<br>監視       | 原子炉<br>圧力容<br>器内の<br>水位及<br>び圧力   | 原子炉水位(広帯域)<br>(-3,800~1,500mm)(※ <sup>122</sup> ) | 差圧式<br>水位検<br>出器<br>(※ <sup>123</sup> )  | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・原子炉水位(SA広帯域)<br>(-3,800~1,500mm(※ <sup>122</sup> ))<br>(※ <sup>124</sup> )、原子炉水位<br>(SA燃料域)(-3,800~<br>1,300mm(※ <sup>127</sup> ))(※ <sup>124</sup> ) | 重大事故等時において、原<br>子炉水位(広帯域)及び原<br>子炉水位(燃料域)にて、原<br>子炉水位制御範囲から燃料<br>有効長底部まで監視可能 |
|                               |                                   | 原子炉水位(燃料域)<br>(-3,800~1,300mm)(※ <sup>127</sup> ) |  |   |  |
|                               | 原子炉圧力(SA)<br>(0~11MPa)            | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>121</sup> )            | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・原子炉圧力(0~10MPa)<br>・原子炉圧力容器温度(0~<br>500℃)(※ <sup>120</sup> )  | 重大事故等時において、原<br>子炉圧力容器最高使用圧力<br>(8.62MPa)の1.2倍<br>(10.34MPa)を監視可能   |  |
| ドライ<br>ウエルの<br>温度<br>及び圧<br>力 | ドライウエル温度<br>(0~300℃)              | 熱電対   | ・多重性を有する重要計器<br>の他の検出器<br>・ドライウエル圧力(0~<br>1MPa[abs])(※ <sup>132</sup> )                  | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器の限界温度<br>(200℃)を監視可能。さら<br>に可搬型計測器にて350℃<br>まで計測可能  |  |
|                               | ドライウエル圧力<br>(0~1MPa[abs])         | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>134</sup> )            | ・圧力抑制室圧力(0~<br>1MPa[abs])(※ <sup>135</sup> )<br>・ドライウエル温度(0~<br>300℃)(※ <sup>132</sup> ) | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器限界圧力<br>(0.854MPa)をドライウエル<br>圧力又は圧力抑制室圧力<br>にて監視可能  |  |
| 原子炉<br>格納容<br>器外の<br>系統圧<br>力 | 高圧炉心スプレー系ポンプ<br>出口圧力<br>(0~12MPa) | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>150</sup> )            | ・原子炉圧力(SA)(0~<br>11MPa)(※ <sup>151</sup> )   | 重大事故等時の高圧炉心ス<br>プレー系ポンプの最高使用<br>圧力(10.8MPa)を監視可能  |  |
|                               | 低圧炉心スプレー系ポンプ<br>出口圧力<br>(0~5MPa)  | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>150</sup> )            | ・原子炉圧力(SA)(0~<br>11MPa)(※ <sup>151</sup> )   | 重大事故等時の低圧炉心ス<br>プレー系ポンプの最高使用<br>圧力(4.41MPa)を監視可能  |  |
|                               | 残留熱除去系ポンプ出口圧<br>力<br>(0~4MPa)     | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>150</sup> )            | ・原子炉圧力(SA)(0~<br>11MPa)(※ <sup>151</sup> )   | 重大事故等時の残留熱除去<br>系ポンプの最高使用圧力<br>(3.73MPa)を監視可能   |  |

(※<sup>149</sup>) 熱交換器ユニットの熱交換量(設計値)を用いて水温を推定

(※<sup>150</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる出口圧力を計測

(※<sup>151</sup>) 定期試験時に漏えいがあった場合に推定

|             |                 |   |                                     |  |  |
|-------------|-----------------|---|-------------------------------------|--|--|
| 水源の確保       | 水源の水位           | 復水貯蔵タンク水位<br>(0~3, 200m <sup>3</sup> )  | 差圧式水位検出器<br>(※ <sup>152</sup> )     | ・残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )<br>・原子炉格納容器下部注水流量 (0~110m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> ) | 復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル (0~3, 173m <sup>3</sup> ) を監視可能                                   |
|             |                 | 圧力抑制室水位<br>(0~5m) (※ <sup>136</sup> )   | 差圧式水位検出器<br>(※ <sup>137</sup> )     | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル<br>・代替循環冷却ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) 又は残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1, 500m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )   | 圧力抑制室水位の変動範囲 (0.05~2.27m) を監視可能  |
| 原子炉建屋内の水素濃度 |                 | 原子炉建屋内水素濃度<br>(0~10vol%)  | 触媒式水素検出器                            | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル<br>・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 (0~500°C) (※ <sup>153</sup> )   | 重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可燃限界 (水素濃度: 4vol%) を監視可能  |
|             |                 |   | 気体熱伝導式水素検出器                         |  |  |
| 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プールの水位及び温度 | 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) (-4, 300~7, 300mm、0~120°C)  | ガイドパルス式水位検出器<br>(※ <sup>154</sup> ) | ・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) (0~7, 010mm、0~150°C)<br>・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (高線量 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h、低線量 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h) (※ <sup>155</sup> )                      | 重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。<br>重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能 |
|             |                 |   | 測温抵抗体                               |  |  |
|             | 使用済燃料プールの放射線量率  | 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (高線量 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h、低線量 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h) | 電離箱                                 | ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) (-4, 300 ~ 7, 300mm、0~120°C) (※ <sup>155</sup> )  | 重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲 (5.4×10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>7</sup> mSv/h) にわたり監視可能        |

(※<sup>152</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるタンクの水頭圧と大気圧の差を計測

(※<sup>153</sup>) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定

(※<sup>154</sup>) パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測

(※<sup>155</sup>) 遮蔽計算により算出した水位と線量率の関係により推定

|             |               |        |  |   |
|-------------|---------------|--------|--|---|
| 使用済燃料プールの状態 | 使用済燃料プール監視カメラ | 可視光カメラ | ・使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)(-4,300～7,300mm、0～120℃)<br>・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)(高線量 $10^1 \sim 10^3$ mSv/h、低線量 $10^{-2} \sim 10^0$ mSv/h) | — |
|-------------|---------------|--------|--|---|

・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。

・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を明確にする。
- b. 設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等)を明確にしていること、b)重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、重要代替計器又は可搬型計測器により発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していること、c)安全パラメータ表示システム(SPDS)等により重大事故等への対応に必要なパラメータが一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第58条等要求事項二)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する。
- b. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。
- c. 重大事故等時に、監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計2名により、55分以内に実施する。
- d. 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるパラメータの記録の手順に着手する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)推定する手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)パラメータの推定に当たり、複数の代替パラメータの中から計測される値の確からしさを考慮し、使用する代替パラメータの優先順位を定めて有効な情報を把握するとしていること、c)可搬型計測器によるパラメータの監視手順については、計測範囲、測定場所を明確にするとともに換算表等を定め必要な教育を行うこととしていること、d)安全パラメータ表示システム（SPDS）等により重大事故等への対応に必要となるパラメータが記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存すること、e)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、f)必要な通信連絡設備を確保していること、g)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する



る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上により、規制委員会は、①a.の対策が第58条等要求事項イ)及び同ロ)に、①b.の対策が同ハ)に、①c.の対策が同ロ)に対応するものであること、①d.の対策が第58条等要求事項のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ニ)に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備する方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、重要計器(他チャンネル)、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備(表IV-4. 15-2参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネルの常用計器(以下「常用計器(他チャンネル)」という。)、重要代替監視パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器(以下「常用代替計器」という。)によるパラメータの推定に着手する。

#### (2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．１５－２参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 直流電源喪失により、温度、圧力、水位及び注水量等のパラメータが監視できない場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による電源機能回復に着手する。この手順では、125V 代替充電器用電源車接続設備による125V 代替充電器への給電操作を計6名により、140分以内に実施する。
- ② 非常用所内電気設備の非常用高圧母線2C系及び2D系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた3号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線2G系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計2名により、35分以内に実施する。
- ③ 非常用所内電気設備の非常用高圧母線2C系及び2D系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた3号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線2G系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計7名により、225分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．１５－２ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                          | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|------------------------------|---|
| 主要パラメータの常用計器（他チャンネル）及び常用代替計器 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がない計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。<br>例) ドライウェル圧力 (0～600kPa[abs]) は、主要パラメータのドライウェル圧力の常用代替計器であり、原子炉格納容器内の圧力を計測可能である。 |
| 125V 代替充電器用電源車接続設備           | 給電開始までに時間を要するものの、給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。  |
| 号炉間電力融通設備                    | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。   |

#### **IV-4.16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16関係）**

本節では、原子炉制御室について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第26条第1項第2号に基づき追加要求となった、原子炉制御室に発電用原子炉施設外の状況を把握できる設備を有するか。

重大事故等対処施設としては、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるための申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

- ・第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第26条第1項第2号は、発電用原子炉施設の外の状態を把握する設備を有することを要求している。また、第26条の設置許可基準規則解釈第2項は、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

(2) 第59条等は、発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備及び手順等を要求している。第59条等における「運転員がとどまるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性については次の要件を満たすものであること。

イ) - 1 第37条において想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に

成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。

- イ) - 2 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- イ) - 3 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- イ) - 4 判断基準は、運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
- イ) - 5 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置すること。
- イ) - 6 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。
- ロ) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。
- ハ) 原子炉制御室用の空調、照明等に用いる電源として、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等

申請者は、第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 中央制御室及び中央制御室待避所の遮蔽、中央制御室送風機等による室内の適切な空調のための設備及び手順等
- ② 非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等
- ③ 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部を閉止するための設備及び手順等
- ④ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確認するための設備及び手順等
- ⑤ 運転員等の全面マスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないための体制の整備
- ⑥ チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するための設備及び手順等

- ⑦ ガスタービン発電機からの給電により、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、非常用ガス処理系排風機及び可搬型照明（SA）を維持するための設備及び手順等（※<sup>156</sup>）

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、運転員等が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### （1）第26条としての要求

申請者は、第26条の規定に適合するため、同条第1項第2号の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とする。
- ② 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、監視カメラ、気象観測設備等を設置することにより、原子炉制御室から原子炉施設外の状況を昼夜にわたり把握すること及び電話、FAX等を設置することにより、地震、津波、竜巻情報等を把握することができる方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### （2）第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

---

（※<sup>156</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

申請者は、第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）等により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、中央制御室遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室排風機等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等の全面マスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないようにする。
- b. 非常用ガス処理系により、重大事故時に二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減。そのために、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部を担う原子炉建屋ブローアウトパネル開放時の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止。そのために、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確認。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 可搬型照明（SA）により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型照明（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持込みを防止する。

規制委員会は、上記 a.、b. 及び c. の対策が第59条等要求事項イ) に、上記 f. の対応が同ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は2系統を有する。また、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）

は中央制御室待避所内に運転員がとどまることができるよう十分な供給量を確保する。

- b. 非常用ガス処理系は、原子炉格納容器から二次格納施設内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減できる換気率を確保できる設計とする。
- c. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、現場において人力により操作できる設計とする。
- d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、必要な数（バックアップを含む。）を確保するとともに、それらの保管場所を分散する。
- e. 可搬型照明（SA）は、非常用照明に対して電源の多様性を備え、必要な数（バックアップを含む。）を確保するとともに、それらの保管場所を分散する。
- f. 中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、非常用ガス処理系排風機及び可搬型照明（SA）は、ガスタービン発電機から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽による遮蔽、外気を遮断し中央制御室送風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）による適切な空調により居住性を確保できること、また、運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないように、全面マスク等の着用、運転員等の交代を考慮、非常用ガス処理系の運転、原子炉建屋ブローアウトパネル開放時の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止により運転員の被ばく低減を図るとともに、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は人力操作が可能な設計とすること、b)酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、外気の遮断以降、室内の濃度の確認ができること、c)可搬型照明（SA）は、非常用照明に対して電源の多様性を有していること、d)中央制御室の代替電源設備は、ガスタービン発電機とし、外部電源及び非常用ディーゼル発電機に対して多様性、独立性を有していること及び異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認した。

なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動

力電源喪失」を想定し、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で約51mSvと評価されていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。また、規制委員会は、申請者が①a.に掲げる対策が第59条等要求事項イ）－4に、①b.の対策が同イ）－5に、①c.の対策が同イ）－6に適合する設計方針であることを確認した。

なお、申請者は、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量の評価に当たって、原子炉施設の安全解析に用いる気象条件として、これまでの1991年11月から1992年10月までの気象資料に代えて、2012年1月から2012年12月までの1年間にわたり敷地において観測された気象資料を使用するとしている。このため、規制委員会は、気象資料の代表性について審査を行った。

規制委員会は、気象資料の代表性について、申請者が被ばく評価ガイドを踏まえ、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）に基づいて検討を行っており、本申請による気象資料（2012年1月から2012年12月までの気象資料）が長期間の気象状態を適切に代表していることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。

- a. 中央制御室換気空調系は、原子炉建屋原子炉棟排気放射能高、燃料取替エリア放射能高のいずれかによる隔離信号により、自動的に事故時運転モードとなるため、事故時運転モード状態を確認するための手順に着手する。この手順では、事故時運転モードの状態確認を1名により、5分以内実施する。
- b. 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調系の事故時運転モードが停止した場合には、常設代替交流電源設備による中央制御室換気空調系の起動手順に着手する。この手順では、ガスタービン発電機からの受電後、中央制御室換気空調系の再起動操作等を1名により、15分以内実施する。
- c. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる必要がある場合には、中央制御室待避所を加圧する手順に着手する。この手順では、中央制御室待避所加圧設備の高圧空気を



ボンベユニット接続端止め弁の開操作等を計2名により、15分以内に実施する。また、原子炉格納容器フィルタベント系を中央制御室で操作する約20分前には、中央制御室待避所の加圧のため、加圧空気供給ライン流量調整弁前弁、後弁の開操作等を1名により、10分以内に実施する。

- d. 原子炉水位低（L-3）、ドライウェル圧力高、原子炉建屋原子炉棟排气放射能高、燃料取替エリア放射能高及び原子炉建屋原子炉棟換気空調系全停のいずれかの信号が発生した場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の起動等を1名により、5分以内に実施する。また、非常用ガス処理系の起動時に原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態を確認し、開放状態になっている場合には、中央制御室からの操作により閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を1名により、5分以内に実施する。
- e. 全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備からの受電により非常用ガス処理系が自動起動しない場合には、非常用ガス処理系を手動により起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の手動による起動等を1名により、5分以内に実施する。
- f. 交流動力電源が確保されている場合であって、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合には、中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を1名により、5分以内に実施する。
- g. 全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合であって、炉心が健全であることを確認した場合には、人力による原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する。この手順では、人力による原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を使用した開口部の閉止操作を計2名により、200分以内に実施する。
- h. 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する手順に着手する。この手順では、現場作業を行う運転員が全面マスクを着用する。なお、重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。

- i. 中央制御室換気空調系設備が事故時運転モードとなった場合には、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により、実施する。運転員が中央制御室待避所へ待避した場合には、中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により、実施する。
- j. 中央制御室の照明が使用できない場合には、可搬型照明（SA）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型照明（SA）等の設置・点灯操作を1名により、10分以内に実施する。
- k. 炉心損傷を判断し、原子炉格納容器第二隔離弁（FCVS ベントライン隔離弁）の開操作が完了した場合には、中央制御室待避所に可搬型照明（SA）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型照明（SA）の設置を1名により、5分以内に実施する。
- 1. 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアの設置を計2名により、90分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室及び中央制御室待避所の適切な空調を行うための手順等を整備し、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を実施するとしていること、c) 運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないための手順等を整備するとしていること、d) 可搬型照明（SA）の確保のための手順等を整備するとしていること、e) 中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備していることを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.及びc.の対策が第59条等要求事項イ)に、①f.の対策が同ロ)に対応するものであること、①a.の対策が同イ)－4に、①b.の対策が同イ)－5に、①c.の対策が同イ)－6に適合する設計方針である

こと、①a.、b.、c.、d.、e.及びf.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 原子炉制御室の居住性を確保するための設備及び手順等

申請者は、中央制御室内の照明確保のための設備(表IV—4.16—1参照)を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、非常用照明を使用するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV—4.16—1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名   | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|-------|--|
| 非常用照明 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、中央制御室の照明の代替設備となり得る。 |

#### IV—4.17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等(第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係)

本節では、監視測定設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった事項として、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、ま

た、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

- (1) 第31条の設置許可基準規則解釈第5項は、モニタリングポストについて、非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第60条等は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備及び手順等の整備を要求している。第60条等における「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設備及び手順等

ロ) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備の配備

ハ) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設備及び手順等

ニ) 代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備及び手順等

ホ) 敷地外でのモニタリングについて、他の機関との適切な連携体制を構築する手順等

へ) 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段の検討

申請者は、第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① モニタリングポストが機能喪失した場合に、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ② 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータをいう。）による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ③ 発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型放射線計測装置等により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ④ 気象観測設備が機能喪失した場合に、代替気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ⑤ 代替交流電源設備である常設代替交流電源設備からの給電により、モニタリングポストでの放射線量の監視及び測定を継続するための設備及び手順等（※<sup>157</sup>）
- ⑥ 敷地外でのモニタリングについて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制の構築のための手順等
- ⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、第60条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第60条等に適合するものと判断した。

---

(※<sup>157</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第31条としての要求

申請者は、第31条の規定に適合するため、第31条の設置許可基準規則解釈第5項の追加要求規定について、以下の設備を整備している。

- ① モニタリングポストは、非常用交流電源設備に接続するとともに、モニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電力の供給を可能とする設計とする。
- ② 中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者による監視測定設備の設計において、モニタリングポストは、非常用交流電源設備に接続するとともに、電源切替時の停電時に専用の無停電電源装置からの電力の供給により、電源復旧までの期間を担保することができる方針としていること、また、これらの伝送系は有線及び無線によって多様性を有するものとする方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

### (2) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

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

- a. モニタリングポストが機能喪失した場合には、可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、放射性よう素測定装置の代替としてγ線サーベイメータ、放

放射性ダスト測定装置の代替として $\beta$ 線サーベイメータ)により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- c. 重大事故等が発生した場合、可搬型放射線計測装置(可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ、 $\beta$ 線サーベイメータ、 $\alpha$ 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ)により、発電所及びその周辺(周辺海域測定時は小型船舶に積載)において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測装置及び小型船舶を重大事故対処設備として新たに整備する。
- d. 気象観測設備が機能喪失した場合、代替気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、代替気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。
- f. 重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。

規制委員会は、a.、b.及びc.の対策が第60条等要求事項イ)及び同ロ)に、d.の対策が同ハ)に、e.の対策が同ホ)に、f.の対応が同ヘ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬型モニタリングポストは、モニタリングポストに対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- b. 可搬型放射線計測装置(可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータ)は、放射能観測車搭載機器に対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- c. 可搬型放射線計測装置( $\alpha$ 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ)は、必要な台数を確保する。
- d. 代替気象観測設備については、気象観測設備に対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、代替測定に必要な台数を確保する。

- e. 小型船舶は、周辺海域での放射線量等の測定に必要な台数を確保する。
- f. モニタリングポストは、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測装置は、モニタリングポスト及び放射能観測車搭載機器の機能喪失に対して、放射性物質の濃度及び放射線量の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、モニタリングポスト及び放射能観測車搭載機器に対して、異なる場所であつ耐震性を有する建屋内に保管することで位置的分散を図ること、b)可搬型放射線計測装置（電離箱サーベイメータ及び $\alpha$ 線サーベイメータ）は、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、c)代替気象観測設備は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、気象観測設備に対して、屋外の異なる場所に保管することで位置的分散を図ること、d)小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できるとともに、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、e)モニタリングポストは、代替電源設備である常設代替交流電源設備からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から d. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリングポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリングポストを6台配置する場合には、運搬・設置等を計4名により、270分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。



- b. 重大事故等が発生した後、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラ等が測定機能を喪失したと判断した場合には、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順に着手する。この手順では、車両等による移動、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり100分以内に実施する。
- c. 重大事故等が発生した後、スタック放射線モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり100分以内に実施する。
- d. 重大事故等が発生した後、放射性廃棄物放出水モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり70分以内に実施する。
- e. 重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又はスタック放射線モニタの指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり70分以内に実施する。
- f. 重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又はスタック放射線モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計3名により、90分以内に実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計3名により、1箇所当たり110分以内に実施する。
- g. 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリングポストを2台配置する場合には、運搬、設置等を計2名により、90分以内に実施する。また、測定データは、緊急時対策所

に自動伝送され、記録される。また、緊急時対策所の加圧判断のために可搬型モニタリングポスト1台の設置を計2名により、40分以内に実施する。

- h. 緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び降水量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、代替気象観測設備による風向、風速その他の気象観測条件の代替測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置等を計2名により、210分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- i. 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。
- j. 事故後の周辺汚染により測定ができなくなるおそれがあると判断した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手する。なお、モニタリングポストについては、検出器保護カバーの交換、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等、可搬型モニタリングポストについては、養生シートの交換、除草、周辺の土壌撤去等及び可搬型放射線計測装置については、遮蔽材による包囲、バックグラウンドレベルの低い場所への移動等により、バックグラウンド低減対策を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順等を明確化していること、b)発電用原子炉施設から放出される放射線量の測定について、可搬型モニタリングポストの運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、c)空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定について、可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、d)海上での放射性物質の濃度及び放射線量の測定について、小型船舶の準備、可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、e)風向、風速その他の気象条件の測定について、代替気象観測設備の運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、f)敷地外でのモニタリングについて国及び地方公共団体との連携体制を構築する手順等を整備していること、g)周辺汚染により測定ができなくなることを避けるためのバックグラウンド低減対策の手順等を整備していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.、c.の対策が第60条等要求事項イ)及びロ)に、①d.の対策が同ハ)に、①e.の対策が同ホ)に、①f.の対策が同ヘ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第60条等に基づく要求事項に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対応における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、放射線量等を監視測定するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 放射線量等の測定のための自主的な対策としての設備及び手順等

申請者は、放射線量等の測定を行うための設備(表IV-4.17-1参照)を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングポストは、その機能が健全であれば継続して使用する。
- ② 放射能観測車搭載機器は、それらの機能が健全であれば継続して使用する。
- ③ Ge半導体式試料放射能測定装置、可搬型Ge半導体式放射能測定装置及びガスフロー測定装置は、その機能が健全であれば継続して使用する。
- ④ 気象観測設備は、その機能が健全であれば継続して使用する。

#### (2) 放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、モニタリングポストへの常用電源の供給が途絶えた場合の給電のための設備(表IV-4.17-1参照)を用いた主な設備及び手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認する。
- ② 常設代替交流電源設備からモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から常設代替交流電源設備に切り替える。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． １ ７－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名  | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|--|--|
| モニタリングポスト  | 通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。 |
| 放射能観測車搭載機器                                       | 通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。 |
| Ge 半導体式試料放射能測定装置、可搬型 Ge 半導体式試料放射能測定装置及びガスフロー測定装置 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。                |
| 気象観測設備   | 通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。 |
| モニタリングポスト専用の無停電電源装置                              | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。                |

**Ⅳ－４． １ ８ 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第 3 4 条、第 6 1 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 8 関係）**

本節では、緊急時対策所について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

- ・設計基準対象施設としては、第 3 4 条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計であるか。
- ・重大事故等対処施設としては、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第 6 1 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 8 項（以下「第 6 1 条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であ

るか。

## 1. 審査の概要

- (1) 第34条は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設置することを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に緊急時対策所を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第61条等は、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、①必要な指示を行う対策要員がとどまることができる適切な措置を講じること、②必要な指示ができるよう、必要な情報を把握できる設備を設けること、③内外の必要のある場所と発電所との通信連絡を行うために必要な設備を設けること、④必要な数の対策要員を収容できること及びこれらの手順等を整備することを要求している。第61条等における緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。

ロ) 緊急時対策所と原子炉制御室は想定される事象に対して共通要因により同時に機能喪失しないこと。

ハ) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。

ニ) 緊急時対策所の居住性が確保され、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。

ホ) 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件（※<sup>158</sup>）に適合するものとする。

ヘ) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。

---

(※<sup>158</sup>)

- ・ 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ・ プールーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
- ・ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- ・ 判断基準は、対策要員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

- ト) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
- チ) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。
- リ) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

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

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

- ① 緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。
- ② 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。
- ③ 代替電源設備（ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用））からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多様性を確保する（※<sup>159</sup>）。
- ④ 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置）、緊急時対策所加圧設備（緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）及び差圧計）等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等
- ⑤ 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件に適合するものとする。
- ⑥ 重大事故等対策要員等の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等
- ⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等
- ⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等
- ⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等

---

(※<sup>159</sup>) 代替電源（電源車（緊急時対策所用）を除く。）に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等

⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の重大事故等対策要員等を収容するための設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第34条としての要求

申請者は、第34条の追加要求規定に適合するため、以下の設備を整備する方針としている。

原子炉施設に異常が発生した場合に、本発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。

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

### (2) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

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

- a. 代替電源からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、ガ

スタービン発電機接続盤、軽油タンク、タンクローリ、緊急用高圧母線 2F 系、電源車（緊急時対策所用）、緊急時対策所軽油タンク及び緊急時対策所用高圧母線 J 系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- b. 緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置）、緊急時対策所加圧設備（緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）及び差圧計）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等に対処するために必要な数の重大事故等対策要員等の収容。そのために、緊急時対策所に重大事故等対策要員等の装備（線量計、マスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに 1 週間活動するための飲料水、食料等及びチェンジングエリア用資機材等を新たに整備する。
- d. 緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を構成する SPDS 表示装置、データ収集装置及び SPDS 伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 緊急時対策所と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、緊急時対策所に衛星電話設備、無線連絡設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第 6 1 条等要求事項ハ) に、b. の対策が同ニ) に、上記 c. の対策が同ヘ)、同ト)、同チ) 及び同リ) に対応するものであることを確認した。

また、a. 及び b. の対策が第 6 1 条等のうち①重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策要員等がとどまるための対策、c. の対策が第 6 1 条等のうち④重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策要員等を収容するための対策、d. の対策が第 6 1 条等のうち②重大事故等に対処するために必要な情報を把握するための対策、e. の対策が第 6 1 条等のうち③発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けることの対策に対応するものであることを確認した。



## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し機能を喪失しない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。
- b. 緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。
- c. 緊急時対策所の電源設備は、ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用）により多様性を確保する。
- d. 緊急時対策所は、居住性を確保し、重大事故等対策要員等がとどまることができるように、適切な遮蔽及び換気ができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、b) 緊急時対策所は、制御建屋にある中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで位置的分散を図ること、c) 緊急時対策所の電源設備は、緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものとして、ガスタービン発電機を2台設置すること及び電源車（緊急時対策所用）については、1台保管することにより多様性を確保すること、d) 緊急時対策所は、緊急時対策所にとどまる重大事故等対策要員の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、建屋と一体となった緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備の設置及び気密性を確保する設計とすることを確認した。

なお、重大事故等対策要員等の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件として考慮しない評価を行い、7日間で約0.7mSvであることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備について、第61条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。緊急時対策所は、重大事故が発生するおそれがある場合等、発電所対策本部を設置する準備として、立ち上げる。

#### ③-1 代替電源設備からの給電の手順

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合であって、外部電源及び非常用電源設備による給電ができない場合には、電源車（緊急時対策所用）からの給電の手順に着手する。この手順では、電源車の準備及び起動操作を重大事故等対応要員 3 名により、30 分以内に実施する。

#### ③-2 居住性を確保するための手順等

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所換気空調系を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所換気空調系の起動操作等を重大事故等対策要員 1 名により、5 分以内に実施する。
- b. 炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）による緊急時対策所等内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、起動操作等を重大事故等対策要員 1 名により、3 分以内に実施する。
- c. 周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリングポスト等により確認された場合には、緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）を停止する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所換気空調系の操作等を重大事故等対策要員 1 名により、5 分以内に実施する。
- d. プルーム通過中に緊急時対策所にとどまる重大事故等対策要員等は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等 54 名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために要員 36 名のうち 2 号炉運転員 7 名を除いた 29 名の合計 83 名と想定している。

#### ③-3 必要な数の要員の収容に係る手順等

- a. 原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 10 条特定事象が発生し、格納容器内雰囲気放射線モニタ等により炉心損傷を判断した場合には、チェンジングエリアの運用を開始する手順に着手する。この手順は、床、壁等の養生、各資機材の設置等を重大事故等対策要員 2 名により、緊急時対策所では 20 分以内に実施する。
- b. 緊急時対策所には、重大事故等に対処する重大事故等対策要員等を最大 200 名収容する。このため、重大事故等対策要員等の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なし

に1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持及び管理する。

- ③-4 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関わる手順等
- a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、緊急時対策所立ち上げ時に重大事故等対策要員1名により操作する。
  - b. 重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、常に最新となるよう維持及び管理する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備等の操作手順等を整備するとしていること、c) 電源車（緊急時対策所用）から、緊急時対策所への給電についての操作手順等を整備するとしていること、d) 緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設置等の手順等を定めるとしていること、e) 重大事故等対策要員等が7日間外部からの支援がなくても緊急時対策所の機能を維持できる資機材を確保していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.、c.、d.及びe.の対策が第61条等要求事項ハ)、同ニ)、同ヘ)から同リ)及び情報把握、通信連絡、収容数に関する要求に対応するものであること、①a.、b.、c.、d.及びe.に従って整備する重大事故等対処設備が同イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に適合する設計方針であること、①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所内外との通信連絡を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表Ⅳ－４．１８－１参照）を用いた主な手順等として、以下のとおりとしている。

- ① 設備が健全である場合、移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）を使用するとしており、その手順は、「Ⅳ－４．１９ 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等」において記載のとおりとしている。

## （２）予備電源車（自主対策設備）から給電するための設備及び手順等

申請者は、緊急時対策所へ給電するための予備電源車（自主対策設備）（表Ⅳ－４．１８－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

緊急時対策所を立ち上げる場合であって、外部電源、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び電源車（緊急時対策所用）による給電ができない場合には、予備電源車（自主対策設備）からの給電の手順に着手する。この手順では、電源車の準備及び起動操作を重大事故等対応要員３名により、125分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１８－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名  | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|--|---|
| 移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。 |
| 予備電源車（自主対策設備）  | 給電開始までに時間を要するものの、電源を確保する手段となり得る。                              |

## 4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 緊急時対策所の構造

申請者は、当初、3号炉原子炉建屋内に緊急時対策所を設置し、将来は、設置予定の免震重要棟内に移設する計画としていた。

その後、申請者からは、当初申請の後、「震源を特定せず策定する地震動」(Ss-N1)、プレート間地震(Ss-F1、F2)、海洋プレート内地震(Ss-D3、Ss-F3)の追加及びプレート地震(Ss-D1)、海洋プレート地震(Ss-D2)の見直しを踏まえ検討を重ねたところ、免震重要棟で計画していた一般の免震装置をそのまま採用することは困難であり、免震重要棟を設置するためには、新たな仕様の免震装置の設計や性能の実証が必要であり、現段階では免震装置の設計の成立の見通しを得ることができなくなったとして、免震重要棟の設置に替えて実績のある耐震構造の緊急時対策建屋を建設し、同棟内に緊急時対策所を設置する計画に変更したいとの説明があった。

規制委員会は、耐震構造の建物に設置する緊急時対策所が、免震重要棟に設置するものと同様以上の性能を有することを示すことを求めた。

これに対し申請者は、耐震構造であっても、免震構造と同様に基準地震動による地震力に対して建屋を弾性範囲内に収めることにより、建屋の構造体全体の信頼性を確保すること、地震時の居住性については、免震構造と耐震構造の事務建屋における2011年東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ、耐震構造を採用する場合の設計上の配慮を加えることにより改善を図るとの方針を示した。

以上により、規制委員会は、緊急時対策所を免震重要棟内ではなく耐震構造の緊急時対策建屋内に設置するとの申請者の方針が第61条等に適合する設計方針であることを確認した。

#### **Ⅳ－４． １９ 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等(第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係)**

本節では、通信連絡設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第35条第1項及び同条第2項に基づき追加要求となった事項として、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設けること、また、発電所外の必

要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設けることを確認した。

重大事故等対処施設としては、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19項（以下「第62条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

- (1) 第35条第1項は、設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすることを追加要求している。また、同条第2項は、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを追加要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第62条等は、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第62条等における「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの受電が可能な通信連絡設備及び手順等

ロ) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等

申請者は、第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 発電用原子炉施設の内外の必要な場所と通信連絡を行うとともに、通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための衛星電話

設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備、緊急時対策所用代替交流電源設備等の設備及び手順等（※<sup>160</sup>）

- ② 計測等を行った特に重要なパラメータを本発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線連絡設備等の設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第62条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第35条としての要求

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

- ① 本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。
- ② 緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。
- ③ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

また、申請者は、第35条第2項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所外の本店（宮城）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信連絡設備を設置する設計とする。

---

(※<sup>160</sup>) 代替電源に関する設備（緊急時対策所用代替交流電源設備を除く。）及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。緊急時対策所用代替交流電源設備については、「IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等」において整理。

- ② 緊急時対策支援システム (ERSS) へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備 (※<sup>161</sup>)、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (※<sup>162</sup>) を設置する設計とする。
- ③ 通信連絡設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。
- ④ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

規制委員会は、申請者による設計が、以下の方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

- ① 設計基準事故が発生した場合において、本発電所内の人に必要な指示ができるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設けること。
- ② 本発電所外の必要な場所と通信連絡するため、通信設備及びデータ伝送設備が常時使用できるよう、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性を有する専用通信回線を設けること。
- ③ これら通信連絡設備等は非常用所内電源又は無停電電源に接続すること。

## (2) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、第62条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡及び代替電源設備からの受電。そのため、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム (SPDS)、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用代替交流電源設備及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

(※<sup>161</sup>) データ伝送設備とは、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち、SPDS 伝送装置を示す。

(※<sup>162</sup>) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX から構成される。



規制委員会は、a. の対策が第6 2条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム (SPDS) は、代替電源設備から給電され、電源の多様性を有する設計とする。
- b. 衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム (SPDS) は、通信方式の多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム (SPDS) は、緊急時対策所代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備等から給電され、これらの電源は、水冷であるディーゼル発電機に対し空冷式であること等から、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していること、b) 通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム (SPDS) を設けることにより、有線系回線、無線系回線及び衛星系回線による通信方式の多様性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第4 3条 (重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項) に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

### ③-1 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有

#### a. 発電所内

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場 (屋内) と中央制御室との間の連絡には携行型通話装置を、現場 (屋外) と緊急時対策所との間の連絡には無線連絡設備を、

中央制御室と緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する。

これらのうち携行型通話装置に関する手順は、使用する端末の通話装置用ケーブルの接続、連絡等を実施する。

b. 発電所外

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により、緊急時対策所と本店（宮城）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等は、緊急時対策所用代替交流電源設備等に接続された所内の電源系統から給電できる手順等を整備していること、c) 炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等は、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等により発電所内外で共有される手順等を整備していることを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第 6 2 条等要求事項イ) に、① b. の対策が同ロ) に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 6 2 条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための自主対策設備、手順等を整備するとしている。

### (1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表Ⅳ－４．１９－１参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１９－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名  | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|--|--|
| 移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、通信連絡設備の代替手段となり得る。 |

## **Ⅴ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 関係）**

Ⅲ章及びⅣ章において、設計基準対象施設に関して変更申請がなされた内容について審査し、結果を示した。また、Ⅳ章において、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等に関して適切に整備する方針であるか審査し、結果を示した。

加えて、重大事故等防止技術的能力基準は、大規模損壊に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるか審査した。

重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項は、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

- 一 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 炉心の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 三 原子炉格納容器の破損の影響を緩和するための対策に関すること。
- 四 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 五 放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 手順書の整備
2. 体制の整備
3. 設備及び資機材の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項及び同項の解釈を踏まえて必要な検討を加えた上で策定されており、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関して必要な手順書、体制及び資機材等が適切に整備される方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 手順書の整備

申請者は、大規模損壊が発生した場合の手順書の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電用原子炉施設の安全性に与える影響、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンス（IV-1. 1 事故の想定参照）などを考慮する。
- (2) 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確実性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備する。
  - ① 発電用原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順及び対応

操作の実行判断を行うための手順を整備する。

- ② 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。
- ③ 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合は、状況把握がある程度可能な場合を含め、以下の対応を考慮して手順を整備する。
  - a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失並びに緊急時対策所の監視機能喪失により、状況把握が困難な場合は、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。
  - b. 中央制御室又は緊急時対策所の監視機能の一部が健全である場合は、安全機能等の状況把握を行い、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。
- ④ 重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及びその影響の緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する。
- ⑤ 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における 1. 2 項から 1. 1 4 項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加して整備する。

規制委員会は、申請者の手順書の整備の計画が大規模損壊の発生により重大事故等発生時の手順がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた手順書を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

## 2. 体制の整備

申請者は、大規模損壊発生時の体制について、以下のとおりとしている。

## (1) 教育及び訓練

大規模損壊への対応のための重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する。また、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した原子力防災管理者及びその代行者への個別の教育及び訓練を実施する。

さらに、運転員及び重大事故等対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、期待する運転員及び重大事故等対策要員以外の運転員及び重大事故等対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

## (2) 体制の整備

- ① 大規模損壊時の体制については、通常原子力防災組織を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても柔軟に対応できるようにするとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提として、以下の基本的な考え方にに基づき整備する。
  - a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても本発電所構内に運転員 15 名、初期消火要員（消防車隊） 6 名、その他の重大事故等対策要員 23 名計 44 名を常時確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても対応できる体制とする。
  - b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における重大事故等対策要員、1、3号炉運転員及び初期消火要員（消防車隊）は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合においても対応できるよう分散して待機する。
  - c. 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とする。
  - d. 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることができる体制とする。
  - e. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの参集に時間を要する場合も想定し、本発電所構内の運転員、重大事故等対策要員及び初期消火要員（消防車隊）により当面の間は事故対応を行うことができる体制とする。

- f. プルーム放出時は、最低限必要な運転員、重大事故等対策要員、1、3号炉運転員、初期消火要員（消防車隊）はそれぞれ中央制御室待避所及び緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の重大事故等対策要員は、本発電所構外へ一時避難し、その後、本発電所へ再参集する。
- ② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び重大事故等対策要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外に代替可能なスペースも状況に応じて活用する。
- ③ 大規模損壊発生時における本発電所外部からの支援体制として、本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。また、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制を構築する。

規制委員会は、申請者の体制の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

### 3. 設備及び資機材の整備

申請者は、大規模損壊発生時に必要な設備及び資機材の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、以下の事項を考慮して整備する。
- ① 共通要因による同等の機能を有する設備の損傷の防止  
可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。
- ② 共通要因による複数の可搬型設備の損傷の防止  
同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、同一機能を有する複数の可搬型重大事故等対処設備の間で十分な離隔距離を確保し、複数箇所に分散して配置する。
- (2) 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、以下のとおり配備する。また、大規模損

壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上離隔をとった場所に配備する。

- ① 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等を配備する。
- ② 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。
- ③ 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な通信手段を配備する。

規制委員会は、申請者の設備及び資機材の整備の計画が、共通要因により同時に機能喪失しないよう十分な配慮を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた設備及び資機材の整備を行う方針としていることから、適切なものと判断した。



## **VI 審査結果**

東北電力株式会社が提出した「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）」（平成25年12月27日申請、令和元年9月19日、令和元年11月6日、令和元年11月19日及び令和2年2月7日補正）を審査した結果、当該申請は、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係る部分に限る。）、第3号及び第4号に適合しているものと認められる。

## 略語等

本審査書で用いられる主な略語等は以下のとおり

| 略語等            | 名称又は説明  |
|----------------|---|
| 安全重要度分類        | 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めて分類すること |
| 安全評価指針         | 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針                                      |
| 溢水ガイド          | 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド  |
| 解釈別記 1         | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 1                    |
| 解釈別記 2         | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 2                    |
| 解釈別記 3         | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 3                    |
| 外部火災ガイド        | 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド  |
| 格納容器破損モード      | 格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの                              |
| 火災防護基準         | 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準                                  |
| 火山ガイド          | 原子力発電所の火山影響評価ガイド  |
| 機器条件           | 重大事故等対処設備の機器条件  |
| 技術的能力指針        | 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針  |
| 規制委員会          | 原子力規制委員会  |
| 原子炉水位高 (レベル 8) | これらの燃料有効長頂部からの高さは以下のとおり                                       |
| 原子炉水位低 (レベル 3) | 原子炉水位高 (レベル 8) : +560cm                                       |
| 原子炉水位低 (レベル 2) | 原子炉水位低 (レベル 3) : +444cm                                       |
| 原子炉水位低 (レベル 1) | 原子炉水位低 (レベル 2) : +316cm<br>原子炉水位低 (レベル 1) : +47cm             |
| 原子炉等規制法        | 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律                                     |
| 事故シーケンスグループ    | 炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの                   |
| 事故条件           | 評価上想定する事故の条件  |
| 地震ガイド          | 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド   |
| 地盤ガイド          | 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド                                      |
| 重大事故等防止技術的能    | 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事                                      |

|            |   |
|------------|---|
| 力基準        | 故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準  |
| 重要事故シーケンス  | 各事故シーケンスグループにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス   |
| 申請者        | 東北電力株式会社  |
| 設置許可基準規則   | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則   |
| 設置許可基準規則解釈 | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈  |
| 全交流動力電源喪失  | 外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳  |
| 操作条件       | 重大事故等対処設備の操作条件  |
| 大規模損壊      | 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊  |
| 竜巻ガイド      | 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド  |
| 地質ガイド      | 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド   |
| 津波ガイド      | 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド   |
| 停止中評価ガイド   | 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド  |
| 評価事故シーケンス  | 各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス   |
| 保安規定       | 女川原子力発電所原子炉施設保安規定   |
| 本申請        | 女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（平成25年12月27日申請、令和元年9月19日、令和元年11月6日、令和元年11月19日及び令和2年2月7日補正）  |
| 本発電所       | 女川原子力発電所  |
| 有効性評価ガイド   | 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド  |
| ATWS       | スクラム失敗を伴う過渡事象（Anticipated Transient Without Scramの略。）。運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された（必要とされた）にもかかわらず、原子炉安全保護系（あるいは停止系）の故障等により原子炉が緊急停止しない事象 |

|           |  |
|-----------|--|
| ABWR      | 改良型沸騰水型原子炉                                     |
| ARI       | 代替制御棒挿入回路                                      |
| BWR       | 沸騰水型原子炉  |
| CRD       | 制御棒駆動機構  |
| DCH       | 格納容器雰囲気直接加熱                                    |
| DG        | ディーゼル発電機                                       |
| ECCS      | 非常用炉心冷却系                                       |
| ERSS      | 緊急時対策支援システム                                    |
| FCI       | 溶融燃料－冷却材相互作用                                   |
| HPCS      | 高圧炉心スプレイ系                                      |
| LOCA      | 原子炉冷却材喪失事故                                     |
| MCCI      | 溶融炉心・コンクリート相互作用                                |
| NUPEC     | 財団法人原子力発電技術機構                                  |
| PAR       | 静的触媒式水素再結合装置                                   |
| PCT       | 燃料被覆管最高温度                                      |
| PDS       | プラント損傷状態                                       |
| PRA       | 確率論的リスク評価                                      |
| PWR       | 加圧水型原子炉  |
| RCIC      | 原子炉隔離時冷却系                                      |
| RHR       | 残留熱除去系   |
| SFP 評価ガイド | 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド |
| SGTS      | 非常用ガス処理系                                       |
| SLCS      | ほう酸水注入設備                                       |
| SPDS      | 安全パラメータ表示システム                                  |
| SRV       | 逃がし安全弁   |
| O. P.     | 女川原子力発電所工事用基準面                                 |

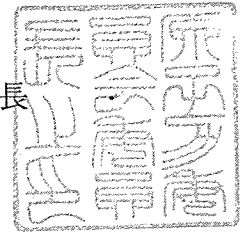


【別紙4】

府政科技第795号  
令和元年12月20日

原子力規制委員会 殿

原子力委員会委員長



東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可  
(2号発電用原子炉施設の変更) について (答申)

令和元年11月27日付け原規規発第1911271号をもって意見照会のあった標記の件に係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第43条の3の8第2項において準用する法第43条の3の6第1項第1号に規定する許可の基準の適用については、別紙のとおりである。

(別紙)

東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）に関する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第1号に規定する許可の基準の適用について

本件申請については、

- ・ 発電用原子炉の使用の目的が商業発電用のためであること
- ・ 使用済燃料については、原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律（平成17年法律第48号。以下「再処理等拠出金法」という。）に基づく拠出金の納付先である使用済燃料再処理機構から受託した、法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するということ
- ・ 海外において再処理が行われる場合は、再処理等拠出金法の下で我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者において実施する、海外再処理によって得られるプルトニウムは国内に持ち帰る、また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けるとということ

等の諸点については、その妥当性が確認されていること、加えて我が国では当該発電用原子炉も対象に含めた保障措置活動を通じて、国内のすべての核物質が平和的活動にとどまっているとの結論を国際原子力機関（IAEA）から得ていること、また、本件に関して得られた全ての情報を総合的に検討した結果から、当該発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められるとする原子力規制委員会の判断は妥当である。

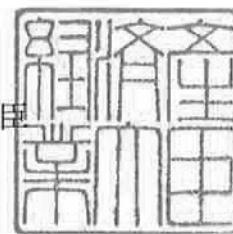
経 済 産 業 省

20191127資第3号

令和元年12月20日

原子力規制委員会 殿

経済産業大臣



東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉の設置変更  
許可（2号発電用原子炉施設の変更）に関する意見の聴取につ  
いて（回答）

令和元年11月27日付け原規規発第1911271号により意見照会のあ  
った標記の件については、許可することに異存はない。

経済産業省としては、東北電力株式会社女川原子力発電所2号炉について、  
新規制基準に適合すると認められた場合、平成30年7月3日に閣議決定され  
た「エネルギー基本計画」の方針に従って、再稼働を進め、その際、立地自治  
体等関係者の理解と協力を得るよう取り組むこととしており、貴委員会や関係  
府省とともに、適切に対応していく所存である。

(案)

番 号  
年 月 日

東北電力株式会社

取締役社長 社長執行役員 名 宛て

原子力規制委員会

女川原子力発電所の発電用原子炉の設置変更（2号発電用原子炉  
施設の変更）について

平成25年12月27日付け東北電原技第8号（令和元年9月19日付け東北電原技第3号、令和元年11月6日付け東北電原技第5号、令和元年11月19日付け東北電原技第6号及び令和2年2月7日付け東北電原技第7号をもって一部補正）をもって、申請のあった上記の件については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の8第1項の規定に基づき、許可します。



# (修正案)

【参考資料】

## 東北電力株式会社 女川原子力発電所の 発電用原子炉設置変更許可申請書 (2号発電用原子炉施設の変更) に関する審査書

(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)

年 月 日

原子力規制委員会

※資料中の赤字部分は、意見募集における案からの修正箇所を示す



## 目次

|           |   |     |
|-----------|---|-----|
| I         | はじめに                                    | 1   |
| II        | 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力                  | 4   |
| III       | 設計基準対象施設                                | 10  |
| III-1     | 地震による損傷の防止（第4条関係）                       | 10  |
| III-1.1   | 基準地震動                                   | 11  |
| III-1.2   | 耐震設計方針                                  | 30  |
| III-2     | 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）                      | 42  |
| III-3     | 津波による損傷の防止（第5条関係）                       | 48  |
| III-3.1   | 基準津波                                    | 49  |
| III-3.2   | 耐津波設計方針                                 | 59  |
| III-4     | 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）                  | 83  |
| III-4.1   | 外部事象の抽出                                 | 83  |
| III-4.2   | 外部事象に対する設計方針                            | 85  |
| III-4.2.1 | 竜巻に対する設計方針                              | 85  |
| III-4.2.2 | 火山の影響に対する設計方針                           | 90  |
| III-4.2.3 | 外部火災に対する設計方針                            | 99  |
| III-4.2.4 | その他自然現象に対する設計方針                         | 108 |
| III-4.2.5 | その他人為事象に対する設計方針                         | 110 |
| III-4.3   | 自然現象の組合せ                                | 111 |
| III-4.4   | 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮 | 112 |
| III-5     | 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）            | 112 |
| III-6     | 火災による損傷の防止（第8条関係）                       | 113 |
| III-7     | 溢水による損傷の防止等（第9条関係）                      | 126 |
| III-8     | 誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）                  | 137 |
| III-9     | 安全避難通路等（第11条関係）                         | 137 |
| III-10    | 安全施設（第12条関係）                            | 138 |
| III-11    | 全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）                   | 141 |
| III-12    | 炉心等（第15条関係）                             | 142 |
| III-13    | 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）                 | 142 |
| III-14    | 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条関係）                   | 144 |
| III-15    | 安全保護回路（第24条関係）                          | 145 |
| III-16    | 放射性廃棄物の処理施設（第27条関係）                     | 146 |
| III-17    | 保安電源設備（第33条関係）                          | 146 |

|            |  |     |
|------------|--|-----|
| IV         | 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力                       | 151 |
| IV-1       | 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）                             | 153 |
| IV-1.1     | 事故の想定  | 154 |
| IV-1.2     | 有効性評価の結果   | 166 |
| IV-1.2.1   | 炉心損傷防止対策   | 166 |
| IV-1.2.1.1 | 高圧・低圧注水機能喪失                                      | 167 |
| IV-1.2.1.2 | 高圧注水・減圧機能喪失                                      | 175 |
| IV-1.2.1.3 | 全交流動力電源喪失  | 181 |
| IV-1.2.1.4 | 崩壊熱除去機能喪失  | 201 |
| IV-1.2.1.5 | 原子炉停止機能喪失  | 212 |
| IV-1.2.1.6 | LOCA時注水機能喪失                                      | 219 |
| IV-1.2.1.7 | 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）                       | 227 |
| IV-1.2.2   | 格納容器破損防止対策                                       | 233 |
| IV-1.2.2.1 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）                     | 235 |
| IV-1.2.2.2 | 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱                              | 247 |
| IV-1.2.2.3 | 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用                            | 253 |
| IV-1.2.2.4 | 水素燃焼   | 258 |
| IV-1.2.2.5 | 溶融炉心・コンクリート相互作用                                  | 263 |
| IV-1.2.3   | 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策                             | 273 |
| IV-1.2.3.1 | 想定事故1  | 273 |
| IV-1.2.3.2 | 想定事故2  | 277 |
| IV-1.2.4   | 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策                               | 280 |
| IV-1.2.4.1 | 崩壊熱除去機能喪失  | 281 |
| IV-1.2.4.2 | 全交流動力電源喪失  | 286 |
| IV-1.2.4.3 | 原子炉冷却材の流出  | 291 |
| IV-1.2.4.4 | 反応度の誤投入  | 295 |
| IV-1.2.5   | 有効性評価に用いた解析コード                                   | 299 |
| IV-2       | 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1.0関係） | 311 |
| IV-3       | 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）          | 319 |
| IV-3.1     | 重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）                             | 319 |
| IV-3.2     | 地震による損傷の防止（第39条関係）                               | 323 |
| IV-3.3     | 津波による損傷の防止（第40条関係）                               | 325 |
| IV-3.4     | 火災による損傷の防止（第41条関係）                               | 326 |

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

|          |   |     |
|----------|---|-----|
| IV-4. 17 | 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係）         | 471 |
| IV-4. 18 | 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18関係）        | 480 |
| IV-4. 19 | 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係） | 489 |
| V        | 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2.1関係）     | 495 |
| VI       | 審査結果  | 501 |
|          | 略語等   | 502 |

## I はじめに

### 1. 本審査書の位置付け

本審査書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第43条の3の8第1項の規定に基づいて、東北電力株式会社(以下「申請者」という。)が原子力規制委員会(以下「規制委員会」という。)に提出した「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)」(平成25年12月27日申請、令和元年9月19日、令和元年11月6日、及び令和元年11月19日及び令和2年2月7日補正。以下「本申請」という。)の内容が、以下の規定に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の8第2項の規定により準用する同法第43条の3の6第1項第2号の規定(発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。)のうち、技術的能力に係る規定。
- (2) 同項第3号の規定(重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること。)
- (3) 同項第4号の規定(発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。)

なお、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第1号の規定(発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。)及び同項第2号の規定のうち経理的基礎に係る規定に関する審査結果は、別途取りまとめる。

### 2. 判断基準及び審査方針

本審査では、以下の基準等に適合しているかどうかを確認した。

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号の規定のうち、技術的能力に係る規定に関する審査においては、原子力事業者の技術的能力に関する審査指針(平成16年5月27日原子力安全委員会決定。以下「技術的能力指針」という。)
- (2) 同項第3号の規定に関する審査においては、技術的能力指針及び実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(原規技発第1306197号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)。以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。)

- (3) 同項第4号の規定に関する審査においては、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年~~6月28日~~原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。）、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「設置許可基準規則解釈」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火災防護基準」という。）。

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

- (1) 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第1306190号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火山ガイド」という。）
- (2) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第1306191号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「竜巻ガイド」という。）
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第1306192号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「外部火災ガイド」という。）
- (4) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「溢水ガイド」という。）
- (5) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第1306194号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。）
- (6) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「有効性評価ガイド」という。）
- (7) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第1306196号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「SFP評価ガイド」という。）
- (8) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第1306197号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「停止中評価ガイド」という。）
- (9) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（原規技発第1306198号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「被ばく評価ガイド」という。）
- (10) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発



第 1306191 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地質ガイド」という。）

- (1 1) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306192 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地震ガイド」という。）
- (1 2) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「津波ガイド」という。）
- (1 3) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第 1306194 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地盤ガイド」という。）

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

### 3. 本審査書の構成

「Ⅱ 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力」には、技術的能力指針への適合性に関する審査内容を示した。

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

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

「Ⅴ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 関係）」には、重大事故等防止技術的能力基準のうち「2. 1 可搬型設備等による対応」への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅵ 審査結果」には、規制委員会としての結論を示した。

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

本審査書においては、法令の規定等や申請書の内容について、必要に応じ、文

章の要約、言い換え等を行っている。

本審査書で用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

## **Ⅱ 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力**

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

また、同項第3号は、発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることを要求している。

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

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

1. 組織
2. 技術者の確保
3. 経験
4. 品質保証活動体制
5. 技術者に対する教育・訓練
6. 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### **1. 組織**

技術的能力指針は、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守を実施するために、役割分担が明確化された組織を構築すること又は構築する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

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

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

## 2. 技術者の確保

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

申請者は、以下のとおりとしている。

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

今後とも継続的に確保する方針とする。

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

### 3. 経験

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 本発電所 3 基及び東通原子力発電所 1 基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験に加えて、約 35 年にわたる運転及び保守の経験を有する。
- (2) また、東京電力福島第一原子力発電所事故以前に自主的なアクシデントマネジメント対策として原子炉再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入、原子炉又は原子炉格納容器への代替注水、原子炉自動減圧、耐圧強化ベント及び非常用電源のユニット間融通を可能とするための設備改造を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である電源車、消防ポンプ等の配備を通じた設計及び工事並びに運転及び保守の経験を有する。
- (3) さらに、国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する。

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

### 4. 品質保証活動体制

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

申請者は、以下のとおりとしている。

(1) 社内の体制

- ① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成するための活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品質管理基準規則」という。）に基づいて原子力発電の安全に係る品質保証計画及び原子力品質保証規程を品質マニュアルとして定める。
- ② 本店の各業務を主管する実施部門及び発電所並びに監査部門である本店の原子力考査室においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める。
- ③ 社長は、品質マニュアルに基づく品質方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する。また、実施部門の管理責任者である原子力本部長の下、本店各室部長及び発電所長は、同方針に基づき各実施部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善する。
- ④ 監査部門の管理責任者である原子力考査室長は、実施部門とは独立した立場で監査を実施する。
- ⑤ 社長は、管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行う。
- ⑥ さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、実施部門に共通する活動については本店の原子力安全推進会議において審議し、また、本発電所において実施する活動は本発電所の品質保証会議において審議し、それぞれの審議結果を業務へ反映する。

(2) 設計及び工事並びに運転及び保守の品質保証活動

- ① 設計及び工事は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従い、その重要度に応じて実施する。調達する場合には、供給者に対して要求事項を明確にするとともに、重要度に応じて管理を行い、試験及び検査等により調達する製品等が要求事項を満足していることを確認する。
- ② 運転及び保守は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従って、個々の業務を計画し、実施する。調達する場合には、設計及び工事と同様に管理、確認する。
- ③ 設計及び工事並びに運転及び保守において不適合が発生した場合、各

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

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

## 5. 技術者に対する教育・訓練

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 新たに配属された技術者に対しては、原子力発電の基礎知識の習得を図るため、基礎教育及び訓練を実施する。
- (2) 設計及び工事並びに運転及び保守に従事する技術者に対しては、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、本発電所の訓練施設に加え、株式会社BWR運転訓練センター等の国内の原子力関係機関において能力に応じた机上教育及び実技訓練を実施する。
- (3) 教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する。
- (4) 自然災害及び重大事故等に対応する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じて必要な教育及び訓練を実施する。

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

## 6. 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者の免状を有し、実務経験を有する者から、原子炉ごとに選任する。
- (2) 発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うこととし、発電用原子炉施設の運転に関して必要な指示ができるよう、職務の独立性を確保するために社長が選任し配置する。
- (3) 発電用原子炉主任技術者の代行者は、発電用原子炉主任技術者の要件を有する特別管理職の職位の者から選任する。
- (4) 運転責任者は、規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、当直の責任者である発電課長の職位として配置する。

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

### **Ⅲ 設計基準対象施設**

本章においては、設計基準対象施設を含む発電用原子炉施設に関して変更申請がなされた内容について審査した結果を、設置許可基準規則の条項ごとに示した。

#### **Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）**

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

##### **Ⅲ－１．１ 基準地震動**

- １． 地下構造モデル
- ２． 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動
- ３． 震源を特定せず策定する地震動
- ４． 基準地震動の策定

##### **Ⅲ－１．２ 耐震設計方針**

- １． 耐震重要度分類の方針
- ２． 弾性設計用地震動の設定方針
- ３． 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針
- ４． 荷重の組合せと許容限界の設定方針
- ５． 波及的影響に係る設計方針
- ６． 炉心内の燃料被覆材の設計方針

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

なお、規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面については、本申請の内容を確認した結果、斜面法尻から対象施設までの離間距離が十分にあることから耐震重要施設の安全機能に影響を与える斜面は存在しないことを確認し、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。



### Ⅲ-1.1 基準地震動

設置許可基準規則解釈別記2（以下「解釈別記2」という。）は、基準地震動について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

#### 1. 地下構造モデル

##### (1) 解放基盤表面の設定

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

申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。

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

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

（※<sup>1</sup>）東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）=-0.74m相当。

## (2) 敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価

解釈別記2は、地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性に係る以下の項目を考慮することを要求している。

- ① 敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順との組合せで実施すること。
- ② 敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。

申請者は、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価について、敷地及び敷地周辺における地質調査、地震観測記録の分析等に基づき以下のとおりとしている。

- ① 敷地及び敷地近傍において、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、ボーリング調査、試掘坑調査、トレンチ調査、弾性波探査等を実施した。調査の結果、敷地には、砂岩、頁岩及び砂岩頁岩互層の中生界ジュラ系堆積岩類が広く分布し、部分的にこれらを一貫する白亜系ひん岩脈が分布する。また、一部海岸付近及び低地周辺には、第四紀層が分布する。敷地のジュラ系は、おしか牡鹿層群月の浦累層及び荻の浜累層おぎのはまに区分される。
- ② 敷地内で得られた地震観測記録を、地震波の到来方向ごとに応答スペクトル比を比較した結果、到来方向による大きな違いは見られず、ばらつきも小さいことを確認した。また、敷地内のP S 検層から、敷地地盤の速度構造は概ね水平な成層構造をなすことを確認した。以上のことから、一次元の速度構造でモデル化できることを確認した。
- ③ 統計的グリーン関数法に用いる地下構造モデルとして、解放基盤表面を含む層からO.P. -128.4m以浅（以下「浅部」という。）をモデル化した（以下「浅部地下構造モデル」という。）。速度構造は自由地盤観測点の地質柱状図及びP S 検層より初期値を与え、敷地における中小地震の地震観測記録を用いて最適化して設定した。また、減衰定数については2003年5月26日及び2005年8月16日宮城県沖の地震による強震動シミュレーションに基づき、3%と設定した。さらに、当該モデルについては、2011年3月11日東北地方太平洋沖地震及び2011年4月7日宮城県沖の地震を対象に

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

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

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

- ・調査の手法が地質ガイドを踏まえた適切なものであること
- ・調査結果に基づき、敷地及び敷地周辺における到来方向別の複数の地震観測記録を分析し、地震波の到来方向の違いによる特異な伝播特性は認められないとしていること、及び敷地内のP S検層結果をもとに敷地地盤の速度構造は概ね水平な成層構造をなすことから、一次元構造でモデル化できるとしていること
- ・当該地下構造のモデル化に当たっては、P S検層、地震観測記録を用いた解析、文献における知見等から地震波速度、減衰定数等を適切に設定するとともに、シミュレーション解析を行い、地震観測記録との整合を確認していること

## 2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層

モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することを要求している。

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

### (1) 震源として考慮する活断層

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

申請者は、調査内容、調査結果及びその評価について、以下のとおりとしている。

- ① 敷地周辺及び敷地近傍の地質及び地質構造を把握するため、陸域については、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、反射法地震探査、ボーリング調査等を実施した。海域については、文献調査、音波探査、ボーリング調査、海底地形面調査、既往音波探査記録の再解析等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。
- ② 敷地周辺及び敷地近傍では、産業技術総合研究所が発行している地質図、地質調査所編(1992)、地震調査研究推進本部(2006)、今泉ほか編(2018)等の文献調査を含む調査結果に基づき、震源として考慮する活断層として次の断層を抽出し、活断層の位置、形状等の評価した。
  - a. 敷地から30km以遠
    - (陸域) ながまち長町一りふ利府線断層帯、きたかみてい北上低地西いちせいえん縁断層帯、やまがたぼんち山形盆地断層帯、ふくしまぼんちせいえん福島盆地西ふたば縁断層帯、よこてぼんちとうえん双葉断層、横手盆地東縁断層帯、1962年宮城県北部地震震源断層
    - (海域) III断層、IV断層、V断層
  - b. 敷地から30km圏内の境界を横断する断層
    - (陸域) かごぼうやま加護坊山一のだけやま籠岳山断層
    - (海域) F-2断層・F-4断層、F-6断層～F-9断層(4つの断層から構成)、F-12断層～F-14断層(3つの断層から構成)、F-15断層・F-16断層

c. 敷地から 30km 圏内

(陸域) 旭山<sup>あさひやま</sup>撓曲・須江<sup>すえ</sup>断層、2003 年宮城県中部の地震南部セグメント断層

(海域) F-5 断層、f-13 断層、f-14 断層、f-15 断層、網地島<sup>あじしま</sup>南西沖で 1 測線のみで認められる断層

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

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

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

- ④ 敷地においては、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、ボーリング調査等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。敷地には新しい時代の活動を示唆するリニアメント等は判読されず、敷地に認められる断層は、震源として考慮する活断層には該当しないと評価した。

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

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

これに対して、申請者は、北西端に重点をおいた追加調査（音波探査及び海底地形調査）を実施し、さらに、断層の北西延長方向に当たる寄磯崎<sup>よりいそぎ</sup>において

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

も追加調査（露頭調査及び地表地質調査）を実施した。調査の結果、F－6断層～F－9断層について、その位置（端部）を見直し、断層長さを約23.7kmと評価を見直した。

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

## （2）検討用地震の選定

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

申請者は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

### ① 内陸地殻内地震

内陸地殻内地震については、被害地震、震源として考慮する活断層による地震及び連動を考慮する断層群による地震のそれぞれについて、敷地に影響を及ぼす地震を抽出した。被害地震については、敷地周辺で震度5弱（1996年以前は震度V）程度と推定される1900年宮城県北部の地震及び同地震よりも地震規模が小さいものの敷地に最も近い2003年宮城県中部の地震を抽出した。また、震源として考慮する活断層による地震及び連動を考慮する断層群による地震については、地震規模と等価震源距離の関係から、敷地に影響を及ぼす地震をそれぞれで抽出した。このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Noda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、敷地への影響が大きいF－6断層～F－9断層による地震及びF－12断層～F－14断層と仙台湾北部の南傾斜の仮想地震断層の連動を考慮した断層（以下「仙台湾の断層群」という。）による地震を検討用地震として選定した。

## ② プレート間地震

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

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震のうち、2011年東北地方太平洋沖地震は、敷地を含む広い領域で震度6弱となっており、他の被害地震と比較して敷地への影響が大きく、マグニチュード（以下「M」という。）と震央距離との関係（ $M \sim \sqrt{R}$ ）による検討からも、敷地への影響が最も大きい。また、地震調査研究推進本部（2012）においても、プレート間地震として、複数の領域を震源域とする東北地方太平洋沖型の地震を想定している。なお、地震調査研究推進本部（2019）においては同想定地震を超巨大地震（東北地方太平洋沖型）としている。以上のことから、2011年東北地方太平洋沖地震を代表とする三陸沖中部から茨城県沖で発生するモーメントマグニチュード（以下「 $M_w$ 」という。）9.0の地震（以下「2011年東北地方太平洋沖型地震」という。）を検討用地震として選定した。

## ③ 海洋プレート内地震

海洋プレート内地震については、発生機構等の違いを踏まえ、地震タイプ別に海洋プレート内地震の検討対象地震を想定し、予め不確かさを考慮した敷地への影響検討を行ったうえで、最も影響の大きい地震タイプを検討用地震として選定することとした。

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

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

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

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

規制委員会は、審査の過程において、検討用地震の選定過程について、その詳細を提示するよう求めた。

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

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

### (3) 地震動評価

解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定することを要求している。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、複数の活断層の連動を考慮することを要求している。また、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことを要求している。さらに、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求している。

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



### ① F-6断層～F-9断層による地震

- a. 基本ケースは、地質調査結果及び地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(2017) (「レシピ」)」(以下「レシピ」という。)に基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、金華山付近で限定的ではあるが、地震が深さ 20 km 付近で発生していることから、当該地域の微小地震分布等を踏まえ、断層上端深さを 3km、断層下端深さを 22km と設定した。また、調査結果に基づき、断層長さを 23.7km とし、傾斜角を西傾斜 60°、逆断層と設定した。アスペリティは、構成する 4 断層のうち 3 断層が比較的密に分布する位置に大きなアスペリティを、敷地に近い F-6 断層の位置に小さなアスペリティを、断層上端にそれぞれ配置した。破壊開始点は断層の破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。
- c. 基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本ケースの 1.5 倍としたケース、断層傾斜角の不確かさとしての断層傾斜角を 45° としたケース及びアスペリティ位置の不確かさとしてのアスペリティを敷地寄り断層上端の一つに集約したケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002) の方法を用いた。地震動評価に当たって使用する  $M$  は、当該断層の断層幅の観点から、断層長さから求める松田(1975)ではなく、 $M$  が大きく推定されるよう、断層長さ及び断層幅から武村(1990)により求めた。なお、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用しない。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、短周期側に統計的グリーン関数法を、長周期側に理論的手法(久田(1997))による波数積分法を用いたハイブリッド合成法により評価した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅(2001)により断層面積から設定し、平均応力降下量は円形クラックの式により、アスペリティの面積は短周期レベルの式を介し、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティの断層全体面積に対する面積比(以下「アスペリティ面積比」という。)から設定した。

## ② 仙台湾の断層群による地震

- a. 基本ケースは、地質調査結果及びレシピに基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、敷地周辺の微小地震分布等を踏まえ、断層上端深さを 3km、断層下端深さを 15km と設定した。また、断層長さを仙台湾北部の南傾斜の仮想震源断層と F-12 断層～F-14 断層とを合わせた 2 つのセグメントからなる 43.1km とし、傾斜角をレシピに基づき西傾斜  $60^\circ$ 、逆断層と設定した。アスペリティは 2 つのセグメントそれぞれに敷地に近い位置の断層上端に集中して配置した。破壊開始点は断層の破壊が敷地に向かう位置に複数設定した。
- c. 基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本ケースの 1.5 倍としたケースについても設定した。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002) の方法を用いた。地震動評価に当たって使用する  $M$  は、断層長さから松田 (1975) により求めた。なお、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用しない。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、活断層の連動による規模の大きな地震であることを踏まえ、表面波の卓越が反映できるように、経験的グリーン関数法により評価した。これに用いる要素地震については、仙台湾の断層群より北方で発生した地震ではあるが、地震発生様式、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を適切に反映していることを確認した上で、宮城県中部で発生した地震 (2003 年 7 月 26 日、 $M5.5$ ) の敷地での観測記録を採用した。なお、同記録を分析し、表面波の卓越も確認した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅 (2001) により断層面積から設定し、平均応力降下量は円形クラックの式により、アスペリティの面積は短周期レベルの式を介し、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティ面積比から設定した。

## ③ 2011 年東北地方太平洋沖型地震

- a. 諸井ほか (2013) によりレシピの適用性及び統計的グリーン関数法による評価と敷地での観測記録との整合性が確認されていることか

ら、基本ケースはレシピに基づき、諸井ほか（2013）を参考に震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。地震規模は、前述の通り、2011年東北地方太平洋沖地震を踏まえ、Mw9.0とした。断層面は、前述の通り、三陸沖中部から茨城県沖にかけて太平洋プレートの形状を考慮して設定した。断層面積は地震規模から佐藤（1989）により設定し、断層長さを500 km、断層幅を200 kmとした。

- b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、強震動生成域（以下「SMGA」という。）の位置及び数は、過去に発生したM7～8の地震の震源域を考慮して、地震調査研究推進本部（2012）の領域区分に対応するよう5領域にM8クラスの大きさを1個ずつ設定した。諸井ほか（2013）による検討を参考に宮城県沖の地域性を考慮して、全てのSMGAの応力降下量は福島県沖及び茨城県沖で発生した地震の平均的な応力降下量の1978年宮城県沖地震の地震動レベルを踏まえ、諸井ほか（2013）による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量24.6MPaの1.4倍であると34.5MPaを設定した。諸井ほか（2013）に従い、SMGAの断層全体面積に対する面積比（以下「SMGA面積比」という。）は0.125とした。破壊開始点については、影響検討により最も敷地に影響が大きい傾向にあることを確認した破壊が敷地に向かう位置となる2011年東北地方太平洋沖地震の本震の破壊開始点とした。

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

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

- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、M9クラスの地震に関しては

地震規模と距離減衰式の適用について課題とされていること、さらに、敷地では 2011 年東北地方太平洋沖地震の観測記録が得られていることから、敷地での地震観測記録より求めた解放基盤波を包絡した応答スペクトルを用いた。

- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、統計的グリーン関数法による評価と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、統計的グリーン関数法により評価した。地震調査研究推進本部（2005）による宮城県沖地震に関する検討を踏まえ、放射特性係数は一定値を採用したことから、水平方向は概ね北西—南東方向のみの 1 方向のみでの評価とした。震源特性パラメータについては、地震モーメントは地震規模から Kanamori (1977) による  $M_w$  の定義式により設定した。次に地震モーメント及び断層面積から円形クラックの式より平均応力降下量を設定し、諸井ほか(2013)による SMGA 面積比 0.125 を用いて算出される応力降下量を 1.4 倍した値を各 SMGA の応力降下量とした。

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

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

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

#### ④ 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震

- a. 原田・釜江（2011）を参考に設定した断層モデルを用いた統計的グリーン関数法による評価結果と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、基本ケースは原田・釜江（2011）、レシピ等を参考に震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。地震規模は 2011

年4月7日宮城県沖の地震(M7.2)の震源域の広がりの特徴を考慮するとともに、東北地方で過去に発生した沈み込んだ海洋プレート内地震の最大規模(M7.3)を上回る規模としてM7.5(Mw7.4)を設定した。また、この規模の設定は北海道と東北地方では海洋プレート内地震の発生機構や地震テクトニクスに違いはあるものの、沈み込んだ海洋プレート内地震として最大規模の1993年釧路沖地震と同規模である。断層面は2011年4月7日宮城県沖の地震の断層位置及び形状が敷地に対して厳しい位置であることから、原田・釜江(2011)及び東北大学(2011)に基づき、同位置となる海洋性マントル内に配置した。

- b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、断層傾斜角やずれは、原田・釜江(2011)による知見を踏まえ $37^\circ$ の逆断層として設定した。SMGAの位置及び数は、南側には原田・釜江(2011)による知見を踏まえ断層下端及び断層上端に1つずつ、さらに北側には断層上端に1つの計3個を設定した。破壊開始点は、敷地に影響が大きい傾向となるように破壊の伝播が敷地に向かう位置に複数設定した。また、短周期レベルは2011年4月7日宮城県沖の地震における短周期レベルを考慮して、レシピによる短周期レベルの1.5倍とした。さらに、SMGA面積比0.4として、SMGAの応力降下量は119.6MPaとした。
- c. 基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、断層位置の不確かさを考慮し敷地に近づくように断層位置を海洋地殻から海洋性マントルにかけて設定しSMGAを海洋地殻内に配置したケース(以下「SMGA海洋地殻内ケース」という。)を設定した。なお、SMGA海洋地殻内ケースでは海洋地殻と海洋性マントルの物性の違いを踏まえ、SMGAの応力降下量を93.1MPaとした。

また、地震動評価に影響の大きいSMGA位置等の不確かさを考慮したケースとして、SMGAの位置を全て海洋性マントル内の断層上端にしたケース及び海洋性マントル内でSMGAを断層上端で2つに集約したケースについても設定した(以下、基本ケース及びSMGA海洋地殻内ケースを除いた不確かさケースを合わせて「SMGA海洋性マントル内ケース」という)。
- d. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができるNoda et al.(2002)の方法を用いた。また、敷地での観測記録を基にした補正係数を適用した。
- e. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、SMGA海洋性マント

ル内ケースについては統計的グリーン関数法による評価と敷地での観測記録との整合性が確認されていることから、統計的グリーン関数法により評価した。地震調査研究推進本部（2005）による宮城県沖地震に関する検討を踏まえ、放射特性係数は一定値を採用したことから、水平方向は概ね北西—南東方向のみの1方向のみでの評価とした。また、SMGA 海洋地殻内ケースについては、海洋地殻の地震動特性が反映できるように経験的グリーン関数法により評価した。これに用いる要素地震については、地震発生様式、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の振動特性を適切に反映していることを確認した上で、宮城県沖で発生した地震（2012年3月30日、M4.6）の敷地での観測記録を採用した。震源特性パラメータについては、地震モーメントは Kanamori (1977) による  $M_w$  の定義式 から設定し、次に地震モーメントと断層面積より求めた平均応力降下量と SMGA 面積比から SMGA の応力降下量を設定した。

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

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

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

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

- ① 内陸地殻内地震である F-6 断層～F-9 断層による地震及び仙台湾の断層群による地震の地震動評価においては、
  - ・文献調査、地質調査等を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地での地震動が大きくなるよう予め敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本ケースを設定して適切に評価を実施していること
  - ・短周期の地震動レベルを基本ケースの 1.5 倍としたケース等の不確か

さを十分に考慮した評価を実施していること

② プレート間地震である 2011 年東北地方太平洋沖型地震の地震動評価においては、

- ・過去の地震発生状況及び敷地での既往観測記録を十分に検討するとともに、レシピの適用性及び統計的グリーン関数法による評価と観測記録との整合性が確認されている諸井ほか（2013）を参考に震源モデル及び震源特性パラメータを設定していること
- ・応答スペクトルに基づく地震動評価では、2011 年東北地方太平洋沖地震の敷地での地震観測記録を包絡した応答スペクトルを設定していること
- ・基本ケースにおいて、宮城県沖の地域性を考慮して、すべての SMGA の応力降下量を平均的な応力降下量の 1.4 倍として大きく設定するなど予め不確かさを考慮していること
- ・不確かさケースとして、SMGA の応力降下量を基本ケースの 1.14 倍としたケース、また、SMGA の応力降下量の不確かさと SMGA の位置を敷地に最も近づけた不確かさとの重畳を考慮したケースを設定し、不確かさを十分に考慮した評価を実施していること

③ 海洋プレート内地震である 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震の地震動評価においては、

- ・過去の地震発生状況及び敷地での既往観測記録を十分に検討するとともに、2011 年 4 月 7 日宮城県沖の地震の知見を参考に設定した当該地震の断層モデルを用いた統計的グリーン関数法による評価と観測記録との整合性を確認した上で、当該地震及び既往の同タイプの地震を上回る予め地震規模を大きくした震源モデル及び震源特性パラメータを設定していること
- ・基本ケースにおいて、敷地に対して厳しい位置に断層位置を設定するとともに、宮城県沖の地域性を考慮して、短周期レベルをレシピの 1.5 倍として予め大きく設定して適切に評価を実施していること
- ・不確かさケースとして、SMGA の位置及び数に関する複数のケース、また、断層全体を近づけるケースを設定し、不確かさを十分に考慮した評価を実施していること

### 3. 震源を特定せず策定する地震動

解釈別記 2 は、「震源を特定せず策定する地震動」について、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物

性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを要求している。

申請者は、地震ガイドに例示された収集対象となる内陸地殻内地震の評価について、以下のとおりとしている。

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

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

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

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

(3) 2000 年鳥取県西部地震については、震源域近傍は、主に古第三紀の花崗岩及び貫入岩体としての新第三紀中新世の安山岩～玄武岩の岩脈が分布する。また、地震地体構造からみると、地形地質上、安定隆起とされている。また、島弧の内帯に位置する中でも、断層数及び断層の分布密度が比較的少ないが、地震活動は高い傾向にある。さらに、第四紀中期以降に新たに断層面を形成して、断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階であるとされており、リニアメントの集中が見られる地域とされている。

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

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

(4) また、Mw6.5 未満の地震については、収集した観測記録を、加藤ほか（2004）に基づき設定した応答スペクトルと対比させ、その結果、加藤ほか（2004）を



一部周期帯で上回ることから敷地に及ぼす影響の大きい地震観測記録として、5 地震（2004 年北海道留萌支庁南部地震、2011 年茨城県北部地震、2013 年栃木県北部地震、2011 年和歌山県北部地震、2011 年長野県北部地震）による記録を抽出した。このうち、2004 年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍の K-NET 港町観測点における地震観測記録については、佐藤ほか（2013）でボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に基盤地震動が推定されている。佐藤ほか（2013）等の知見を参考に、K-NET 港町観測点の地盤モデルの不確かさ等を考慮した基盤地震動に保守性を考慮した地震動を「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。なお、地盤物性のうち地震波速度は、K-NET 港町観測点で基盤地震動を推定した位置では敷地の解放基盤表面の値よりも遅いため、敷地の解放基盤表面の地震波速度相当位置では地震動が小さくなることについて、その影響を考慮していない。

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

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

#### 4. 基準地震動の策定

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

申請者は、施設の耐震設計に用いる基準地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として基準地震動 Ss-D1 から Ss-D3、Ss-F1 から Ss-F3 及び Ss-N1 を以下のとおり策定している。

##### （1）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

###### ① 応答スペクトルに基づく手法による地震動

- a. 基準地震動 Ss-D1（最大加速度：水平方向  $640\text{cm/s}^2$ 、鉛直方向  $430\text{cm/s}^2$ ）

基準地震動 Ss-D1 は、プレート間地震による応答スペクトルに基づく地震動評価結果を包絡させて策定した地震動

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

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

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

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

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

② 断層モデルを用いた手法による地震動

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

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

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

基準地震動 Ss-F3 は、海洋プレート内地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のうち時刻歴波形の主要動の継続時間及び位相特性の特徴を考慮して選定した 1 ケースの地震動

## (2) 震源を特定せず策定する地震動

- ① 基準地震動 Ss-N1 (最大加速度：水平方向 620cm/s<sup>2</sup>、鉛直方向 320cm/s<sup>2</sup>)

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

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

規制委員会は、審査の過程において、M9クラスのプレート間地震による基準地震動であることを踏まえ、基準地震動 Ss-D1 の応答スペクトルの形状を再検討した上で、時刻歴波形を作成する際、その振幅包絡線の経時的変化については 2011 年東北地方太平洋沖地震の記録長と比較するとともに、2011 年東北地方太平洋沖地震による最大加速度等の距離減衰式との比較検討等による知見を再確認した上で採用すべき地震規模について、再検討するように求めた。

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

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

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

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

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

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

に、「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率は $10^{-4}$ ～ $10^{-7}$ 程度としている。

## **Ⅲ－１．２ 耐震設計方針**

### **１．耐震重要度分類の方針**

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

申請者は、以下のとおり、耐震重要度分類を適用する方針としている。

#### **（１）施設の分類**

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

#### **（２）設備の区分**

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

#### **（３）検討用地震動の設定**

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

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の適用について、津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設をはじめとする設計基準対象施設を、耐震重要度に応じて、Ｓクラス、Ｂクラス、Ｃクラスに分類する方針としていること、さらに、分類した施設を、安全機能の役割に応じた設備に区分する方針とし、安全機能に間接的な役割を担う設備については、それに関連する設備に適用する地震力を踏まえ検討用地震動を設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記２の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

## 2. 弾性設計用地震動の設定方針

解釈別記2は、工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないように弾性設計用地震動を設定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としている。

### (1) 地震動設定の条件

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

- ① 弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率は、弾性限界と安全機能限界それぞれに対する入力荷重の比率に対応し、その値は0.5程度である。
- ② 弾性設計用地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）における基準地震動S<sub>1</sub>が耐震設計上果たしてきた役割を一部担うものであることを踏まえ、その応答スペクトルは、基準地震動S<sub>1</sub>の応答スペクトルをおおむね下回らないようにする。

### (2) 弾性設計用地震動

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

規制委員会は、申請者が、弾性限界と安全機能限界に対する入力荷重の比率を考慮すること及び基準地震動S<sub>1</sub>の応答スペクトルをおおむね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率をS<sub>s</sub>-F1～F3及びS<sub>s</sub>-N1に対しては0.5、S<sub>s</sub>-D1～D3に対しては0.58として弾性設計用地震動を適切に設定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

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

### 3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

#### (1) 地震応答解析による地震力

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

申請者は、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針としている。

##### ① Sクラスの施設の地震力の算定方針

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

##### ② Bクラスの施設の地震力の算定方針

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

##### ③ 入力地震動の設定方針

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

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

##### ④ 地震応答解析方法

対象施設の形状、構造特性、振動特性等を踏まえ、解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、地震応答解析方法を選定するとともに、十分な

調査に基づく解析条件を設定する。地震時における地盤の有効応力の変化に伴う影響を考慮する場合には、有効応力解析を実施する。有効応力解析に用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で実施した試験の結果に基づいて、保守性を考慮して設定する。

また、対象とする施設の形状、構造特性等を踏まえたモデル化を行う。

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

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

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

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

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

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

規制委員会は、申請者が、建物・構築物の構造特性に関して、2011年東北地

方太平洋沖地震等の地震及び乾燥収縮の影響により発生したひび割れに伴う影響を適切に考慮する方針であることを確認した。

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

規制委員会は、申請者が、施設、地盤等の構造特性、振動等の施設の応答特性、施設と地盤との相互作用及び地盤等の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせたものとして地震応答解析による地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

## (2) 静的地震力

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

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

### ① 建物・構築物の水平地震力

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

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

### ② 建物・構築物の保有水平耐力

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

### ③ 建物・構築物の鉛直地震力

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

### ④ 機器・配管系の地震力

機器・配管系の地震力については、建物・構築物で算定した地震層せん



断力係数に施設の耐震重要度に応じた係数を乗じたものを水平震度と見  
みなし、その水平震度と建物・構築物の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとし  
て算定する。

#### ⑤ 水平地震力と鉛直地震力の組合せ

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

#### ⑥ 標準せん断力係数等の割増し係数

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

規制委員会は、申請者が、施設の振動特性等を考慮し、算定に用いる係数等  
の割増しをして求めた水平震度及び鉛直震度より静的地震力を算定する方針  
としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地  
震ガイドを踏まえていることを確認した。

### 4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

#### (1) 建物・構築物

解釈別記2は、設計基準対象施設のうちの建物・構築物についての荷重の組  
合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時  
に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価にお  
いて、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を  
有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等  
に対して妥当な安全余裕を有していること。
- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用  
している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動（Bクラス  
は共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的  
地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安  
全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする  
こと。

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

#### ① 荷重の組合せ

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

## ② 許容限界

Sクラスの建物・構築物について、「4.（1）①荷重の組合せ」における荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、構造物全体としての変形（耐震壁のせん断ひずみ等）が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有することとする。なお、終局耐力は、構造物又は部材・部位に荷重が作用し、その変形が著しく増加して破壊に至る過程での最大の荷重とし、既往の実験式等に基づき定めるものとする。

Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、「4.（1）①荷重の組合せ」における荷重と弾性設計用若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する評価において、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有する方針としており、また、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準によ

る許容応力度を許容限界とする方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、設計基準事故時に生じる荷重及び自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

## (2) 機器・配管系

解釈別記2は、設計基準対象施設のうちの機器・配管系について、荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの機器・配管系については、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は設計基準事故時に生じる荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、その施設に要求される機能を保持すること。組合せ荷重により塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。
- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は設計基準事故時に生じる荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること。
- ③ 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重については、次の荷重を考慮すること。
  - a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重
  - b. 地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ長時間継続する荷重

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

### ① 荷重の組合せ

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

Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用

する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重及び設計用自然条件（積雪、風荷重等）とする。

なお、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重は、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重及び地震によって引き起こされるおそれはないが、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ長時間継続する事象による荷重とする。

## ② 許容限界

Sクラスの機器・配管系について、「4.（2）①荷重の組合せ」における荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。

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

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがないように、また、その他の地震力との組合せの場合は、応答全体がおおむね弾性状態にとどまるように、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

## （3）津波防護施設、浸水防止設備等

解釈別記2は、津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物並びに浸水防止設備及び津波監視設備についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① 常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、その施設、設備に要求される機能（津波防護機

能、浸水防止機能及び津波監視機能)を保持すること。

- ② これらの荷重の組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

申請者は、以下のとおり、津波防護施設、浸水防止設備等の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としている。

### ① 荷重の組合せ

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

### ② 許容限界

津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物の許容限界は、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される津波防護機能及び浸水防止機能を保持できることとする。また、浸水防止設備及び津波監視設備について、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、要求される浸水防止機能及び津波監視機能が保持できることを許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設、浸水防止設備等の荷重の組合せと許容限界について、Sクラスの建物・構築物又は機器・配管系に準じて設定する方針とすること、また、基準地震動による地震力には必要に応じて津波による荷重を組み合わせる方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

## 5. 波及的影響に係る設計方針

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

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

- (1) 敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、以下に示す4つの影響(視点)について、波及的影響の評価に係る事象選定を行う。
  - ① 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
  - ② 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
  - ③ 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響
  - ④ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響
- (2) これら4つの影響(視点)以外に追加すべきものがないかを、原子力発電所の地震被害情報を基に確認し、新たな検討事象が抽出された場合には、その影響(視点)を追加する。
- (3) 各影響(視点)より選定した事象に対して波及的影響の評価を行い、波及的影響を考慮すべき施設を摘出する。
- (4) 波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。また、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合の影響も考慮して評価する。
- (5) 波及的影響の評価においては、溢水防護及び火災防護の観点からの波及的影響についても確認する。

規制委員会は、申請者が、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としており、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

- (1) 波及的影響の評価に係る事象選定については、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていることに加え、原子力発電所の地震被害情報についても併せて検討する方針としていること。
- (2) 影響評価については、選定された事象による波及的影響を評価した上で影響を考慮すべき施設を摘出する方針としていることに加え、溢水防護及び火災防護の観点も踏まえて影響を考慮すべき施設を摘出する方針としていること。

## 6. 炉心内の燃料被覆材の設計方針

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

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

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

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。
- (2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

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

## 7. 地下水位低下設備の効果を考慮した地下水位の設定に関する審査の経緯

審査の過程において、申請者は、本発電所に特有な事象として、防潮堤下部を地盤改良することで敷地から海への地下水の流下がせき止められるため、地下水位が地表面付近まで上昇する可能性があることを考慮して、地下水位低下設備により一定の範囲に保持される地下水位を前提として、建屋の範囲だけではなく、敷地広範囲の設計用地下水位を適切に設定することで、建物・構築物の設計及びその水位に基づく液状化評価を実施し、地盤変状が生じた場合においても機能が保持できる設計とする方針を示した。

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

これに対し申請者は、地下水位低下設備について、以下の方針を示した。

- (1) 基準地震動に対して機能維持する設計とする。
- (2) 設置許可基準規則第12条第2項に規定する多重性又は多様性及び独立性が確保された設計とする。
- (3) 全交流動力電源の喪失を想定し、常設代替交流電源設備からの電源供給が可能な設計とする。
- (4) 地下水位低下設備の機能喪失への対応として、可搬型設備等を確保するとともに、当該設備に対する運転上の制限（以下「LCO」という。）及びLCOを満足していない場合に要求される措置等を含めた運転管理における手順及び体制を整備する。

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

### **Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）**

第3条は、設計基準対象施設は、当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならないこと並びに耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形



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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 地盤の変位

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

申請者は、耐震重要施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、敷地における文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、ボーリング調査、試掘坑調査、弾性波探査、トレンチ調査、立坑調査等に基づく検討結果から、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) 敷地には、砂岩、頁岩及び砂岩頁岩互層の中生界ジュラ系堆積岩類が広く分布し、部分的にこれらを貫く白亜系ひん岩脈が分布する。また、一部海岸付近及び低地周辺には、第四紀層が分布する。原子炉建屋設置位置付近には、中生界ジュラ系堆積岩類を構成する荻の浜累層の一部である狐崎砂岩頁岩互層、緊急時対策建屋付近は、荻の浜累層の一部である牧の浜砂岩部層が分布している。
- (2) 敷地の中生界ジュラ系の地質構造には、小屋取背斜と鳴浜向斜に代表されるNNE-SSW～NE-SW 走向の顕著な褶曲構造が確認される。
- (3) 敷地には、褶曲構造の形成と関連性が示唆される断層が認められ、断層走向と褶曲軸の走向との関係から、褶曲軸の方向と同方向に延びる「走向断層」、褶曲軸の方向とほぼ直交する走向の「横断断層」及び褶曲軸の方向と斜交する走向の「斜交断層」の3つのタイプに分類される。
- (4) 敷地には、褶曲構造及びひん岩脈を切り、顕著な変位量を有し、かつ比較的破碎幅があり、さらに連続性のある断層として、走向断層は2条（SF-1～2）、横断断層は7条（TF-1～7）及び斜交断層は7条（OF-1～7）の計16条の断層が認められ、これらのうち、耐震重要施設を設置する地盤には、SF-2、OF-1～4及びTF-1～4の9条の断層が認められる。TF-1断層及びOF-4断層以外の断層は、他の断層との新旧関係（切り切れ関係）から、TF-1断層又はOF-4断層より古い断層であり、活動性評価の対象に該当しない。TF-1断層は、敷地内において破碎規模が最大であり、敷地の地質構造を規制する最も主要な断層である。また、OF-4断層については、規模は小さいものの、延長が短く他の断層により切られておらず、

- TF-1断層との新旧関係が判断できなかったため、TF-1断層及びOF-4断層の2条の断層を活動性評価の対象断層として、詳細な評価を行った。
- (5) TF-1断層及びOF-4断層は、評価に有効な上載地層は認められなかったものの、断層活動の最新面に確認される熱水活動に伴う鉱物脈の晶出状況等に着目し評価を行った。
- (6) TF-1断層の薄片観察等によれば、断層活動最新面には方解石（カルサイト）脈が面を横断して連続的に分布していることが確認されるが、断層活動により変形を受けたカルサイト脈及び自形のカルサイト脈が共存していることから、TF-1断層面の最終活動と同じ時期にカルサイトが断層面破碎部に複数回晶出していると考えられ、また流動的な変形も認められることから、高温環境下にあったものと考えられる。特に、自形のカルサイト脈が存在していることから、TF-1断層はカルサイト晶出終了以降は活動していないものと考えられる。さらに、トレンチ調査の結果、TF-1断層はひん岩脈を切っている状況を確認している。
- (7) OF-4断層の薄片観察等によれば、鉱物を伴う比較的連続性の良い断層活動最新面が認められ、最新面より上盤側には細粒な変形ゾーンが確認される。細粒な変形ゾーン内には緑泥石が脈状に晶出しており、断層活動に伴う変形は確認されない。また、最新面の形成に伴う逆断層センスの変形構造を切るように晶出している。
- さらに、OF-4断層の最新面自体には、せん断面に垂直な方向に成長している熱水由来のスメクタイト脈及び緑泥石脈が晶出しており、いずれも変形は認められない。以上のことから、これらの鉱物の生成以降、OF-4断層の活動はなかったものと考えられる。
- (8) TF-1断層及びOF-4断層に生成している鉱物の生成環境を推定するため、カルサイトの流体包有物の均質化温度測定や他の鉱物の生成状況等について検討した。その結果、TF-1断層及びOF-4断層で確認された脈状のカルサイトや緑泥石等は前期白亜紀に終息した熱水活動により生成されたものであると考えられ、TF-1断層及びOF-4断層は前期白亜紀の熱水活動が終~~息~~して以降に活動していないと判断される。
- (9) 以上の結果、耐震重要施設を設置する地盤に確認される断層は、前期白亜紀の熱水活動が終息して以降は活動していないと考えられることから、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと評価した。

当初、申請者は、敷地に認められる断層の活動性の評価については、主として地質構造発達史の観点から、前期白亜紀中に終了した大島造山運動に伴う褶曲構

造と密接に形成された古い断層であることから、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと評価していた。

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

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

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

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

## 2. 地盤の支持

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

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

- (1) 設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定した地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロックあるいは杭を介して十分な支持性能を有する岩盤及び改良地盤に支持されるよう設計する方針とする。なお、改良地盤については、各種試験から物性値を設定し、十分な支持性能を有することを確認する。
- (3) 耐震重要施設については、当該施設の基礎形式及び施設規模等を踏まえ、原子炉建屋、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部を代表施設として選定した上で、これらの施設を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (4) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、原子炉建屋については、周辺の地質、振動方向等を考慮し、炉心を通り、褶曲軸に概ね平行及び直交する2断面を評価対象断面として選定した上で、二次元有限要素法により行った。また、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部については、延長の長い線状構造物であることから、置換コンクリート底面のせん断力及び防潮堤背面の土圧並びに地質等を主な観点とし、防潮堤の方向に直交する複数の評価断面候補を選定した上で、地震応答解析により防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部それぞれに評価断面として1断面を選定し、二次元有限要素法により行った。
- (5) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相の反転についても考慮した。また、地下水位については、原子炉建屋の地下水位は、「Ⅲ－1.2 耐震設計方針」で示す設計水位を参照の上、基礎版中央高さに設定し、それ以外の施設及び周辺地盤については、地表面に設定した。なお、基礎地盤のすべり評価に当たっては、地下水位以深の盛土・旧表土が入力地震動による繰り返しの振動により軟化し、強度が低下する可能性を考慮し、盛土・旧表土のすべり抵抗力に期待せず、岩盤部のみのすべりに対する安全性の検討を行った。
- (6) 動的解析の結果から得られた基礎底面における最大接地圧及び支持力試験の結果から得られた評価基準値は以下のとおりであり、いずれの施設も評価基準値を満足することを確認した。なお、防潮堤については、解析断面において、改良地盤支持部と岩盤支持部が存在することから、それぞれの部位において評価を実施した。
  - ・原子炉建屋最大接地圧：3.9N/mm<sup>2</sup>（評価基準値：13.7N/mm<sup>2</sup>）
  - ・防潮堤（盛土堤防）最大接地圧：改良地盤支持部 1.4N/mm<sup>2</sup>（評価基準値：

4.  $4\text{N}/\text{mm}^2$ ）、岩盤支持部  $2.9\text{N}/\text{mm}^2$ （評価基準値： $11.4\text{N}/\text{mm}^2$ ）
- ・防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部最大接地圧：改良地盤支持部  $1.3\text{N}/\text{mm}^2$ （評価基準値： $4.4\text{N}/\text{mm}^2$ ）、岩盤支持部  $6.7\text{N}/\text{mm}^2$ （評価基準値： $11.4\text{N}/\text{mm}^2$ ）
- (7) 動的解析の結果から得られた原子炉建屋、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の 1.5 を上回る。
- (8) 動的解析の結果から得られた基準地震動による原子炉建屋基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である  $1/2,000$  を下回る。なお、防潮堤（盛土堤防）及び防潮堤（鋼管式鉛直壁）一般部については、傾斜は津波防護機能に影響を及ぼすものではないことから、評価対象外とした。

規制委員会は、設計基準対象施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、解釈別記 1 の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・設計基準対象施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤（マンメイドロック、杭、改良地盤を含む）に設置すること
- ・耐震重要施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、評価基準値又は評価基準値の目安を満足していること

### 3. 地盤の変形

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

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

- (1) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック、杭を介して岩盤及び改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないが、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。
- (2) その際、液状化対策として、本発電所では、防潮堤下部の地盤改良等により地下水の流れが遮断され地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同

設備の効果が及ぶ範囲においてはその機能を考慮した設計用地下水位を設定する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定する。

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

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

- ・耐震重要施設は、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないが、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする方針としていること
- ・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること

### **Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）**

第5条は、設計基準対象施設について、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

#### **Ⅲ－3. 1 基準津波**

1. 地震に伴う津波
2. 地震以外の要因による津波
3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ
4. 基準津波の策定等

#### **Ⅲ－3. 2 耐津波設計方針**

1. 防護対象とする施設の選定方針



2. 基本事項
3. 津波防護の方針
4. 施設又は設備の設計方針

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### Ⅲ-3. 1 基準津波

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

規制委員会は、申請者が実施した津波評価の内容について審査した結果、本申請における基準津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せについて検討した上で、敷地に大きな影響を及ぼす地震による津波を複数選定し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を実施し、適切に策定されていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

#### 1. 地震に伴う津波

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

申請者は、地震に伴う津波評価について、以下のとおりとしている。

## (1) 検討波源の選定

- ① 敷地周辺の既往津波及び痕跡高等についての文献調査の結果、敷地周辺に影響を与えたと考えられる津波には、近地津波と遠地津波があり、近地津波については、日本海溝沿いの 869 年貞観の津波、1611 年慶長の津波、1896 年明治三陸地震津波、1933 年昭和三陸地震津波及び 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波がある。これらのうち、敷地に最も影響が大きい津波は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波である。また、869 年貞観の津波は、2011 年東北地方太平洋沖地震と同型のプレート間地震による津波とされており、宍倉ほか (2011) によれば、仙台平野及び石巻平野では、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波と同規模の浸水域であったとされているが、津波堆積物に関する文献調査において、菅原ほか (2011、2013) によれば、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波は、869 年貞観の津波とほぼ同等、もしくは上回っていたと考えられることを確認した。また、これ以外の近地津波では、千島海溝沿いの巨大地震による津波があるが、内閣府中央防災会議によるシミュレーション結果によれば、敷地への影響は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波より小さいことを確認した。さらに、遠地津波については、文献調査の結果、1960 年チリ地震による津波が敷地周辺の津波痕跡高として最大となるが、敷地への影響は 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波より小さいことを確認した。
- ② 文献調査の結果を踏まえ、検討波源としては、敷地への影響が大きいと考えられる日本海溝沿いで発生する東北地方太平洋沖型の地震 (869 年貞観の津波、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波)、津波地震 (1611 年慶長の津波、1896 年明治三陸地震津波) 及び海洋プレート内地震 (1611 年慶長の津波、1933 年昭和三陸地震津波) による津波を選定した。これらのうち、1611 年の津波については、プレート間地震における津波地震と海洋プレート内地震における正断層型の地震の波源モデルが提案されていることから、両方について検討を行うこととした。なお、海域の活断層については、既往津波の記録はないが、後期更新世以降の活動性を考慮している断層を選定して評価を行った。推定津波高は、阿部 (1989) の簡易予測式を用いて評価を行った結果、プレート間地震に起因する津波及び海洋プレート内地震に起因する津波を上回るものではないことを確認した。

## (2) 津波伝播の数値計算手法

- ① 津波に伴う水位変動の評価は、敷地前面海岸を評価対象とし、範囲内の最大値を評価するものとして、非線形長波理論に基づき、差分法による平



面二次元モデルによる津波シミュレーションプログラムを用いて実施した。なお、基準津波の策定のための敷地前面等における津波水位評価及び基準津波定義位置における津波水位評価では、潮位条件を考慮していない あゆかわ としては、気象庁鮎川検潮所における観測記録を用いて算定した朔望平均満潮位を適用した検討を実施した。また、2011年東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動を考慮し、敷地は一様に約1m沈下した状態として評価を行った。

- ② 津波シミュレーションに用いる数値計算モデルについては、計算領域は日本海溝沿い・千島海溝沿い南部の津波発生領域が含まれる範囲及び北海道・東日本沿岸からの反射波が発電所に与える影響を考慮して設定した。計算格子間隔は、最大2,500mから最小5mまで徐々に細かい格子サイズを設定した。
- ③ 津波シミュレーションの再現性については、評価の指標としては、相田(1977)による既往津波高と数値シミュレーションにより計算された津波高さとの比から求める幾何平均値 $K$ 及びばらつきを表す指標 $\kappa$ を用い、検討波源を用いた検証を行い、土木学会(2016)に基づく再現性の目安を満足することを確認した。

### (3) 地震に伴う津波評価

- ① 東北地方太平洋沖型の地震(プレート間地震)に起因する津波

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

- a. 基準断層モデル①

- a. 広域の津波特性を考慮した特性化モデルについては、すべり領域を内閣府(2012a)、Satake et al.(2013)及び杉野ほか(2013)を参考に、青森県東方沖及び岩手県沖北部～茨城県沖に設定した。地震規模は、断層面積から $M_w9.13$ とした。平均応力降下量は、杉野ほか(2014)を参考に3.26MPaとした。平均すべり量は、地震の

規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。すべり量の不均一性については、内閣府（2012b）で示されている大すべり域、超大すべり域の面積よりも大きい面積を示している杉野ほか（2014）を参考に、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の3倍、1.4倍、0.33倍に、面積をそれぞれ全体の面積の15%、25%、60%程度となるように設定した。超大すべり域、大すべり域の位置については、Seno（2014）を参考にした各領域の固着等に関する分析結果を踏まえ、超大すべり域は岩手県沖南部と宮城県沖に、大すべり域は超大すべり域を取り囲むように設定した。また、立ち上がり時間は60秒とした。

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

ウ. さらに、当該モデルの宮城県沖の大すべり域の位置を南北に約10km単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出した。

b. 基準断層モデル②

ア. 宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデルについては、すべり領域を地震調査研究推進本部（2012、2014、2019）と同様に、岩手県沖南部～茨城県沖に設定した。地震規模は、断層面積からMw9.04とした。平均応力降下量は、内閣府（2012b）を参考に3.13MPaとした。平均すべり量は、地震の規模に関するスケーリング則及び地震モーメントの定義式から算定した。すべり量の不均一性を考慮した超大すべり域、大すべり域の設定について、国内外の巨大地震の解析事例の調査に基づく内閣府（2012b）を参考に、すべり量はそれぞれ平均すべり量の4倍、2倍とした。位置及び面積については、内閣府（2012b）を踏まえ、超大すべり域、大すべり域の合計面積を全体の20%程度とすることを基本とし、杉野ほか（2013）で用いられているWu et al.（2012）による長周期地震動に基づいて設定された震源断層モデルのすべり分布の範囲と比較し、位置については同モデルと同等の宮城県沖に、面積については、内閣府（2012b）に示されている面積比率よりも大きくなるように設定した。また、立ち上がり時間は60秒とし

た。大すべり域・超大すべり域を設定することによる地震モーメントの調整は、宮城県沖の大すべり域の破壊特性を反映するため基本すべり域を含めた波源全体で調整した。設定した特性化モデルについては、2011年東北地方太平洋沖地震の地殻変動量を上回っているとともに、同地震の沖合いの観測波形及び津波水位を良好に再現できていることから、宮城県沖の大すべり域の破壊特性を適切に考慮していることを確認した。さらに、当該モデルの宮城県沖の大すべり域・超大すべり域の位置を南北に約10 km単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きいケースを抽出した。

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

c. 基準断層モデル③

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

d. 考慮する不確かさ

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

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

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

ていないことについて指摘した。

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

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

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

これに対して、申請者は、以下のとおり対応した。

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

## ② 津波地震（プレート間地震）に起因する津波

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

## ③ 海洋プレート内地震に起因する津波

海洋プレート内地震に起因する津波については、地震規模に関する知見の整理を行い、地震調査研究推進本部(2012,2019)等、及び2011年東北地方太平洋沖地震発生後の応力状態を考慮して、1933年昭和三陸地震津波を

再現するモデルのうち最大規模のもの(Mw8.35)を基本とし、津波波源についてはこれを上回る土木学会(2016)に基づくMw8.6にスケーリングしたモデルとした。すべり領域は波源モデルの南端が北緯約38°付近となるように設定した。不確かさを考慮したケースとして、土木学会(2002, 2016)及び地震調査研究推進本部(2014)を参考に、位置、走向、傾斜及び断層上縁深さについて変動させて、敷地への影響が最も大きくなる波源モデルを確認した。

#### ④ 地震に伴う津波の波源の選定

以上の検討結果から、地震に起因する津波のうち、敷地への影響が大きい津波波源として、東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波波源を選定した。なお、津波波源の選定に当たっては、防波堤の有無が基準津波の選定の評価に影響しないこともあわせて確認した。

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

- ① 津波堆積物調査を含む文献調査により、波源モデルの設定等に必要な検討波源の選定が適切に行われていること
- ② 津波計算の数値計算手法について再現性の確認が適切に行われていること
- ③ 東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波については、
  - ・申請時に考慮していた宮城県沖の大すべり域の破壊地域特性を考慮した特性化モデルに加え、広域の津波特性を考慮した特性化モデルを設定していること
  - ・広域の津波特性を考慮した特性化モデルについては、敷地を含む宮城県周辺において、2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の痕跡高よりも評価結果の方が大きく、保守的なモデルとなっていること
  - ・宮城県沖の大すべり域の破壊地域特性を考慮した特性化モデルについては、2011年東北地方太平洋沖地震の地殻変動量、沖合いの観測波形及び発電所の津波水位を良好に再現するモデルを設定した上で、既存の2011年東北地方太平洋沖地震の津波特性を再現するモデルと当該モデルとの断層面積の違いを考慮し、大すべり域・超大すべり域のすべり量を20%割増したモデルを設定していること。また、未知なる活分岐断層による地震や海底地すべりの発生を考慮し、海溝側のすべりを強調したモデルを設定していること
  - ・これらの特性化モデルは、最新の知見を踏まえ、大すべり域及び超大

すべり域の位置、面積、すべり量等について、不確かさを考慮して設定していること。大すべり域及び超大すべり域の位置については、宮城県沖の大すべり域の位置を 10km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きい位置を抽出していること

・敷地への影響が大きいパラメータについて検証した上で、詳細なパラメータスタディを行っていること

- ④ 津波地震による津波及び海洋プレート内地震による津波についても、最新の知見を踏まえ、津波波源及びその規模について保守性を考慮して設定するとともに、波源の位置、走向及び傾斜等、各種の不確かさを考慮して適切に評価していること

## 2. 地震以外の要因による津波

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

申請者は、地震以外の要因による津波評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査の結果、敷地周辺において、陸域及び海底での地すべり、斜面崩壊並びに火山現象による歴史津波の記録は認められなかった。
- (2) 防災科学技術研究所（2009）等によれば、敷地周辺陸域の海岸付近には大規模な地すべり地形及び斜面崩壊地形は認められなかった。
- (3) 日本海溝付近の海底地すべりについて、小平ほか(2012)では、2011 年東北地方太平洋沖地震を起因とする海底地すべりが発生していた可能性を示していることを踏まえ、海底地すべり地形を検討し、Watts et al. (2005)の予測式を用いて数値シミュレーションを実施した。その結果、地震に伴う津波を上回るものではないことを確認した。
- (4) この他の海底地すべりについては、文献調査に加え、敷地前面の音波探査による海底地形判読の結果、海底地すべりの可能性のある地形は認められないことを確認した。また、ハワイ付近に認められる海底地すべりによる津波についても、敷地への影響が小さいことを確認した。
- (5) 火山現象に起因する津波については、海上保安庁等によれば、敷地周辺及び敷地前面海域には、敷地に影響を及ぼす津波の要因となる海底火山は認められ

ないことから、敷地への影響は小さいことを確認した。  
(6) 以上の検討から、地震以外の要因による津波は、地震に伴う津波と比較して敷地への影響は十分に小さいと評価した。

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

### 3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ

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

申請者は、地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せについて、地震以外を要因とする津波については、地震に伴う津波のうち、東北地方太平洋沖型の地震による津波波源と比較して、敷地に及ぼす影響が十分に小さいと考えられること、また、地震に伴う津波の評価のうち、プレート間地震に起因する津波の評価においては、未知なる分岐断層の活動や海底地すべりの発生等の可能性を考慮していることから、これらの津波の組合せの必要はないとしている。

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

### 4. 基準津波の策定等

解釈別記3は、基準津波の時刻歴波形について、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、施設から離れた沿岸域における津波を用いることを要求している。また、基準津波による遡上津波は、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること、行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方及び解析条件の相違点に着目した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技

術的知見を基準津波の策定に反映することを要求している。さらに、砂移動の評価に必要な調査を行い、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積に対して取水口及び取水路の通水性が確保できることを要求している。

申請者は、基準津波の策定の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 基準津波は、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、敷地前面の沖合い約 10km の水深 100m 地点で定義した。
- (2) 津波シミュレーションによる計算の結果から、水位上昇側で敷地に最も影響のある波源モデルは、東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波のうち、基準断層モデル③による津波（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置、同時破壊、立ち上がり時間 60 秒）である。また、水位下降側で敷地に最も影響のある波源モデルは、東北地方太平洋沖型地震による津波のうち、基準断層モデル②による津波（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置、破壊開始点は超大すべり域の中央に配置、破壊伝播速度は 1.0 km/s、立ち上がり時間 60 秒）である。
- (3) 基準津波定義位置における上昇側の基準津波による最高水位は T. P. +8.63m、最低水位は T. P. -3.57m である。また、下降側の基準津波による最高水位は T. P. +6.61m、最低水位は T. P. -3.30 m である。
- (4) 基準津波の規模が敷地周辺における津波堆積物等から推定される津波の規模を超えていることについては、「1. 地震に伴う津波」において、基準断層モデル①は、敷地を含む宮城県周辺の痕跡高に対して計算値の方が大きく、保守的なモデルになっていることによって確認した。
- (5) 行政機関による既往評価との比較として、「1. 地震に伴う津波」において、基準断層モデル①は、内閣府（2012a）を踏まえて設定されており、必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映していることを確認した。
- (6) 基準津波に伴う砂移動の数値計算では、藤井ほか(1998)及び高橋ほか(1999)の方法を用いて砂の堆積厚を評価し、非常用海水ポンプの取水に支障が生じないことを確認した。

規制委員会は、本申請による基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、適切な位置で適切に時刻歴波形として策定されていること、基準津波による津波高さは、敷地周辺の津波堆積物調査結果及び行政機関が行った津波評価を上回っていること、また、基準津波による水位変動に伴う砂移動の評価が適切に行われていることから、解釈別記 3 の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、基準津波定義位置における基準津波による水位上昇側の年超



過確率は  $10^{-6}$ ～ $10^{-7}$  程度、水位下降側の年超過確率は  $10^{-3}$ ～ $10^{-4}$  程度としている。

### Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針

#### １．防護対象とする施設の選定方針

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

申請者は、設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類におけるＳクラスの施設を防護対象とする施設として選定する方針としている。これに加えて、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成２年８月３０日原子力安全委員会決定）に示された、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する設計上の考慮（自然現象に対する設計上の考慮）を参考にして、安全重要度分類におけるクラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器についても防護対象とする施設として選定する方針としている。また、上記以外のクラス３に属する構築物、系統及び機器は代替設備によって必要な機能を確保する等の対応を行うよう設計するとしている。

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

#### ２．基本事項

##### （１）敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置

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

- ① 敷地及び敷地周辺における地形、標高並びに敷地周辺における河川の存在
- ② 敷地における施設の位置、形状等
- ③ 敷地周辺における人工構造物等の位置、形状等

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

- ① 敷地は宮城県の女川町及び石巻市の牡鹿半島のほぼ中央東部に位置しており、敷地の北方約 17km のところに一級河川の北上川、牡鹿半島を流れる二級河川及び準用河川が複数あり、敷地に最も近い河川として、南方約 3km のところに二級河川の後川がある。
- ② 施設、設備が設置される敷地の高さは、主に O. P. +2.5m、O. P. +13.8m 及び O. P. +59m 以上の高さに分かれている。なお、敷地の高さについては、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴い生じた沈降を考慮している。
- ③ 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画として、原子炉建屋、タービン建屋及び制御建屋を O. P. +13.8m の敷地に設置する。屋外設備として、排気筒、海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクを O. P. +13.8m の敷地に、原子炉建屋と接続する海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクからの配管を敷設する地下構造物、排気筒連絡ダクトは O. P. +13.8m の敷地地下部に設置する。
- ④ 津波防護施設として女川湾に面した O. P. +13.8m の敷地前面に O. P. +29m を天端とする鋼管式鉛直壁と盛土堤防で構成される防潮堤を設置する。また、2 号炉海水ポンプ室スクリーンエリア及び 3 号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部並びに 2 号炉放水立坑及び 3 号炉放水立坑の開口部を取り囲むよう O. P. +13.8m の敷地面に O. P. +19m 又は O. P. +20m を天端とする防潮壁を、3 号炉海水熱交換器建屋取水立坑の開口部を取り囲むよう O. P. +14.0m の位置に O. P. +20m を天端とする防潮壁を設置する。さらに、1 号炉取水路及び 1 号炉放水路に取放水路流路縮小工（※<sup>3</sup>）を、取水口底盤に O. P. -6.3m を天端とする貯留堰を設置する。
- ⑤ 津波監視設備として原子炉建屋の屋上 O. P. +49.5m 及び防潮堤北側エリア O. P. +29.0m に津波監視カメラを海水ポンプ室補機ポンプエリア O. P. +2.0m の位置に取水ピット水位計を設置する。
- ⑥ 敷地内の防潮堤外側の遡上域の建物・構築物等として、O. P. +2.5m の敷地に放水口モニタ建屋、屋外電動機等点検建屋等がある。
- ⑦ 敷地内の港湾施設として物揚岸壁、防波堤がある。
- ⑧ 敷地外の港湾施設として女川港のほか、8 つの漁港があり、敷地周辺で最も規模の大きい女川港及び発電所に最も近い小屋取漁港には防波堤がある。
- ⑨ 敷地外の海上設置物として女川港及び小屋取漁港に係留船舶があり、女

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

川湾に養殖筏等がある。

- ⑩ 敷地周辺には民家、漁具、配電柱等がある。
- ⑪ 海上交通として本発電所沖合約 2km 及び 12km に航路がある。

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

## (2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

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

申請者は、以下のとおり遡上解析を実施するとしている。

### ① モデル

- a. 敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、解析上影響を及ぼす斜面、道路等を考慮してモデル化する。
- b. 津波の伝播経路上の人工構造物について、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物の設置状況を考慮してモデル化する。また、2011 年東北地方太平洋沖地震により被災した地域での防波堤及び防潮壁等の建設を目的とした復旧・改修工事計画を考慮する。なお、モデル化については、2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動等を反映する。
- c. 敷地沿岸域及び海域については、一般財団法人日本水路協会及び深浅測量等による地形データを使用する。また、陸域については 2011 年東北地方太平洋沖地震後に整備された国土地理院等による地形データを使用し、取水路及び放水路等の諸元、敷地標高については本発電所の竣工図等を使用する。なお、一般財団法人日本水路協会による地形データ及び本発電所の竣工図には、2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動等を反映する。

### ② 考慮事項

- a. 敷地前面、側面及びその周辺における津波の流向、流速及びそれらの経時変化を把握する。
- b. 敷地の地形、標高の局所的な変化等による遡上波の敷地への回り込みについて、敷地周辺の遡上域における津波の流向及び流速に留意した上で考慮する。
- c. 地震による液状化、流動化、すべり、標高変化を考慮する。
- d. 敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている箇所はない。
- e. 敷地の北方約 17km に位置する北上川、南方約 3km に位置する後川等、全ての河川は敷地と標高 100m 以上の山地を隔てた位置にあることから、これら河川における遡上波は敷地に影響しない。
- f. 揺すり込み及び液状化に伴う盛土・旧表土の変形及び沈下、本発電所港内の防波堤の損傷について検討し、検討結果に基づき解析条件を設定する。
- g. 遡上の可能性を検討するに当たって、初期潮位は、朔望平均潮位とし、潮位のばらつきについては遡上解析から算定した津波水位に加えることで考慮する（※<sup>4</sup>）。

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

### （3）入力津波の設定

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

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

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

価している。なお、基準津波策定位置と本発電所港口における時刻歴水位についても大きな差異はないと評価している。

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

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

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

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

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

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

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

#### (4) 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）

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

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

### ① 潮汐による水位変動

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

### ② 高潮による水位変動

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

### ③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響

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

規制委員会は、水位変動及び地殻変動について、申請者が、朔望平均満潮位を入力津波の上昇側水位変動に対して考慮し、朔望平均干潮位を入力津波の下降側水位変動に対して考慮するとともに、潮汐以外の要因の中で最も影響の大きな高潮による水位変動をハザードの評価に基づき保守的に評価すること、ま

た、地震に伴う地殻変動による沈降を上昇側の水位変動に対して考慮し、下降側の水位変動に対しては、地震に伴う地殻変動による沈降が余効変動として解消された場合も考慮する保守的な評価をすることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### 3. 津波防護の方針

#### (1) 津波防護の基本方針

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

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

- ① 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された敷地に基準津波による遡上波を到達又は流入させないように津波防護施設を設置する。また、取水路、放水路等の地下部を介して、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画に津波を流入させないように津波防護施設及び浸水防止設備を設置する。
- ② 取水施設、放水施設、地下部等については、漏水の可能性を考慮のうえ、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。
- ③ 建屋内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することを想定し、そこからの津波の流入に対して防護対象とする施設の安全機能が損なわれない設計とする。
- ④ 津波の引き波時の水位低下により非常用海水冷却系の取水性が損なわれないよう津波防護施設として貯留堰を設置する。
- ⑤ 津波の襲来等を監視できるよう津波監視設備を設置する。

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

規制委員会は、申請者の津波防護の基本方針が、敷地の特性に応じた方針で

---

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

あること及び申請者が、当該方針に基づく津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の配置を図面により示していることから、この方針が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## (2) 敷地への浸水防止（外郭防護1）

### ① 遡上波の到達、施設等への流入防止

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

申請者は、遡上波の到達、流入を防止するため、以下の方針を示している。

- a. 基準津波による遡上解析について、地震による地盤沈下量、水位変動等を初期条件として考慮して実施した。その結果、入力津波高さはO.P. +24.4m（敷地高さO.P. +13.8mに対する浸水深は11m程度）と設定する（※<sup>6</sup>）。
- b. 防護対象とする施設を内包する建屋が設置されている敷地は、入力津波高さO.P. +24.4mに対してその敷地高さがO.P. +13.8mであり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地前面にO.P. +29mを天端とする防潮堤を設置する。
- c. 津波が遡上する防潮堤外側のO.P. +2.5mの敷地に、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画はない。
- d. 屋外設備が設置されている敷地高さは、軽油タンクエリア、海水ポンプ室補機ポンプエリア、復水貯蔵タンク及び排気筒がO.P. +13.8m、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプがO.P. +2.0mであり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地前面にO.P. +29mを天端とする防潮堤を設置する。

規制委員会は、遡上波の到達、流入の防止の要求に対して、申請者が、基準津波による遡上域を把握するために実施した解析の結果に基づき、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された敷地に遡上波が到達しないよう津波防護施設を設置することとしており、これらの方針が

---

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



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

## ② 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

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

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

### a. 流入経路の特定

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

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

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

屋補機ポンプエリア床面、3号炉海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口が O.P. +2.0m に位置することから、流入経路として、3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア、3号炉海水熱交換器建屋取水立坑、3号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸、3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床面の開口部、3号炉海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口を特定した。

- ウ. 1号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、1号炉放水立坑の入力津波高さ O.P. +11.8m に対し、1号炉放水立坑の開口部が O.P. +14.0m に位置することから、流入経路として1号炉放水立坑の開口部を特定した。2号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、2号炉放水立坑の入力津波高さ O.P. +17.4m に対し、2号炉放水立坑の開口部が O.P. +14.0m、2号炉補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部が O.P. +11.4m に位置することから、流入経路として2号炉放水立坑の開口部、2号炉補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部を特定した。3号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析により評価を行い、3号炉放水立坑の入力津波高さ O.P. +17.5m に対し、3号炉放水立坑、3号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部が O.P. +14.0m に位置することから、流入経路として3号炉放水立坑、3号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部を特定した。
- エ. 屋外排水路から敷地地上部への津波の流入については、遡上解析により評価を行い、敷地北側の屋外排水路の入力津波高さ O.P. +24.4m 及び敷地南側の屋外排水路の入力津波高さ O.P. +24.4m に対し、屋外排水路が O.P. +2.5m に位置することから、流入経路として屋外排水路を特定した。

## b. 津波の流入防止対策

特定した経路から津波が流入することを防止するため、以下の対策を講じる。

- ア. 2号炉取水路からの津波の流入に対し、津波防護施設として、2号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、補機冷却系トレンチへのアクセス用入口、2号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸の開口部に浸水防止蓋、海水ポンプ室補機ポンプエリア床面の開口部に逆止弁付ファンネルを設置する。

イ. 1号炉取水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として、1号炉海水ポンプ室スクリーンエリアの開口部から津波が流入しないように、1号炉取水路内に取放水路流路縮小工を設置する。3号炉取水路からの津波の流入に対し、津波防護施設として、3号炉海水ポンプ室スクリーンエリア、3号炉海水熱交換器建屋取水立坑の開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、3号炉海水ポンプ室防潮壁内の揚水井戸、3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床面の開口部に浸水防止蓋、3号炉海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床面の開口部に逆止弁付ファンネル、3号炉海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口に水扉を設置する。

ウ. 1号炉放水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として、1号炉放水立坑の開口部から津波が流入しないように、1号炉放水路内に取放水路流路縮小工を設置する。2号炉放水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として2号炉放水立坑の開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、2号炉補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部に逆流防止設備を設置する。3号炉放水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として3号炉放水立坑の開口部を取り囲むように防潮壁、浸水防止設備として、3号炉補機冷却海水系放水ピットの開口部に浸水防止蓋を設置する。

エ. 屋外排水路からの津波の流入に対し、浸水防止設備として屋外排水路の防潮堤の横断部に逆流防止設備を設置する。

規制委員会は、申請者が、取水路、放水路等の開口部から防護対象とする施設を内包する建屋及び区画へ津波が流入する可能性を検討し、津波防護施設及び浸水防止設備を設置することにより津波の流入を防止することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### (3) 漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2）

#### ① 浸水対策

解釈別記3は、設置される設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、漏水の継続による浸水の範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、漏水箇所から浸水想定範囲内の経路を特定し、それらに対して浸水対策を施すことに

より、浸水範囲を限定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、浸水想定範囲を設定した上で、浸水対策を施す方針としている。

#### a. 浸水想定範囲

設置される設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、津波が取水口を通じて海水ポンプ室床面から流入する可能性があり、漏水が継続するものと仮定して、海水ポンプ室を浸水想定範囲として設定する。

#### b. 浸水対策

漏水の可能性のある経路として、海水ポンプ室床面に開口部が存在するため、これらに逆止弁付ファンネルを設置する。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設への漏水による影響を防止するため、海水ポンプ室を浸水想定範囲として設定した上で、浸水防止設備を設置し浸水範囲を限定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### ② 重要な安全機能を有する施設への影響評価

解釈別記3は、浸水想定範囲の周辺に重要な安全機能を有する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて同区画内の浸水量評価を実施して、重要な安全機能を有する設備への影響がないことを確認することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲である海水ポンプ室に津波防護対象設備である原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプを設置しているため、海水ポンプ室補機ポンプエリアのうち、原子炉補機冷却海水ポンプ（A）（C）室、原子炉補機冷却海水ポンプ（B）（D）室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室を防水区画化する方針としている。また、海水ポンプ室補機ポンプエリアに設置する逆止弁付ファンネルについて、漏水による浸水経路となる可能性があるため、浸水量を評価し、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプへの影響がないことを確認する方針としている。

規制委員会は、重要な安全機能を有する施設への影響評価について、申請者が、浸水想定範囲である海水ポンプ室補機ポンプエリアのうち、原子炉補機冷却海水ポンプ（A）（C）室、原子炉補機冷却海水ポンプ（B）（D）室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室、それぞれを防水区画化した上で、区画内の浸水量評価によって原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプへの影響がないことを確認する方針としており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### ③ 排水設備設置の検討

解釈別記3は、長期間の浸水が想定される浸水想定範囲には、排水設備を設置することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲における上記②の浸水量評価に基づき、長期間の浸水が想定される場合は、原子炉補機冷却海水ポンプ（A）（C）室、原子炉補機冷却海水ポンプ（B）（D）室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室に排水設備を設置する方針としている。

規制委員会は、申請者が、上記②の浸水量評価に基づき、長期間の浸水の有無に応じて排水設備を設置する方針としており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## （4）重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

解釈別記3は、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画について、浸水防護重点化範囲として明確化することを要求している。また、津波の流入による浸水範囲及び浸水量（※<sup>7</sup>）を保守的に想定した上で、耐震性の低い配管等の破断箇所から浸水防護重点化範囲への流入経路を特定し、それらに対して流入防止の対策を施すことにより、防護対象とする施設が津波による影響を受けない設計とすることを要求している。

申請者は、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画について、浸水防護重点化範囲として設定した上で、以下のとおり津波の流入防止対策を施す方針としている。

### ① 浸水防護重点化範囲の設定

（※<sup>7</sup>） 屋内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することによって、当該箇所から内部保有水及び津波による海水等が溢れ、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画に流入することを考慮した浸水範囲及び浸水量

津波に対する浸水防護重点化範囲として、原子炉建屋、制御建屋、海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア、復水貯蔵タンク、排気筒及び排気筒連絡ダクト並びに海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクから原子炉建屋に接続する配管を敷設する地下構造物を設定する。

## ② 浸水防護重点化範囲への流入量評価

浸水防護重点化範囲への津波の流入については、屋内配管の損傷による溢水及び浸水量並びに屋外配管や屋外タンクの損傷による溢水及び浸水量を以下のとおり検討し、浸水防護重点化範囲への流入経路を特定する。

### a. 屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

ア. タービン建屋内の主復水器エリアに流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲（原子炉建屋、制御建屋）が受ける影響を評価する。また、タービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチ及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室に流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲（原子炉建屋、制御建屋、海水ポンプ室補機ポンプエリア）が受ける影響を評価する。

イ. 地震に起因する、タービン建屋内の循環水系配管伸縮継手及び耐震性の低い配管の破断を想定し、当該箇所から循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止までに生ずる溢水量、保有水による溢水量の合計からタービン建屋内の浸水量を算定する。なお、循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる浸水量については、インターロック（原子炉スクラム及びタービン建屋復水器室の漏えい信号で作動）による循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる溢水量を算出する。また、地震に起因する、タービン補機冷却海水系配管（補機冷却系トレンチ及びタービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室に敷設している部分に限る。）及び耐震性の低い配管の破断を想定し、当該箇所からタービン補機冷却海水ポンプ停止及び同ポンプ吐出弁閉止までに生ずる溢水量、保有水による溢水量の合計からタービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチ及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の浸水量を算定する。なお、同ポンプの停止及び吐出弁の閉止までに生ずる浸水量については、インターロック（原子炉スクラム及びタービン補

機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチの漏えい信号又は原子炉スクラム及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の漏えい信号で作動)による同ポンプの停止及び吐出弁の閉止までに生ずる溢水量を算出する。

ウ. 循環水系配管の破断による津波の流入については、津波が襲来する前に復水器水室出入口弁を閉止するインターロック（原子炉スクラム及びタービン建屋復水器室の漏えい信号で作動）を設け、津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。また、タービン補機冷却海水系配管の破断による津波の流入については、津波が襲来する前にタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を閉止するインターロック（原子炉スクラム及びタービン補機冷却海水系配管を敷設する補機冷却系トレンチの漏えい信号又は原子炉スクラム及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の漏えい信号で作動）を設け、津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。

エ. 地震に起因する地下水の流入については、地震により揚水ポンプが停止することを想定し、建屋周囲の水位が建屋周辺の地下水位まで上昇するとして浸水量を評価する。

#### b. 屋外配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

ア. 海水ポンプ室循環水ポンプエリア内に流入した津波により浸水防護重点化範囲（海水ポンプ室補機ポンプエリア）が受ける影響を評価する。また、海水ポンプ室補機ポンプエリアのタービン補機冷却海水ポンプ室に流入した津波により浸水防護重点化範囲（海水ポンプ室補機ポンプエリアの原子炉補機冷却海水ポンプ室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室）が受ける影響を評価する。

イ. 海水ポンプ室循環水ポンプエリア内の循環水系配管伸縮継手及び海水ポンプ室補機ポンプエリア内のタービン補機冷却海水系機器・配管は、基準地震動による地震力に対し、バウンダリ機能を維持する設計とすることから、津波の流入は考慮しない。

ウ. 屋外タンクの損傷による溢水について、別途溢水に対する評価を実施する。

### ③ 浸水防護重点化範囲への流入防止対策

- a. **屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策**  
浸水防護重点化範囲への流入防止対策については、特定した経路に対して、タービン建屋と隣接する原子炉建屋及び制御建屋の境界に水密扉を設置するとともに、配管等の貫通部への止水処置等を実施する。
- b. **屋外配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策**  
浸水防護重点化範囲への流入防止対策については、特定した経路に対して、海水ポンプ室補機ポンプエリア周りに浸水防止壁を設置するとともに、軽油タンクエリアに浸水防止蓋の設置及び貫通部への止水処置を実施する。
- c. **地下水の浸水防護重点化範囲への流入防止対策**  
地震により揚水ポンプが停止し、原子炉建屋周囲の水位が地表面まで上昇するとして、原子炉建屋等の地下外壁に貫通部止水処置等を実施する。さらに、上記の貫通部止水処置等を実施したとしても、地震時における原子炉建屋等の地下外壁の貫通部等から地下水の流入を考慮し、浸水防護重点化範囲が受ける影響を評価する。
- d. **施設・設備の施工上生じうる隙間部に対する流入防止対策**  
施工上生じ得る建屋間の隙間部が津波及び溢水の流入経路となることを想定し、その隙間部に止水処置を実施する。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲としていること、浸水防護重点化範囲への流入量を評価していること、浸水防護重点化範囲への流入防止対策を施すことにより重要な安全機能を有する設備が津波等による影響を受けない設計としていることから、これらが解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## (5) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止

### ① 海水ポンプの取水性を維持する方針

解釈別記3は、基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能を維持できる設計であることを要求している。

申請者は、非常用海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。



a. 水位低下に対する非常用海水ポンプの機能維持

引き波による水位低下時において非常用海水ポンプの機能が維持できるように、取水口底盤前面に貯留堰を設置する。

b. 循環水ポンプの運用

循環水ポンプと非常用海水ポンプは隣設していることから、引き波時の水位低下を抑制し非常用海水ポンプの取水量を確保するために循環水ポンプを停止する手順を整備する。

規制委員会は、申請者が、引き波による水位低下時において非常用海水ポンプの機能を維持できる設計とすること及び隣設している循環水ポンプを停止して非常用海水ポンプの水位低下を抑制する運用とすることから、これらが解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認

解釈別記3は、基準津波による水位変動に伴う取水口付近の砂の移動及び堆積並びに漂流物について評価することを要求している。また、原子炉補機冷却海水系は、砂の移動及び堆積並びに漂流物に対して通水性を確保できること、砂の混入に対して機能を維持できることを要求している。

申請者は、取水口前面の砂の移動及び堆積並びに取水口付近の漂流物の評価並びに原子炉補機冷却海水系の機能が維持できることについて、以下のとおりとしている。

a. 取水口付近の砂の移動及び堆積

基準津波による砂移動解析を実施した結果、取水口前面における砂の堆積が少ないことから取水路は閉塞しない。

b. 砂の混入に対する海水ポンプの機能維持

非常用海水ポンプは砂が混入しても軸受が固着しにくい構造とする。具体的には、取水時に砂がポンプの軸受に混入したとしても、約4.5mm（原子炉補機冷却海水ポンプ）、約2.5mm（高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ）の異物逃がし溝から排出される構造とする。一方で、本発電所付近の砂の平均粒径が約0.2mmで、数mm以上の砂は僅かであ

り、海水ポンプ室内に流入した津波の流速に対し、数 mm 以上の砂は浮遊しにくいことから、大きな粒径の砂はほとんど混入せず、非常用海水ポンプの取水機能は維持できる。

### c. 取水口付近の漂流物

基準津波に伴う取水口付近の漂流物について、以下のとおり非常用海水ポンプの取水性に影響を与えないと評価している。

ア. 津波の数値解析の結果及び 2011 年東北地方太平洋沖地震の被害実績を踏まえ、津波の流速、流向を考慮し、本発電所敷地内及び本発電所西側の女川港を含む範囲で漂流物となる可能性のある施設、設備等を調査して抽出する。

イ. 上記ア. について、地震で倒壊する可能性のあるものは倒壊するものとみなして漂流物を抽出する。

ウ. 地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等を保守的に考慮する。

エ. これらの結果、本発電所敷地内で漂流物となる可能性があるものとして、津波が遡上する護岸部にある鉄骨造建物、屋外中継盤、車両等を抽出した。これらの設置位置及び津波の流向を踏まえると、漂流物が取水口に到達する可能性があるが、取水口呑口が十分に大きいことから取水口が閉塞することはなく、通水性は確保できる。なお、上記以外に本発電所敷地内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船等が挙げられるが、津波警報等発表時に緊急退避するため漂流物とならない。

オ. 本発電所敷地外で漂流する可能性があるものとして、車両、コンテナ・ユニットハウス、小型船舶、油槽所のタンク、がれき及び本発電所港湾近傍で航行不能となった漁船等を抽出したが、取水口呑口が十分に大きいことから取水口が閉塞することはなく、通水性は確保できる。

なお、審査の過程において、申請者は、漂流物評価について、2011 年東北地方太平洋沖地震により敷地内に到達した漂流物の実績を考慮した上で、津波の影響を受ける場所に設置している施設・設備そのものの比重が海水の比重より小さい物を漂流物として抽出する方針としていた。

これに対して規制委員会は、<sup>みなみさんりく</sup>南三陸<sup>けせんぬま</sup>南三陸町、<sup>けせんぬま</sup>気仙沼<sup>けせんぬま</sup>気仙沼市の港湾部においても 2011 年東北地方太平洋沖地震による漂流物が報告さ

れていることから、これらの港湾部における漂流物の実績を調査した上で、漂流物の抽出の網羅性を示すこと、また、女川町で4階建ての鉄筋コンクリート造建物が約70m漂流したことから、敷地内の鉄筋コンクリート造建物において開口部から天井まで空気が溜まるとした場合の浮力を考慮した漂流物評価を行うことを求めた。

これに対し申請者は、南三陸町、気仙沼市等における漂流物の調査を実施し、抽出した漂流物と差異がなく、抽出した漂流物が網羅されていることを示した。また、敷地内の鉄筋コンクリート造建物に対しても浮力を考慮した漂流物評価を実施し、漂流しないことを示した。

規制委員会は、申請者が、基準津波による取水口前面の砂の移動、堆積及び非常用海水ポンプへの砂の混入並びに取水口付近の漂流物の影響を評価し、それらの結果を踏まえ原子炉補機冷却海水系の機能を維持できることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

#### (6) 津波監視

津波ガイドでは、津波監視設備を設置して敷地への津波の襲来を確実に監視できることを確認するとしている。

申請者は、津波監視設備として、原子炉建屋の屋上 O.P. +49.5m、防潮堤北側エリア O.P. +29.0m の位置に津波監視カメラを、海水ポンプ室補機ポンプエリア O.P. +2.0m に取水ピット水位計を設置するとしている。津波監視カメラは昼夜問わず監視できる設計、取水ピット水位計は測定範囲 (O.P. -11.25m～+O.P. 19.00m) として上昇側 (寄せ波) 及び下降側 (引き波) の津波高さを計測し、いずれも中央制御室から監視できる設計としている。

規制委員会は、津波監視について、申請者が、敷地への津波の襲来を昼夜問わず原子炉制御室から監視できるカメラを設置すること、また、上昇側及び下降側の津波高さを原子炉制御室から計測できる取水ピット水位計を設置することにより、敷地への津波の襲来を監視できる方針としていることから、津波ガイドを踏まえていることを確認した。

#### 4. 施設又は設備の設計方針

津波ガイドでは、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の設計方針を確認するとしている。

## (1) 津波防護施設の設計

解釈別記3は、津波防護施設について、侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性も考慮した上で、入力津波に対して津波防護機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波防護施設（防潮堤、防潮壁、取放水路流路縮小工及び貯留堰）について、侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性及び止水性も考慮した上で、入力津波に対して津波防護機能が維持できるよう設計するとしている。

防潮堤、防潮壁、取放水路流路縮小工等に作用する荷重の組合せは、漂流物による荷重、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波の荷重を適切に組み合わせるとしている。また、許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して津波防護機能が維持できるよう設定するとしている。

### ① 防潮堤

申請者は、防潮堤について、以下のとおり設計する方針としている。

- a. 防潮堤として、鋼管杭を基礎構造とし鋼管と遮水壁による上部構造とした鋼管式鉛直壁及びセメント改良土による盛土堤防を設置する。
- b. 防潮堤においては、十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。

### ② 防潮壁

申請者は、防潮壁について、以下のとおり設計及び運用する方針としている。

- a. 防潮壁として、鋼管杭とフーチングによる基礎又は既存の躯体に支持され、上部を鋼板、鋼桁又はコンクリート製の遮水壁とした構造を設置する。
- b. 防潮壁においては、十分な支持性能を有する岩盤又は既存の躯体に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。
- d. 防潮壁鋼製扉については、原則閉運用とするが、開放後の確実な閉止操

作の手順を整備する。

### ③ 取放水路流路縮小工

申請者は、取放水路流路縮小工について、以下のとおり設計する方針としている。

- a. 取水路、放水路から津波が敷地へ流入することを防止するため、1号炉取水路及び1号炉放水路内にコンクリート製の取放水路流路縮小工を設置する。
- b. 取放水路流路縮小工においては、十分な支持性能を有する岩盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 取放水路流路縮小工の設置により、1号炉に悪影響を与えない設計とする。

なお、審査の過程において、①防潮堤（鋼管式鉛直壁及び盛土堤防）の構造成立性、止水性の確保、②杭基礎構造の防潮壁の構造成立性が主な論点となった。それらについて以下に示す。

- ① 申請者は、防潮堤（鋼管式鉛直壁）の構造成立性、止水性の確保について、岩盤上の盛土・旧表土の上部に改良地盤、背面補強工を設置し、鋼管杭及び遮水壁を支持する構造とし、地震時に盛土・旧表土に液状化等による不等沈下が生じたとしても、長杭を岩盤に支持させることで構造成立性を確保し、短杭については、岩盤に支持させず、盛土・旧表土の変位に追従させる構造とし、鋼管杭の周囲に粘性土の長期圧密沈下対策用のシート（以下「NFシート」という。）を施工することで、盛土・旧表土の不等沈下に、改良地盤を含む防潮堤の上部構造が追従し、津波の流入経路が生じず止水性を確保する設計としていた。

また、防潮堤（盛土堤防）の構造成立性、止水性の確保について、岩盤上の盛土・旧表土の上部にセメント改良土を設置する構造とし、地震時に盛土・旧表土の不等沈下が発生したと仮定しても、セメント改良土が変位に追従するため、構造成立性、止水性が確保される設計としていた。

これに対して規制委員会は、鋼管式鉛直壁について止水性確保の観点から、盛土・旧表土が地震時に不等沈下し、用途が異なるNFシートが機能しなかった場合には、改良地盤を含む防潮堤の上部構造と盛土・旧表土との間に間隙が生じ津波の流入経路となる可能性があることから、NFシートが確実に機能することを実証試験等で確認することを求めた。また、盛土堤防について構造成立性の確保の観点から、盛土堤防下部の盛土・旧表土が

地震時に不等沈下した場合に生じる変状を把握するため、3次元的な広がりを考慮した沈下量を詳細な解析等で確認することを求めた。

これに対し申請者は、実証試験、詳細な解析等で追加的に検討するのではなく、止水性及び構造成立性の抜本的な改善をはかるため、防潮堤直下の盛土・旧表土を地盤改良し、不等沈下をしない構造とするとともに、支持地盤のすべり安定性を確保するため鋼管式遮水鉛直壁の海側前面に施設として置換コンクリートを設置する方針を示した。

- ② 申請者は、杭基礎構造の防潮壁の構造成立性について、フーチング基礎に設置したH型の鋼製支柱間にプレキャストコンクリート（以下「PC」という。）パネルを多層に分割してはめ込むPCパネル遮水壁を採用し、PCパネルと鋼製支柱の間は止水性を兼ねたゴム支承を介してボルトで固定し支持する構造とし、さらに、上下のPCパネル間に止水性を兼ねたゴム支承を設置することで、遮水壁の変形によってPCパネル間に生じる相対変位に対して追従性を確保する方針としていた。

これに対して規制委員会は、止水性、支持性、変位追従性を同時に担うゴム支承の採用は先行実績がなく、振動性状が把握できていないこと、かつ、適用できる規格基準がないことから、構造及び設計の成立性について振動試験等で確認することを求めた。

これに対し申請者は、振動試験等で追加的な検討をするのではなく、構造及び設計の成立性の抜本的な改善をはかるため、PCパネル遮水壁を取りやめ、先行実績のある構造として、鋼製遮水壁を採用するとともに、支柱と鋼板をボルトで接合し、遮水壁間の継ぎ手部に止水性及び変位追従性のある止水ゴムを設置する方針を示した。

規制委員会は、津波防護施設の設計について、申請者が、防潮堤、防潮壁、取放水路流路縮小工等に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を考慮して許容限界を設定することにより入力津波に対して津波防護機能を維持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## （2）浸水防止設備の設計

解釈別記3は、浸水防止設備について、浸水時の荷重等に対する耐性を評価し、越流時の耐性も考慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、浸水防止設備（逆流防止設備、水密扉、浸水防止蓋、浸水防止壁、逆止弁付ファンネル及び貫通部止水処置）について、浸水時の荷重等に対する耐性を評価し、浸水防止機能が維持できるよう設計するとしている。

浸水防止設備に作用する荷重の組合せは、漂流物による荷重、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波の荷重を適切に組み合わせるとしている。許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して浸水防止機能が維持できるよう設定するとしている。また、浸水防止設備のうち水密扉及び浸水防止蓋は、確実に閉止できる手順を整備する方針としている。

規制委員会は、浸水防止設備の設計について、申請者が、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を考慮して許容限界を設定すること並びに水密扉及び浸水防止蓋について津波の襲来時に確実に閉止できる手順を整備することにより入力津波に対して浸水防止機能を維持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### **（３）津波監視設備の設計**

解釈別記3は、津波監視設備について、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）を受けにくい位置への設置又は影響の防止、緩和等の対策を検討した上で、津波監視機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波監視カメラ及び取水ピット水位計について入力津波に対して波力及び漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、津波監視機能を維持できるよう設計するとしている。また、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せを考慮するとしている。

規制委員会は、津波監視設備の設計について、申請者が、津波の影響を受けにくい位置に設置すること及び設備に作用する荷重を適切に組み合わせることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### **（４）津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対する設計**

解釈別記3は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計について、津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対して十分な余裕を考慮して設計する方針であることを要求している。

申請者は、津波防護施設、浸水防止設備の設計について、以下の方針としている。また、津波による荷重の設定において、津波の数値解析に含まれる不確かさ等を考慮する方針としている。

- ① 各施設、設備に作用する荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）に対して、十分な余裕を考慮して設計する。
- ② 基準津波と余震とが重なる可能性を検討し、余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。余震による荷重については、基準津波の最大水位が発生する時間帯に起きる余震を全ての周期において包絡する地震動を弾性設計用地震動の中から設定する。
- ③ 入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討する。

規制委員会は、申請者が、津波荷重の設定において不確かさを考慮すること、余震による荷重を適切に組み合わせること、津波の繰り返し作用を検討することなどにより、十分な余裕を考慮し津波防護施設及び浸水防止設備を設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

#### **（５）漂流物による波及的影響に対する設計**

解釈別記3は、発電所敷地内及び近傍における漂流物が、津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を与えないよう、漂流物の発生を防止する措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響を防止する措置を要求している。

申請者は、「3.（5）②津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認」において検討した漂流物のうち、最も重量が大きい総トン数19t（排水トン数57t）の漁船による荷重と入力津波による荷重の組合せを考慮することで、津波防護施設及び浸水防止設備が入力津波による波力及び漂流物の衝突力に対して十分耐える構造として設計する方針としている。また、港湾内に停泊する燃料等輸送船、作業船、貨物船等については、津波警報等が発表された場合において、荷役作業等を中断し、必要に応じ固縛等の措置を講じた上で、陸側作業員を退避させるとともに、緊急離岸する船側との退避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備して、緊急離岸を的確に実施することにより漂流物としないとしている。

規制委員会は、漂流物による波及的影響について、申請者が、荷重の組合せを考慮して津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう設計することとしており、この方針が解釈別記3の規定に適合してい



ること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。また、本発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船等については、津波襲来時に退避する手順を整備して的確に実施することにより、漂流物としないことを確認した。

### **Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）**

第6条の規定は、設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。以下本節において同じ。）及びその組合せ（地震及び津波を含む。）並びに人為事象（故意によるものを除く。以下本節において同じ。）により、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することなどを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

#### **Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出**

1. 自然現象の抽出
2. 人為事象の抽出

#### **Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針**

- Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針
- Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針

#### **Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ**

- Ⅲ－４．４ 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### **Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出**

安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る外部事象として、自然現象及び人為事象を抽出する必要がある。

#### **1. 自然現象の抽出**

自然現象に対する設計方針を検討するためには、自然災害や自然現象の知見・

情報を収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に加え、当該自然現象に関連して発生する可能性がある自然現象も含めて、抽出する必要がある。

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき自然現象の知見・情報を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る個々の自然現象として、竜巻、火山の影響、森林火災、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り、高潮及び洪水を抽出している。

また、これらの自然現象ごとに、関連して発生する可能性がある自然現象も含めている。

規制委員会は、申請者による自然現象の抽出が、自然災害や自然現象に関する国内外の知見・情報を収集し、設置許可基準規則解釈に具体的に例示したもの及び個々の自然現象に関連して発生する可能性があるものを含めた自然現象を検討対象とした上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、客観的な選定基準に基づき安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

## 2. 人為事象の抽出

人為事象に対する設計方針を検討するためには、人為事象に関する知見・情報を収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出する必要がある。

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき人為事象の知見・情報を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下）及びダムの崩壊を抽出している。

規制委員会は、申請者による人為事象の抽出が、人為事象に関する国内外の知見・情報を収集し、設置許可基準規則解釈に具体的に例示したものを含めた人為事象を検討対象とした上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、客観的な選定基準に基づき安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出していることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

## **Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針**

発電用原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき外部事象（設計上考慮すべき自然現象及び設計上考慮すべき人為事象をいう。）によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象について、自然現象ごとに発電用原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に対する設計方針について、竜巻については「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」、森林火災については外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り、高潮及び洪水（以下「その他自然現象」という。）については「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」において記載している。

また、申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の２．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象について、人為事象ごとに発電用原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき人為事象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象に対する設計方針について、爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスについては外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下）及びダムの崩壊（以下「その他人為事象」という。）については「Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針」において記載している。

### **Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針**

第６条第１項及び第２項の規定は、想定される自然現象（竜巻）が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。

規制委員会は、竜巻に対する防護に関して、以下の項目について審査を行った。

- １．設計上対処すべき施設を抽出するための方針
- ２．発生を想定する竜巻の設定
- ３．設計荷重の設定
- ４．設計対処施設の設計方針
- ５．竜巻随伴事象に対する設計対処施設の設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

竜巻に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、竜巻に対してその施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある施設（以下本節において「竜巻防護対象施設」という。）及び竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分して抽出した上で、設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

### （1）竜巻防護対象施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

その上で、竜巻防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1、クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建屋を抽出する方針としている。これらの抽出した施設について、屋外施設、外気と繋がっている施設及び外殻となる施設による防護機能が期待できない施設に整理し、設計対処施設としている。

なお、建屋に内包され防護される設備及び代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持される設備については、竜巻による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による竜巻防護対象施設を抽出するための方針が安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえて竜巻から防護すべき設備を抽出していることを確認した。

### （2）竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を、倒壊による機械的影響の観点及び付属設備の破損等による機能的影響の観点から抽出する方針としている。

規制委員会は、申請者が竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針について、安全機能への影響を網羅的な観点で検討するものであることを確認した。

なお、竜巻防護対象施設への竜巻による影響として飛来物によるものもあるが、この点については「3.（1）設計竜巻荷重の設定」にて記載している。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計対処施設を抽出するための方針が、竜巻防護対象施設と竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分した上で、それぞれについて安全機能への影響を網羅的に検討し、抽出するものであることを確認した。

## 2. 発生を想定する竜巻の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、発電所敷地への襲来を想定する竜巻（以下「設計竜巻」という。）を設定することが必要である。竜巻ガイドは、この設定について、竜巻発生観点から、発電所が立地する地域及び類似の気象条件等を有する地域（以下「竜巻検討地域」という。）を設定した上で、竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて設計対処施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻（以下「基準竜巻」という。）を設定することを示している。さらに、発電所が立地する地域の特性等を踏まえて基準竜巻に対して最大風速を割り増す必要性を検討した上で、設計竜巻を設定することを示している。

### （1）竜巻検討地域の設定

申請者は、本発電所が立地する地域と気象条件の類似性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定している。

### （2）基準竜巻の最大風速の設定

申請者は、基準竜巻の最大風速の設定に当たり竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、過去に発生した竜巻による最大風速（ $V_{B1}$ ）と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（ $V_{B2}$ ）を求め、その結果、大きい方を基準竜巻の最大風速として設定している。

具体的には  $V_{B1}$  として竜巻検討地域で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール3（風速70～92m/s）の最大値（92m/s）を選定している。 $V_{B2}$ として、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率  $10^{-5}$  に相当する風速（86.7m/s）を選定している。その上で、 $V_{B1}$  と  $V_{B2}$  を比較し、大きい方の  $V_{B1}$  を基準竜巻の最大風速として設定している。

### （3）設計竜巻の最大風速等の設定

申請者は、設計竜巻の最大風速の設定に当たり本発電所の地形等を踏まえれば基準竜巻の最大風速を割り増す必要はないが、将来の竜巻発生に関する不確実性を踏まえ、基準竜巻の最大風速を安全側に切り上げて設計竜巻の最大風速

(100m/s) とするとしている。また、設計竜巻の最大接線風速等の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会 (NRC) の基準類を参考とするとしている。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計竜巻の設定が竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、保守性を考慮したものであることを確認した。

### 3. 設計荷重の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、設計竜巻による荷重（以下「設計竜巻荷重」という。）とその他の荷重を適切に組み合わせた荷重（以下「設計荷重」という。）を設定することが必要である。

#### (1) 設計竜巻荷重の設定

申請者は、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻荷重としては、風圧力による荷重、設計対処施設内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を設定している。このうち飛来物の衝撃荷重の設定に当たっては、本発電所構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、運動エネルギー及び貫通力の大きさから設計上考慮すべき飛来物（以下「設計飛来物」という。）を設定している。その上で、衝突時に設計対処施設に与えるエネルギーが設計飛来物によるものより大きくなるものについては、固定、固縛等により確実に飛来物とならないようにする運用としている。

規制委員会は、風圧力による荷重、設計対処施設内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。また、飛来物の衝撃荷重の設定において、飛来物となり得るものを現地調査等により網羅的に抽出した上で設計飛来物を選定していること、飛来物の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物より大きくなる場合には固縛等の飛来物発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

#### (2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

申請者は、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定に当たり、設計対処施設に常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせるとしている。

また、竜巻と同時に発生し得る自然現象による荷重については、竜巻と同時に発生し得る自然現象が与える影響のモードを踏まえた検討により、設計竜巻荷重に包絡されるとしている。

さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者が、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重を設定していることについて、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。

なお、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－４．４ 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮」で記載している。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計竜巻荷重とその他の荷重を適切に組み合わせたものであることを確認した。

#### 4. 設計対処施設の設計方針

設計対処施設については、設計荷重に対してその構造健全性が維持され、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれない設計とすることが必要である。

申請者は、以下のとおり、竜巻に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないように設計するとしている。

##### (1) 屋外の竜巻防護対象施設（竜巻防護対象施設を内包する施設も含む）

屋外の竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ竜巻防護ネット等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

##### (2) 外気と繋がっている建屋内の竜巻防護対象施設

外気と繋がっている建屋内の竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ防護鋼板の設置等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

##### (3) 外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設

外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。設計飛来物の衝突により、開口部の開放又は開口部建具の貫通が発生することを考慮し、開口部建具の補強等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

##### (4) 竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設

竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても竜巻防護対象施設に影響を与えないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて設計対処施設に対して防護対策を講じることにより、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

## 5. 竜巻随件事象に対する設計対処施設の設計方針

竜巻に伴い発生が想定される事象（以下「竜巻随件事象」という。）の考慮については、竜巻ガイドにおいて、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれない設計とすることを示している。

申請者は、竜巻随件事象として、過去の他地域における竜巻被害状況及び本発電所のプラント配置から想定される事象として、火災、溢水及び外部電源喪失を抽出している。

火災については、屋外にある危険物貯蔵施設等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護対象施設の許容温度を超えないように必要に応じて防護対策を講じる方針としている。

なお、詳細については、「Ⅲ－4. 2. 3 外部火災に対する設計方針」にて記載する。

また、建屋内に竜巻防護対象施設が設置されている区画の開口部には飛来物が侵入することによる火災の発生を防止するための防護鋼板等の竜巻防護対策を講じる方針としている。

溢水については、屋外タンク等からの溢水を想定し、溢水源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえた影響評価を行った上で、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないよう必要に応じて防護対策を講じる方針としている。なお、詳細については、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」にて記載する。

外部電源喪失については、竜巻防護対象施設として抽出される非常用ディーゼル発電機の安全機能が損なわれないように防護する設計とする方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、危険物貯蔵施設等と竜巻防護対象施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、竜巻随件事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随件事象に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

### **Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針**

第6条第1項及び第2項の規定は、想定される火山事象が発生した場合において



も安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出
2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価
3. 個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価
4. 火山活動に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針
5. 降下火砕物による影響の選定
6. 設計荷重の設定
7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針
8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

火山ガイドは、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、地理的領域にある第四紀火山の完新世における活動の有無を確認するとともに、完新世に活動を行っていない火山については過去の活動を示す階段ダイアグラムを作成し、将来の火山活動可能性が否定できない場合は、個別評価対象とすることを示している。

申請者は、本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査等の結果より、敷地から半径 160km の地理的領域内にある 31 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として、鳥海山、栗駒山、肘折カルデラ、鳴子カルデラ、蔵王山、吾妻山、安達太良山及び磐梯山の 8 火山を抽出した。
- (2) 完新世に活動を行っていない火山については、階段ダイアグラムを作成し、最後の活動終了からの期間が全活動期間より長いこと、または又は、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことから 20 火山を原子力発電所に影響を及ぼし得る火山ではないと評価した。また、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より短いことから、将来の活動可能性が否定できない火山として焼石岳、月山及び笹森山の 3 火山を抽出した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出は、火山ガイドを踏まえたものであり、完新世における活動の有無及び階段ダイアグラムの作成等により火山活動履歴を評価して行われていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が完新世に活動を行っていない火山のうち 20 火山を原子力発電所に影響を及ぼし得る火山ではないとする評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、最後の活動終了からの期間が全活動期間又は過去の最大休止期間より長いことによる評価であることから、妥当であると判断した。

## 2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

火山ガイドは、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山について、原子力発電所の運用期間における火山活動の可能性を総合的に評価し、可能性が十分小さいと判断できない場合は、設計対応が不可能な火山事象が運用期間中に原子力発電所に影響を及ぼす可能性の評価を行うことを示している。

申請者は、本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山（11 火山）と敷地との位置関係より、敷地まで十分に離隔距離があることから、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、本発電所敷地に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (2) 新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地から火山フロントまでの距離は約 60 km であり、敷地周辺では第四紀の火山活動は確認されていないことから、敷地において発生する可能性は十分に小さいと評価した。
- (3) 火砕物密度流については、各火山の火砕物密度流を伴う火山事象の活動履歴及び過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検討した結果、焼石岳については活動履歴及び噴出物に関する文献調査結果から、火砕物密度流の発生は認められないこと、また、それ以外の火山については、火砕物密度流の到達範囲が山体周辺に限られ、敷地から十分に離れていることから、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (4) このように、本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価を行った結果、既往最大規模の噴火を考慮しても、設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、活動履歴の把握等に基づき適切に実施されていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が本発電所の運用期間に設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいとする評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊は、敷地まで十分に離隔距離があることから敷地に到達しないこと、新しい火口の開口及び地殻

変動は、敷地周辺では第四紀の火山活動が確認されておらず敷地において発生しないこと、並びに、火砕物密度流については、敷地周辺までの到達が認められないことから、妥当であると判断した。

### 3. 個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価

火山ガイドは、原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合に原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を原子力発電所との位置関係から抽出し、各火山事象に対する設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うことを示している。

申請者は、設計対応可能な火山事象の影響評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については、文献調査の結果、敷地までの離隔距離及び敷地の地形条件から、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (2) 降下火砕物については、文献調査結果、地質調査結果及び敷地と各火山との位置関係も含めて検討した結果、敷地に影響を及ぼす可能性があるものとして、以下のとおり、評価対象となる給源火山を抽出した。
  - ① 文献調査の結果、町田・新井（2011）、宍倉ほか（2007）等によれば、敷地及び敷地周辺に降灰した可能性のあるテフラは、ひじおりおぼなざわ とわだ 肘折尾花沢、はるなふたつだけい かほ さおうかわさき なるこやなぎさわ なるこにさか なるこいちほさま あだちめで 十和田 a、榛名二ツ岳伊香保、蔵王川崎、鳴子柳沢、鳴子荷坂、鳴子一迫、安達愛島等が挙げられるが、その層厚はいずれも敷地付近で数cm以下とされる。地質調査の結果、敷地内においては、最大層厚 6 cmの十和田を給源とする十和田 a と、10 cmの肘折カルデラを給源とする肘折尾花沢が確認された。
  - ② さらに、敷地における降下火砕物の層厚を検討するため、数値シミュレーションを行うこととし、以下の条件を満たす対象火山を抽出した。
    - a. 敷地内及び敷地周辺において、降下火砕物の分布状況を調査し、その分布状況が広がりをもっている降下火砕物の給源火山
    - b. 原子力発電所に影響を及ぼし得る 11 火山及び十和田について火山タイプを確認し「溶岩卓越タイプ」と判断される火山以外の給源火山
- (3) 上記（2）の検討から、評価対象火山として、鳴子カルデラ、蔵王山、肘折カルデラ及び十和田を抽出し、これらの火山について不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した結果、敷地における最大の層厚となる降下火砕物

は、鳴子カルデラを給源とする鳴子荷坂テフラの 12.5 cm であった。

- (4) 鳴子荷坂テフラの層厚の評価に当たっては、文献調査の結果、町田・新井(2011)に示される鳴子荷坂テフラの等層厚線は複数の噴火による層厚であり、1回のシミュレーションにおいて再現は困難であることから、露頭調査及び文献調査により、各噴火の等層厚線図及び再現可能な噴出量を算出し、それらを合算した噴出量として  $3.33 \text{ km}^3$  を設定した上で、不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した。
- (5) 上記(2)～(4)の検討から、敷地における降下火砕物の最大層厚を 15cm と設定した。降下火砕物の密度は、文献調査を踏まえた湿潤密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$ 、粒径は顕微鏡観察の結果 0.25 mm 以下と設定した。

当初、申請者は、設計上考慮する降下火砕物の層厚を検討するために~~この数値シミュレーションについては~~、建設時の敷地における地質調査結果で確認された降下火砕物のうち、層厚が厚く、かつ、敷地からの距離が近い~~十和田及び~~肘折カルデラを対象に~~数値シミュレーションを~~実施した上で、層厚については、文献調査、地質調査結果も総合的に判断し、10 cm としていた。

規制委員会は、審査の過程において、数値シミュレーションの対象となる火山については、敷地で確認された降下火砕物の給源火山のみではなく、敷地周辺の地理的領域内外の火山を含め、これまでの活動履歴を踏まえた発電所への影響を考慮して改めて検討するよう求めた。

これに対して、申請者は、敷地及び敷地周辺で確認される降下火砕物の分布状況が広がりをもっている火山であって噴出物が溶岩主体ではない火山として、当初の肘折カルデラ~~及び十和田~~に加え、鳴子カルデラ~~、及び蔵王山及び十和田~~を評価対象として抽出し、これらの火山について数値シミュレーションを実施した結果、敷地においては、鳴子カルデラの降下火砕物である鳴子荷坂テフラの層厚が最大となることを確認した。

規制委員会は、申請者が実施した設計対応可能な火山事象の影響評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、文献調査、地質調査等により、本発電所への影響を適切に評価していることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が設定した降下火砕物の最大層厚等は、火山ガイドを踏まえたものであり、最新の文献調査及び地質調査結果を踏まえ、降下火砕物の分布状況、降下火砕物シミュレーション結果から総合的に評価し、不確かさを考慮して適切に設定されていることから、妥当であると判断した。

#### 4. 火山事象に対する防護に関して設計対応施設を抽出するための方針

火山事象の影響評価により発電所に影響を及ぼす可能性のある事象として降下火砕物が抽出されたことから、降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、降下火砕物に対して防護すべき施設を抽出した上で、設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

申請者は、降下火砕物によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

このうち、降下火砕物に対して防護すべき施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。その上で、屋内設備の外殻となる建屋、屋外に設置されている施設、降下火砕物を含む海水又は空気の流路となる施設及び外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設を設計対処施設としている。

なお、代替設備があることなどにより必要な安全機能が維持される施設については、降下火砕物による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対処施設を抽出するための方針が、安全機能の重要度を踏まえて、降下火砕物によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器について、火山ガイドに沿って降下火砕物の特徴を考慮した上で適切に抽出するものであることを確認した。

## 5. 降下火砕物による影響の選定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、設計対処施設の機能に及ぼす影響を選定することが必要である。火山ガイドは、この選定について、降下火砕物が直接及ぼす影響（以下「直接的影響」という。）とそれ以外の影響（以下「間接的影響」という。）をそれぞれ選定することを示している。

### （1）直接的影響

申請者は、降下火砕物の特徴から荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を検討対象として設定した上で、直接的影響の主な因子として、構築物に対する静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗、閉塞）及び化学的影響（腐食）、建屋及び屋外施設に対する粒子の衝突、本発電所周辺の大気汚染並びに計装盤の絶縁低下を選定している。

## (2) 間接的影響

申請者は、間接的影響として、本発電所外で生じる影響である外部電源の喪失及び本発電所へのアクセスの制限を選定している。

規制委員会は、申請者による降下火砕物の直接的影響及び間接的影響の選定が、火山ガイドを踏まえたものであり、降下火砕物の特徴及び設計対処施設の特徴を考慮していることを確認した。

## 6. 設計荷重の設定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、その堆積荷重に加え、火山事象以外の自然事象や設計基準事故時の荷重との組合せを設定する必要がある。

申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の設計対処施設に応じて常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせる設計としている。

火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、設計対処施設ごとに常時作用する荷重、運転時荷重等を考慮するものであることを確認した。

なお、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪による荷重の組合せの抽出については「Ⅲ－4.3 自然現象の組合せ」、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－4.4 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮」で記載している。

## 7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

設計対処施設については、降下火砕物の直接的影響によって安全機能が損なわれない設計方針とする必要がある。

### (1) 構築物等の健全性の維持（荷重）に対する設計方針

申請者は、設計対処施設のうち降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設について、設計荷重が許容荷重に対して安全裕度を有することにより構造健全性を失わず、安全機能を損なうことのない設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計について、設計荷重が許容荷重に対して余裕を有することにより構造健全性を失わず、安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

## (2) 安全上重要な設備の機能の維持に対する設計方針

申請者は、降下火砕物による構造物への化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）等によって、以下のとおり安全機能が損なわれないように設計するとしている。

### ① 構造物への化学的影響（腐食）

設計対処施設である建屋及び屋外施設は、外装塗装等を実施し、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによる化学的影響（腐食）に対して、安全機能が損なわれないように設計するとしている。

### ② 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）

設計対処施設である水循環系を有する施設は、降下火砕物の粒径に対して、その施設の狭隘部に十分な流路幅を設け閉塞しないように設計するとしている。降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はないとしている。

また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計するとしている。摩耗については、降下火砕物の硬度が砂と同等又は砂よりも硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さく、保守管理等により補修が可能としている。

### ③ 電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）

電気系及び計装制御系の設計対処施設は、外気と遮断された全閉構造等により機械的影響（閉塞、摩耗）を受けず、また塗装等により化学的影響（腐食）を受けないように設計するとしている。

### ④ その他の影響

設計対処施設への直接的影響としては、上記の①から③の他に、降下火砕物の粒子の衝突、水質汚染の影響が考えられるが、降下火砕物の粒子の衝突については、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されるとし、水質汚染の影響については、設計対処施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしている。

また、電気系及び計装制御系のうち、空気を取り込む機構を有する計測

制御用電源設備（無停電電源装置設備）及び非常用所内電気源設備（所内低圧系統）は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対処施設に与える化学的影響、機械的影響その他の影響に対して、安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

### （３）外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針

申請者は、降下火砕物を含む空気の流路となる設計対処施設（外気を取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設を含む。）については、機械的影響（閉塞、摩耗）に対して、降下火砕物が侵入し難い設計とするとともに、バグフィルタ等の設置、換気空調系の停止等により、閉塞及び摩耗に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。また、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能とする設計としている。

当該施設については、化学的影響（腐食）に対して、金属材料の使用等により、降下火砕物に含まれる腐食性成分による腐食に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。

中央制御室は、降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、外気を遮断するため中央制御室換気空調系の事故時運転モード等を実施できるようにした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保できる設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が降下火砕物や設計対処施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入防止対策として、バグフィルタ等の設置や換気空調系の停止等により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあっては事故時運転モード等により居住性を確保する方針としていることを確認した。

### （４）降下火砕物の除去等の対策

申請者は、設計対処施設に、長期にわたり静的荷重がかかることや化学的影響（腐食）が発生することを避け、機能を維持するために、降下火砕物の除去等の対応を適切に実施する方針としている。

規制委員会は、申請者が、降下火砕物の除去等に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、降下火砕物の直接的影響により安全



機能が損なわれないとしており、この設計方針が火山ガイドを踏まえていることを確認した。

## 8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

火山ガイドは、降下火砕物による間接的影響として長期間の外部電源の喪失及び発電所へのアクセスの制限を想定し、外部からの支援がなくても、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が必要であることを示している。

申請者は、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように非常用ディーゼル発電機の7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクを備え、非常用ディーゼル発電機の7日間の連続運転を可能とするものであり、火山ガイドを踏まえたものであることを確認した。

### Ⅲ-4. 2. 3 外部火災に対する設計方針

第6条第1項から第3項までの規定は、敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象による火災等（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針
2. 考慮すべき外部火災
3. 外部火災に対する設計方針
  - (1) 森林火災
  - (2) 近隣の産業施設の火災・爆発
  - (3) 発電所敷地内における航空機落下による火災
  - (4) 二次的影響

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### 1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針

外部火災によって安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、外部火災に対して防護すべき設備（以下「外部火災防護対象施設」という。）を抽出した上で、外部火災に対して設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

申請者は、外部火災により発生する火炎及び輻射熱の直接的影響並びにばい煙等の二次的影響によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、外部火災防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。

これらの抽出した施設について、施設を内包する建屋、屋外に設置されている施設及び二次的影響を受ける施設に整理し、設計対処施設としている。

なお、代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持できる施設については、外部火災による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対処施設の特定する方針について、外部火災によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器を、火炎及び輻射熱の影響並びにばい煙等の二次的影響の特徴を考慮した上で、安全機能の重要度を踏まえて抽出するものとしていることを確認した。

## 2. 考慮すべき外部火災

外部火災ガイドは、外部火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないような設計方針を策定するために、考慮すべき種々の火災とその二次的影響について示している。

申請者は、外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等の火災等を含む。）及び航空機落下火災による熱影響等並びに二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を考慮するとしている。

規制委員会は、申請者による外部火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

## 3. 外部火災に対する設計方針

### （1）森林火災

外部火災ガイドは、森林火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないよ

う防護設計を行うために、発電所周辺で発生し得る森林火災の設定方法及び森林火災による発電所への影響を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり森林火災を設定し、その影響を評価した上で、森林火災に対する設計方針を策定している。

### ① 発生を想定する森林火災による影響評価

外部火災ガイドは、森林火災による影響の評価について、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度の算出方法を示すとともに、延焼速度を基に発火点から発電所までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を、火炎輻射強度を基に危険距離（火災の延焼防止に必要な距離をいう。以下本節において同じ。）を算出する方法を示している。

#### a. 発生を想定する森林火災の設定

申請者は、発生を想定する森林火災の条件として、本発電所周辺の可燃物の量(植生)、気象条件、発火点等を以下のように設定している。

##### ア. 可燃物の量（植生）の設定

申請者は、宮城県及び東北森林管理局から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種、林齢を踏まえ、可燃物量が多くなるように植生を設定している。

##### イ. 気象条件の設定

申請者は、宮城県における森林火災発生頻度が年間を通じて比較的高い月の過去10年間の気象データとして、石巻特別地域気象観測所及び江ノ島気象観測所のものを採用し、その中から最小湿度、最高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組合せを気象条件として設定している。また、風向については、上記の気象データの中から最大風速における風向と卓越風向を調査し、これらを基に風向を設定している。

##### ウ. 発火点の設定

申請者は、発火点について、人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所、火災の発生頻度が高いと想定される居住地区、道路沿い等に設定するとともに、風向を考慮し、本発電所の風上の4地点を設定している。

また、いずれの発火点も本発電所からの直線距離が 10km までの範囲内である。

## エ. 土地の利用状況及び地形の設定

申請者は、土地利用データについて、国土交通省により提供されている国土数値情報の 100m メッシュのデータを用い、地形データについては国土地理院により提供されている基盤地図情報の 10m メッシュの土地の標高、地形等のデータを用いている。

## オ. 発火時刻の設定

申請者は、森林火災の発火時刻について、日照時間による火線強度の変化を考慮し、火線強度が最大となる時刻を採用している。

規制委員会は、発生を想定する森林火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、植生、気象条件等の設定が本発電所周辺の特徴を考慮した上で、パラメータごとに厳しい値を採用していること、発火時刻の設定が火線強度又は反応強度を最大にするものであり保守的なものであることを確認した。

## b. 森林火災による影響評価

申請者は、保守的に火炎をモデル化した上で、上記の設定を基に森林火災シミュレーション解析コード (FARSITE) を用いて、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を算出し、延焼速度を基に発火点から防火帯までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を算出している。具体的には、延焼速度は 0.49m/s と算出され、これを基に、発火点から防火帯までの火災の到達時間を約 1.8 時間としている。防火帯の外縁での最大火線強度は 4,428kW/m と算出され、これに必要な防火帯幅を 19.7m としている。また、最大の火炎輻射強度は 477kW/m<sup>2</sup> と算出されている。

規制委員会は、申請者による森林火災の影響評価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、受熱側の輻射強度が保守的に評価されるようモデル化するとともに、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を評価し、防火帯幅を導出していることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災の設定及び森林火災による影響評

価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要なパラメータが適切に設定及び算出されていることを確認した。

## ② 森林火災に対する設計方針

外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定等について、発火点から発電所敷地境界までの到達時間の算出及び防火帯幅の設定の考え方を示している。

申請者は、発火点から防火帯までの到達時間が約 1.8 時間と算出されたことから、本発電所に常駐する自衛消防隊により、万が一の飛び火等による火災の延焼を防止することが可能であるとしている。

防火帯は、必要な防火帯幅が 19.7m と算出されたことから、約 20m 以上確保した上で、防火帯内に可燃物を含む機器等を設置する場合は、必要最小限とする運用としている。また、森林火災による熱影響（最大の火災輻射強度）が  $477\text{kW/m}^2$  と算出されたことから、これを設計方針の策定に用いる火災輻射強度とし、これに対する危険距離を算出した上で、危険距離に応じた離隔距離を確保するとしている。

これら森林火災に対する設計方針は、防火帯幅及び離隔距離の設定を前提として、以下のように策定するとしている。

設計対処施設のうち建屋について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。設計対処施設のうち屋外の施設については、森林火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要な防火帯幅及び外部火災防護対象施設との離隔距離を確保するものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、森林火災による影響に対して必要な防火帯を確保すること等により、安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

## (2) 近隣の産業施設の火災・爆発

外部火災ガイドは、近隣の産業施設の火災・爆発に対して、安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、発電所敷地外の石油コンビナート等に火災・爆発が発生した場合における発電所への影響（飛来物による影

響を含む。)を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価した上で、火災・爆発の発生が想定される地点から設計対処施設までの距離が危険距離及び危険限界距離(爆発の爆風圧が0.01MPa以下になる距離をいう。以下本節において同じ。)以上となるように、設計方針を策定している。

### ① 近隣の産業施設の火災・爆発の発生の想定

近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価するためには、発電所に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設を抽出する必要がある。

また、外部火災ガイドは、具体的な火災・爆発の設定方法、危険距離及び危険限界距離の算出方法を示している。

#### a. 近隣の産業施設の火災・爆発の設定

申請者は、本発電所敷地外の半径10km以内に存在する産業施設として危険物貯蔵施設及び高圧ガス貯蔵施設を抽出するとともに、本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶の港湾内への漂流についても想定した上で、それらの火災やガス爆発を想定し、危険距離及び危険限界距離を算出している。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設(本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶を含む。以下「近隣の産業施設等」という。)の火災・爆発の発生の想定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、地図等を用いて近隣の産業施設等が抽出された上で、その施設における危険物等の火災やガス爆発の発生が想定され、近隣の産業施設等の火災・爆発による危険距離及び危険限界距離が算出されていることを確認した。

#### b. 発電所敷地内の危険物による火災等の設定

申請者は、発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等についても考慮し、危険物の保有量と設計対処施設との距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。タービン建屋等の近傍に設置されている変圧器についても、危険物を内包していることから、これらによる火災も考慮するとしている。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物タンク等による

火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、火災源等として、発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等を特定し、これらによる火災が設定されていることを確認した。

## ② 想定される近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針

### a. 近隣の産業施設等の火災・爆発等に対する設計方針

発生を想定する近隣の産業施設等の火災・爆発に対して防護設計を行うために、設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、近隣の産業施設等と発電用原子炉施設との距離を、評価上必要とされる危険距離及び危険限界距離以上に確保することを示している。

申請者は、近隣の産業施設等において想定される火災・爆発に対して算出された危険距離及び危険限界距離を上回る離隔が確保されるとしている。また、近隣の産業施設等の爆発に伴い発生が想定される飛来物については、過去の実績を踏まえた算出方法等によって求められた最大の飛距離を上回る離隔距離が確保されるとしている。

### b. 発電所敷地内の危険物貯蔵施設等の火災に対する設計方針

申請者は、発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災を想定し、輻射強度を算出している。その上で、設計対処施設のうち建屋について、算出された輻射強度に対し、建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、設計対処施設のうち屋外の施設については、危険物貯蔵施設等による火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

敷地内の変圧器（2号炉所内変圧器、2号炉起動変圧器等）については、変圧器本体の火災を想定した場合の輻射強度に対して建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災に対する設計方針が、算出された輻射強度を用いて外壁温度を評価し、建屋の外壁温度を許容値以下とするものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方

針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、算出された危険距離及び危険限界距離等に対して、必要な離隔を確保することで、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

### (3) 発電所敷地内における航空機落下による火災

外部火災ガイドは、航空機落下による火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、発電所敷地内における航空機落下の想定の方法、この火災による発電所への影響を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり本発電所敷地内における航空機落下による火災を設定した上で、設計方針を策定している。その際、航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災の重畳を考慮している。

#### ① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下による火災の設定等

外部火災ガイドは、航空機落下による影響の評価について、落下を想定する航空機の条件及び落下地点の設定方法、輻射強度の算定方法を示している。

申請者は、航空機落下事故の最新の事例、機種による飛行形態の違いを基に、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定している。また、航空機の種類ごとの落下確率に関するデータを基に、敷地内において航空機落下確率が $10^{-7}$ 回/炉・年以上となる区域を設定し、その中で設計対処施設から最も近い場所に航空機が落下し、搭載された全燃料が発火した場合の火災を想定している。なお、落下事例がない航空機については、保守的に落下事故の発生件数を0.5件としている。その上で、選定された航空機ごとの燃料積載量と落下地点から設計対処施設までの距離を基に、輻射強度が最大となる航空機の種類を特定し、その落下による火災を想定している。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機落下確率が $10^{-7}$ 回/炉・年以上となる範囲が設定されていること、搭載された全燃料が燃焼した場合を想定していること、その上で輻射強度が最大となる航空機の種類と落下地点を想定することにより、航空機落下による火災が保守的に設定されていることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定について、外



部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

## ② 航空機落下による火災に対する設計方針

発生を想定する発電所敷地内における航空機落下による火災の設定等に基づき、外部火災防護対象施設に対する設計方針を策定する必要がある。

申請者は、航空機落下による火災を想定した場合について輻射強度を算出している。その上で、設計対処施設のうち建屋について、算出された輻射強度に対し、建屋の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、設計対処施設のうち屋外の施設については、航空機落下による火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

さらに、航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災の重畳について、同様に建屋の外壁温度を評価し、離隔距離を確保することにより、外壁温度が許容値を下回り、かつ、建屋内の温度上昇により建屋内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機火災の設定において発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災との重畳を考慮し、より厳しい火災に対する輻射強度が算出されていること、算出された輻射強度を用いて外壁温度を評価し、建屋の外壁温度を許容値以下とするものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、当該火災が保守的に評価された上で策定されていることを確認した。

## (4) 二次的影響

外部火災による二次的影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発生を想定する二次的影響を適切に考慮した上で、その二次的影響に対する設計方針について策定する必要がある。外部火災ガイドは、考慮すべき二次的影響として、ばい煙、有毒ガス、爆風等による影響等を示している。

申請者は、火災に伴い発生を想定する二次的影響として、ばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。

なお、爆風等による影響については、「(2) 近隣の産業施設の火災・爆発」において記載している。

これら二次的影響に対する設計として、外気を取り入れる設計対処施設については、ばい煙に対して、フィルタにより一定以上の粒径のばい煙粒子を捕獲すること等により、機能が損なわれないよう設計するとしている。

さらに、中央制御室の居住性を確保する必要がある場所は、ばい煙及び有毒ガスに対して、外気を遮断するため換気空調系の事故時運転モード等を実施できる設計とした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保する設計方針としている。

規制委員会は、申請者による外部火災の二次的影響に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

#### **Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針**

発電用原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他自然現象によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象のうち、その他自然現象によって安全施設の安全機能が損なわれないようにするため、その他自然現象に対して防護すべき施設を「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」等と同様に安全重要度分類のクラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器とし、以下のとおり設計するとしている。

なお、建屋による防護が期待できる場合は、建屋を設計上対処する施設としている。

- １．風（台風）に対しては、建築基準法に基づき風荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
- ２．降水に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された最大１時間降水量を上回る処理能力を持つ排水口及び構内排水路を設置して海域に排水するとともに浸水防止のための建屋止水処置等を行う設計とする。
- ３．落雷に対しては、JEAG4608等の民間規格に基づき、雷撃電流値を設定し、これに対し避雷針、接地網等を設置するなど雷害防止対策を行う設計とする。
- ４．生物学的事象に対しては、クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却海水系等に除塵装置及び海水ストレーナを設ける設計とする。小動物の侵入に対して屋外設備の端子箱貫通部の閉止処置等を行う設計とする。
- ５．凍結に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された最低気温を考慮し、

- 屋外設備で凍結のおそれがあるものは保温等の凍結防止対策を行う設計とする。
6. 積雪に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された月最深積雪の最大となる積雪量から積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
  7. 高潮に対しては、本発電所近隣の検潮所での過去最高潮位以上の敷地高さに安全施設を設置し、高潮により影響を受けることのない設計とする。
  8. 地滑りに対しては、本発電所敷地内に地滑りの素因となるような地滑り地形の存在は認められず、地滑りが発生しないことから、設計上考慮する必要はない。
  9. 洪水に対しては、本発電所周辺には河川が存在せず、洪水による被害を受けないことから、設計上考慮する必要はない。

規制委員会は、申請者の設計方針が、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

1. 風（台風）については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の風速を考慮して風荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、風（台風）に対する防護対策は、「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」に包絡される。
2. 降水については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮し、これに対して構内排水設備等を設計するとしていること。なお、降水に対する防護対策は、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」に包絡される。
3. 落雷については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の雷撃電流値を考慮し、これに対して避雷針、接地網等を設計するとしていること。
4. 生物学的事象については、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置をとる方針としていること。
5. 凍結については、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最低気温を考慮し、これに対して凍結防止対策を行う方針としていること。
6. 積雪については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の積雪量を考慮して積雪荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、積雪に対する防護対策は、地震及び火山の影響による設計荷重の評価に包絡される（地震については「Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第4条関係）」、火山の影響については「Ⅲ－4. 2.

- 2 火山の影響に対する設計方針)。
7. 高潮については、信頼性のある過去の記録を調査し、高潮の影響を受けないよう安全施設への影響として考えられる最大の潮位を考慮して安全施設を設置する方針としていること。なお、高潮に対する防護対策は、「Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）」に包絡される。
8. 地滑りについては、本発電所の敷地の地形状況から、地滑りが発生しないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
9. 洪水については、本発電所周辺の地形状況から判断して、洪水による被害を受けないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

#### **Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針**

発電用原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他人為事象によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の2. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象のうち、その他人為事象については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

1. 船舶の衝突については、一般航路は本発電所から離隔距離が確保されている。また、小型船舶が本発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の防波堤等に衝突して止まることから取水性に影響はない。船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。
2. 電磁的障害については、安全保護系に対し、電磁的障害による影響を受けない設計とする。
3. 飛来物（航空機落下）については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について（平成14・07・29原院第4号）」等に基づき、航空機落下確率を評価した結果、約 $5.0 \times 10^{-8}$ 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。
4. ダムの崩壊については、崩壊により本発電所に影響を及ぼすようなダムはないことから、設計上考慮する必要はない。

規制委員会は、申請者の設計方針が、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

1. 船舶の衝突に対しては、本発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえた対策を講じるとしていること。

2. 電磁的障害に対しては、計測制御回路を構成する機器に電磁波侵入防止対策を講じるとしていること。
3. 飛来物（航空機落下）に対しては、最新の航路、飛行実績等の情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
4. ダムの崩壊に対しては、本発電所周辺にダムはないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

### **Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ**

安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討する必要がある。なお、安全施設の安全機能が損なわれないことを広く確認する観点から、地震と津波についても、組み合わせる自然現象の対象に含める必要がある。

その上で、その組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）」及び「Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）」において検討していない影響）により、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に地震及び津波を加えたものから、「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」で本発電所の敷地では発生しないと評価した洪水、地滑り及び「Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）」において評価した高潮を除いた事象について、組合せを検討している。その際、各自然現象によって関連して発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組合せについて網羅的に検討している。

この組合せが発電用原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象の設計に包絡されている、②発電用原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響より増長しない、③同時に発生するとは考えられない、という３つの観点から検討している。

その結果、上記の①から③までのいずれかに該当する自然現象の組合せについては、安全施設の安全機能が損なわれないとしている。また、①から③までのいずれにも該当しない設計上考慮すべき自然現象の組合せとして、「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」が抽出され、それら組合せに対して安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による自然現象の組合せが、安全施設に与える影響を考慮

して検討されていること、また、自然現象の組合せが安全施設に与える影響については、安全機能が損なわれないようにしていることを確認した。

なお、設計上考慮すべき自然現象の組合せのうち、「火山の影響、風（台風）及び積雪」に対する設計方針については、「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」において記載している。

#### **Ⅲ－４．４ 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮**

重要安全施設の設計に当たっては、これに大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（組合せを含む。）により作用する力（衝撃）に設計基準事故時の荷重（応力）を適切に考慮する必要があり、それぞれの因果関係や時間的変化を踏まえて、適切に組み合わせる必要がある。

申請者は、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した自然現象に含まれるとしている。また、これらの自然現象又は「Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ」で抽出した自然現象の組合せにより、重要安全施設を含む安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしていることから、これらの自然現象により設計基準事故は発生しないため、当該自然現象と設計基準事故を組み合わせる必要はないとしている。また、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により重要安全施設に作用する衝撃と設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、当該自然現象によって設計基準事故が発生しないものであること、また、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により、重要安全施設に作用する力と設計基準事故時の荷重を適切に組み合わせるものであることを確認した。

#### **Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第７条関係）**

第７条の規定は、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件等が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

- １．発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁により防護し、巡視、監視等を行うことによ

- り人の侵入防止及び出入管理が行える設計とする。
2. 発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）が行われることを防止するため、持込み点検が可能な設計とする。
  3. 発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。
  4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、核物質防護対策として上記の対策1. から3. を講じるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－6 火災による損傷の防止（第8条関係）**

第8条の規定は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止すること、かつ、早期に火災を感知及び消火すること並びに火災の影響を軽減することができるよう設計することを要求している。また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能が損なわれないように消火設備を設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域又は火災区画の設定
2. 火災防護計画を策定するための方針
3. 火災の発生防止に係る設計方針
4. 火災の感知及び消火に係る設計方針
5. 火災の影響軽減に係る設計方針
6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、火災防護基準にのっとり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 火災区域又は火災区画の設定**

第8条第1項の規定は、設計基準対象施設に対し、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう措置を講ずることを要求している。

また、火災防護基準は、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるために、火災区域又は火災区画を設定することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設について火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないように措置を講ずるとしている。

その上で、火災によってその安全機能が損なわれないことを確認する施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

火災から防護する対象（以下本節において「防護対象設備」という。）については、上記構築物、系統及び機器の中から、原子炉を安全に停止する（原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、これを維持することをいう。以下本節において同じ。）ために必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器として、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。

これらの抽出した原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（以下本節において「安全機能を有する機器等」という。）を設置する区域であって、耐火壁によって他の区域と分離されている区域を火災区域として、また、火災区域を耐火壁等によりさらに細分化したものを火災区画として設定している。

なお、設計基準対象施設については、消防法、建築基準法等に基づく火災防護対策を行うとしている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針が、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえたものであることを確認した。また、安全機能を有する機器等を設置する場所を、火災区域又は火災区画として設定する方針としていることを確認した。

## 2. 火災防護計画を策定するための方針

火災防護基準は、火災防護対策を実施するために必要な手順、機器、体制等を定める火災防護計画を策定することを要求している。

申請者は、火災防護対策を適切に実施するため、以下の方針で火災防護計画を定めるとしている。



- (1) 発電用原子炉施設全体を対象とする。
- (2) 安全機能を有する機器等を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれの目的を達成するための火災防護対策について定める。
- (3) 火災防護計画を実施するために必要な手順（可燃物の持込管理、火気作業管理等に係るものを含む。）、機器、組織体制を定める。

規制委員会は、申請者による火災防護計画を策定する方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

### 3. 火災の発生防止に係る設計方針

火災防護基準は、発電用原子炉施設に対して火災の発生を防止するための対策を講じること、安全機能を有する機器等に対して不燃性材料又は難燃性材料、難燃ケーブルを使用すること、並びに発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に対して自然現象によって火災が発生しないように対策を講じることがを要求している。

#### (1) 発電用原子炉施設における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 火災区域に、発火性又は引火性物質を内包する設備を設置する場合、以下を考慮した設計とする。
  - a. 発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止
  - b. 発火性又は引火性物質を内包する設備との離隔距離等の確保
  - c. 火災区域の換気
  - d. 防爆型の電気・計装品の使用及び電気設備の接地
  - e. 発火性又は引火性物質の貯蔵量の制限
- ② 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域においては、換気により可燃性の蒸気を滞留させない設計とする。
- ③ 火災区域には、可燃性の微粉が発生する設備を設置しない設計とする。
- ④ 発電用原子炉施設には、火花が発生する設備等を金属製の筐体に収納する等の対策を行い発火源となる設備を設置しない設計とする。
- ⑤ 水素が発生又は漏えいするおそれがある火災区域においては、換気設備を設置する。また、水素の漏えいを検知し中央制御室に警報を発するよう対策を講じる設計とする。
- ⑥ 放射線分解等により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子

炉の安全性を損なうおそれのある場所には、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」等に基づき、水素の蓄積を防止する設計とする。

- ⑦ 発電用原子炉施設は、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対策を講じる設計とする。

規制委員会は、申請者による発電用原子炉施設における火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

## （2）安全機能を有する機器等における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じている。

- ① 機器等及びそれらの支持構造物のうち、主要な構造材には不燃性材料を使用する。
- ② 建屋内の変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する。
- ③ 難燃ケーブルは、実証試験によりケーブル単体で自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用する。難燃ケーブルとすべき原子炉格納容器内の核計装用ケーブルは、実証試験において、それ単体で延焼を防止することが確認できないものの、通常運転時に原子炉格納容器内に窒素を満たすこと等により、火災の発生を防止する。
- ④ 換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き難燃性材料を使用する。
- ⑤ 保温材は、不燃性材料を使用する。
- ⑥ 建屋内装材は、不燃性材料を使用する。

規制委員会は、申請者による安全機能を有する機器等における火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

ただし、原子炉格納容器外に敷設される難燃ケーブルでない核計装用ケーブルについては、チャンネルごとに専用電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給防止のため、両端は耐火性を有するシール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

原子炉格納容器内の核計装用ケーブルについて、原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、火災が発生したとしても、当該

火災を早期に感知し、原子炉を確実に停止できる設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

### (3) 自然現象による発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生防止

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」において抽出された自然現象のうち、火災区域内において火災を発生させるおそれのあるものとして、地震と落雷を想定している。その上で、安全機能を有する機器等を十分な支持性能をもつ地盤に設置し、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止すること、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器について、落雷による火災の発生防止対策として建屋等への避雷設備の設置及び接地網の敷設を行うとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、自然現象により発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生を防止するものであり、火災防護基準の規定にのっとっていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

## 4. 火災の感知及び消火に係る設計方針

火災防護基準は、火災感知設備及び消火設備について、早期の火災感知及び消火を行える設計とすることを要求している。また、これらの火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象に対して機能及び性能を維持すること、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないよう消火設備を設計することを要求している。

### (1) 火災感知設備

申請者は、火災感知設備について、以下の設計方針としている。

- ① 火災区域又は火災区画における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置する。
- ② 早期に火災を感知するため、煙感知器、熱感知器及び炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置するとともに、火災の発生場所を特定することができるものとする。
- ③ 感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、急激な温度上昇や煙の濃度上昇を把握することができる方式（以下

「アナログ式」という。)の火災感知器を使用する。

- ④ 外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるよう蓄電池を設置するとともに、非常用電源に接続する設計とする。
- ⑤ 火災感知設備の作動状況が中央制御室で監視できるものとする。
- ⑥ 赤外線感知機能を備えた監視カメラシステムを用いる場合は、死角となる場所がないように当該システムを設置する。
- ⑦ 発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させない火災区域又は火災区画は、火災感知器を設置しない。
- ⑧ 原子炉格納容器内では、通常運転時に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはなく、火災感知器を設置する必要はない。原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、アナログ式である熱感知器及び煙感知器により火災を感知する。通常運転時は比較的溫度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、当該感知器については、窒素封入後中央制御室から遠隔操作により電源を切り、運転停止後に交換する運用とする。

規制委員会は、申請者による火災感知設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

ただし、一部の火災区域又は火災区画については、アナログ式の火災感知器では有効に機能しないことから、環境を考慮し、以下の対応により十分な保安水準が確保されることを確認した。

- ① 屋外エリアでは、降水等の浸入による火災感知器の故障に伴う誤作動を防止するため、屋外仕様のアナログ式の熱感知カメラ（赤外線方式）及びアナログ式でない炎感知器（赤外線方式）を設置する。
- ② 水素等により発火性の雰囲気形成するおそれのある場所では、火災感知器の作動時の爆発を防止するため、防爆型のアナログ式でない熱感知器及びアナログ式でない煙感知器を設置する。

## (2) 消火設備

申請者は、消火設備について、以下の設計方針としている。

### ① 煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備の設計方針

原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画のうち、火災時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるおそれのある火災区域には、自動消火設備又は中央

制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画であって、火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域若しくは火災区画、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域若しくは火災区画又は運転員が常駐し高感度煙検出設備を設置することにより早期の消火活動が可能である火災区域若しくは火災区画においては、消火器等で消火する。

また、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域のうち、火災時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるおそれがある火災区域には、自動起動の消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域であって、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域においては、消火器等で消火する。

## ② 消火用水供給系の多重性又は多様性の確保

消火用の水源は、消火水槽（屋内消火用）1基、消火水タンク（屋内消火用）1基及び屋外消火水タンク（屋外消火用）2基とし、水道水系とは共用しない。消火ポンプは、屋内消火用として電動機駆動消火ポンプ2台及び屋外消火用として電動機駆動消火ポンプとディーゼル駆動消火ポンプを各々1台設置する。

## ③ 消火設備の系統分離に応じた独立性の確保

系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置するガス消火設備等は、動的機器である弁等の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。）を仮定しても、同時に消火機能を失うことがないようにする。

## ④ 火災に対する二次的影響の考慮

煙等による二次的な影響が、火災が発生していない安全機能を有する機器等に及ばない設計とする。

## ⑤ 消火設備の電源確保

消火設備は、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、非常用電源から受電する若しくは蓄電池を有する設計又は電源が不要な設計

とする。

## ⑥ その他

上記①から⑤に加えて、以下の対策を講じる。

- a. 消火剤及び消火水の確保
- b. 移動式消火設備の配備
- c. 中央制御室に消火設備の故障警報を発するための吹鳴機能の確保
- d. 火災区域及び火災区画の消火活動を可能とするための消火栓の配置
- e. 固定式ガス消火設備の作動前における退出警報を発するための吹鳴機能の確保
- f. 管理区域内での消火活動による放射性物質を含むおそれがある水の管理区域外への流出防止
- g. 消火活動を行うために必要となる照明の設置

規制委員会は、申請者による消火設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

ただし、復水貯蔵タンク、使用済燃料プール、使用済樹脂貯蔵槽及び浄化系沈降分離槽に消火設備を設置しないとしていることについては、発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させないとしていることを確認した。

### (3) 地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持

申請者は、消火設備及び火災感知設備について、凍結、風水害及び地震時における地盤変位を以下のとおり考慮するとしている。

- ① 凍結を防止するために、屋外消火栓は不凍式消火栓を採用する。また、屋外の火災感知設備は $-14.6^{\circ}\text{C}$ の環境下でも使用可能なものとする。
- ② 屋外消火栓を除き、消火設備は屋内設置することとし、外部からの浸水防止対策を講じる。屋外消火栓は風水害の影響を受けないよう機械式を用いる。
- ③ 屋外の火災感知設備は、屋外仕様とした上で、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより当該機器の機能及び性能の維持ができる運用とする。
- ④ 火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する機器等の耐震重要度分類のクラスに応じて火災区域及び火災区画に設置することとし、耐震B、

Cクラス機器に基準地震動による損傷に伴う火災が発生した場合においても安全機能を有する機器等の機能及び性能の維持ができるものとする。

- ⑤ 消火配管の建屋接続部付近は、地盤変位による影響を直接受けないように、当該変位を吸収できる設計とする。消火配管は、地上又はトレンチ内に設置する。消火配管接続口は、建屋の外部に設置する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

#### (4) 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、消火設備からの放水による溢水に対して、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、水以外を用いる消火設備として、ハロゲン化物消火剤を用いることとしているが、ハロゲン化物消火剤は電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても、電気及び機械設備に影響を与えないとしている。なお、消火設備からの放水による溢水に対する防護設計については、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等(第9条関係)」において記載する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

### 5. 火災の影響軽減に係る設計方針

火災防護基準は、原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器について、発電用原子炉施設内のいかなる火災による影響を考慮しても、互いに異なる系統を分離することにより、多重化された系統が同時に機能を喪失することがないように設計することを要求している。また、火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合にも、原子炉を安全に停止できるよう設計することを要求している。

#### (1) 原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域の分離

申請者は、原子炉を安全に停止するための構築物、系統及び機器を設置して

いる屋内の火災区域は、3 時間以上の耐火能力を有する壁、床、天井又は耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）で分離するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離する設計方針としており、火災防護基準の規定ののっとっているものであることを確認した。

## （2）原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器の系統分離

申請者は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器（以下「火災防護対象機器」という。）及び火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」といい、これらを総称して「火災防護対象機器等」という。）を防護し、同機器等の相互の系統分離を行うとしている。また、火災防護対象ケーブルの系統分離においては、火災防護対象ケーブルと同じトレイに敷設されるなどにより火災防護対象ケーブルの系統と関連することとなる火災防護対象ケーブル以外のケーブルも当該系統に含め、他系統との分離を行うとしている。系統分離に当たっては、火災区画内及び隣接火災区画間の延焼を防止するため、以下のいずれかに該当する設計とするとしている。

### ① 3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離する。

### ② 水平距離 6m 以上の距離等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、互いの系統間の水平距離を 6m 以上とし、これらの系統を含む火災区画に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。さらに、互いの系統間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かない。

### ③ 1 時間の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、1 時間の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、これらの系統を含む火災区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。

規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計方針（中央制御室の



うち中央制御盤内及び原子炉格納容器内を除く。)が、火災防護基準の規定にのっとっているものであり、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離することを確認した。

ただし、原子炉制御室のうち制御盤内及び原子炉格納容器内の区画における影響軽減に係る設計方針については、(3)及び(4)で記載している。

### (3) 原子炉制御室制御盤内における火災の影響軽減対策

申請者は、中央制御室中央制御盤内で発生が想定される火災に対して、運転員の操作性及び視認性向上を目的として機器等を近接して設置することから上記(2)の系統分離対策を講じることができないものの、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 中央制御盤内において火災が発生した場合であっても、近接する他の構成部品に影響がないことを実証試験により確認する。
- ② ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲に火災の影響を与えない~~金属外装ケーブル~~、耐熱ビニル電線、フッ素樹脂電線及び難燃ケーブルを使用する。
- ③ 中央制御室に設置する異なる種類の火災感知器とは別に、直ちに煙を検知できる高感度煙検出設備を中央制御盤内に設置する。
- ④ 常駐する運転員により早期の消火活動が実施できるよう手順を定めて訓練を実施する。
- ⑤ 火災の発生箇所の特定ができるようサーモグラフィカメラ等を配備する。
- ⑥ 中央制御盤の一つの区画内で火災が発生し当該区画の安全機能が全て喪失した場合であっても、他の区画の制御盤による運転操作、現場での操作により原子炉を停止することができるものとする。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室制御盤内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、申請者が上記①から⑥までの対策を講じることにより十分な保安水準が確保されることを確認した。

### (4) 原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策

申請者は、原子炉格納容器内については、機器やケーブルが密集して設置されていることから上記(2)の系統分離対策を講じることができないものの、以下のとおり対策を講じるとしている。なお、通常運転時は、原子炉格納容器内に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはないとしている。

- ① 火災防護対象機器等は、6m以上の水平距離を確保することを原則とするが、6m以上の水平距離を確保することが困難である箇所については、可能な限り離隔を確保した上で、火災の延焼や火災からの影響を抑制するため金属製の蓋付ケーブルトレイ等で覆う。
- ② 電気盤又は油を内包した機器は、金属製の筐体又はケーシング等により、原子炉格納容器内における火災の影響を限定する。
- ③ 火災源となり得る油を内包した機器は、堰等により油が漏れた場合でも拡大しないように設計する。
- ④ 原子炉格納容器内は、可燃物の持込み管理を行う。
- ⑤ 原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間の監視のためには、アナログ式である熱感知器及び煙感知器を設置する。なお、通常運転時は比較的溫度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、運転停止後に交換する運用とする。
- ⑥ 原子炉起動時に原子炉格納容器内で火災が発生した場合は、消防要員又は運転員の進入が困難なため、速やかに原子炉を停止することとする。その上で、原子炉格納容器内への窒素注入を継続し、窒息消火を行う又は窒素注入作業を中止し、早期に消火活動を実施する運用とする。

規制委員会は、申請者による原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、通常運転時には窒素が充填されることにより火災が発生するおそれはないことを踏まえ、申請者が上記①から⑥までの対策を講じることにより十分な保安水準が確保されることを確認した。

#### (5) その他の影響軽減に対する設計上の考慮

申請者は、放射性物質の貯蔵及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁等によって他の火災区域から分離すること、他の火災区域又は火災区画へ火炎、熱、煙が悪影響を及ぼさないよう換気空調設備には防火ダンパを設置する設計とすること、中央制御室の火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備すること、油タンク付近の火災により油タンク内で発生するガスをベント管等により屋外へ排気する設計とすることとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとりものであることを確認した。

## (6) 火災影響評価

申請者は、火災による影響を考慮しても安全機能が失われない設計とするとし、評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定。以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を想定しても異常状態を収束できることを確認している。

規制委員会は、申請者が、火災により運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生したとしても設計基準事故等を収束できるよう設計していることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

## 6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

火災防護基準は、上記1. から5. までの項目に加え、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じた設計とすることを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) ケーブル処理室は、自動消火設備である全域ガス消火設備により消火する設計とする。また、ケーブルトレイ間は分離した設計とする。
- (2) 電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。
- (3) 蓄電池室には、蓄電池のみを設置し直流開閉装置やインバータは設置しない設計とする。蓄電池室の換気空調設備は、水素の排気に必要な換気量以上となるように設計するとともに、当該設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する機能を有する設計とする。
- (4) ポンプ室には、煙を排気するための可搬型の排煙装置を設置できる設計とする。
- (5) 中央制御室を含む火災区画の換気空調設備には、防火ダンパを設置する設計とする。また、中央制御室の床面には、防炎性を有するカーペットを使用する設計とする。
- (6) 使用済燃料貯蔵設備及び新燃料貯蔵設備は、消火水が入ったとしても臨界にならないように、燃料の配置及びラックの材料を考慮することにより、水中において未臨界となるよう設計とする。

(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域は、換気空調設備が排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できるように設計する。また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、濃縮廃液、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の容器や不燃シートに包んで保管する設計とするとともに、崩壊熱による火災の発生を考慮する必要がある放射性物質を貯蔵しない設計とする。

規制委員会は、申請者による特定の火災区域又は火災区画における火災防護対策の設計方針が火災防護基準の規定にのっとっており、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した対策を講じるものであることを確認した。

### **Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第9条関係）**

第9条第1項の規定は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。また、同条第2項の規定は、設計基準対象施設について、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
4. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針
5. 建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針
6. 溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針
7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針
8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針**

発電用原子炉施設内で発生する溢水に対して安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、溢水に対して防護すべき設備（以下本節において「防護対象設備」という。）を抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、防護対象設備として上記構築物、系統及び機器の中から、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するため、放射性物質の閉じ込め機能を維持するため並びに使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要なクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。

なお、溢水によって機能が損なわれない静的機器、動作機能を損なってもそのまま機能を維持できる弁等の機器及び損傷した場合であっても代替手段があることなどにより機能を維持できる機器並びに原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器については、溢水による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、それらの中から、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するために必要な設備、放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備並びに使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を抽出するものであることを確認した。

## 2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

防護対象設備を防護するための設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水（以下「破損による溢水」という。）、異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水等の放水による溢水」という。）及び地震による機器の破損等により生じる溢水（以下「地震による溢水」という。）を含む発電用原子炉施設内における溢水を想定し、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。

申請者は、発電用原子炉施設内で発生する溢水として、（1）破損による溢水、（2）消火水等の放水による溢水、（3）地震による溢水及び（4）その他の要因による溢水を想定している。

### （1）破損による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、単一の機器の破損等により生じる溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定している。溢水量の算出に当たっては、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離範囲内の系統保有水量を合算して溢水量を設定する方針としている。ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量と漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定するとしている。配管の破損形状については、配管が内包する流体のエネルギーに応じて高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、高エネルギー配管については応力評価の結果に応じて完全全周破断又は貫通クラックを、低エネルギー配管については貫通クラックを設定する方針としている。

なお、想定する機器の破損箇所は防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については全ての高エネルギー配管及び低エネルギー配管を対象として破損を想定する配管を抽出した上で単一の破損を設定する方針としていることを確認した。また、溢水量については操作時間を踏まえた隔離時間や漏水量が最大となる破損位置等を検討の上、保守性を有するよう設定する方針としていることを確認した。

## （２）消火水等の放水による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、消火設備（「Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）」において設置するとしたものを含む。以下本節において同じ。）からの放水を溢水源として設定している。溢水量の算出に当たっては、単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としている。消火栓からの放水時間は３時間に設定する方針としている。

なお、消火設備のうちスプリンクラについては、防護対象設備が設置される建屋にスプリンクラは設置しないことから、溢水源として想定しないとしている。また、消火設備以外の溢水源として原子炉格納容器スプレイを想定した上で、単一故障による誤作動が発生しないよう設計上考慮されていることから、誤作動による溢水は想定しないとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については火災発生時の消火設備からの放水とする設計方針としていること、溢水量については保守性を有するよう設定する設計方針としていることを確認した。

### (3) 地震による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、基準地震動による地震力により本発電所内で発生する溢水を想定している。

具体的な溢水源として、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管及び容器並びにスロッシングにより溢水する可能性がある使用済燃料プール等の設備を想定している。

地震時には機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性があることから、漏えい検知による自動隔離機能に期待する場合を除き隔離による漏えい停止には期待しないとしている。

溢水量の算出に当たっては、配管の破損により生じる流出流量と隔離時間とを乗じて得られる漏水量と、隔離範囲内の保有水量を合算して溢水量を設定する方針としている。容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水の全量流出を想定している。

なお、想定する機器の破損箇所は、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしている。

使用済燃料プール等からの溢水量については、基準地震動により発生するスロッシングによる当該プール等の外への漏えい量としている。

規制委員会は、申請者が、溢水源については、基準地震動による地震力に対する評価を行った上で、耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管、容器その他の設備の全てを対象とする方針としていること、また、溢水量の設定においては、自動隔離機能に期待する場合に限り隔離時間を考慮する方針としていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者がスロッシングによる溢水量について、評価条件を保守的に設定するとともに実績のある解析プログラムを使用する方針としていることを確認した。

### (4) その他の要因による溢水

申請者は、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損、降水、地下水、機器の誤作動その他の要因による溢水を想定している。

規制委員会は、申請者が上記の(1)から(3)以外の要因による溢水についても設定する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水評価において本発電所の状況を踏まえた検討を行った上で、溢水源を網羅的に想定し、保守的な溢水量の設定を行う方針としていることを確認した。

### 3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、防護対象設備が設置される区画及び溢水経路を設定する方針が示されることが必要である。

#### (1) 溢水防護区画の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、防護対象設備が設置されている全ての場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を対象に溢水防護区画を設定する方針としている。

規制委員会は、申請者が防護対象設備が設置されている場所及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を対象に、壁、扉、堰、床段差等によって溢水防護区画を設定する方針であることを確認した。

#### (2) 溢水経路の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、開口部、扉（水密扉を除く。）等からの流入又は流出について溢水経路を設定する方針としている。ただし、消火活動時など、溢水時に水密扉の開放が想定される場合は、当該扉を溢水経路として設定するとしている。

溢水影響を軽減することを期待する壁、堰、床段差等については、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し健全性を維持できる設計とするとともに、水密扉の閉止等の運用を含め、これらの設計を維持するための保守管理を適切に実施するとしている。また、火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮するとしている。なお、溢水経路上の溢水防護区画の水位評価においては、当該区画内で発生する溢水は他区画への流出を想定しないこと及び当該区画外で発生する溢水は当該区画への流入が最も多くなるよう保守的に条件設定することとしている。

規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画の水位が最も高くなるように行われる方針としていること、また、溢水経路上の壁、水密扉、堰等に溢水影響の軽減又は止水機能を期待する場合は、基準地震動や火災等に



対して当該機能が維持されることを評価するとともに、それらを維持するための保守管理や運用を適切に実施する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水防護区画の設定が防護対象設備が設置されている場所及び当該場所へのアクセス通路を対象になされる方針であることを確認した。また、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画の水位が最も高くなるような保守的な条件でなされる方針であることを確認した。

#### 4. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針

防護対象設備は、破損による溢水、消火水等の放水による溢水、地震による溢水及びその他の要因による溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される方針であることが必要である。また、原子炉制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路については、環境条件等を考慮しても、アクセス性が失われない設計方針であることが必要である。

さらに、使用済燃料プール水が地震に伴うスロッシングによって漏えいしても、当該プールに対し冷却及び給水ができる方針であることが必要である。

##### (1) 没水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、没水による影響について評価した上で、溢水により溢水防護区画に滞留する水の水位（以下「溢水水位」という。）が、流入状態、溢水源からの距離、没水域での人員のアクセス等による水位変動を考慮しても、防護対象設備の機能が損なわれるおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。

なお、没水により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

##### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により溢水箇所を隔離する。
- b. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。
- c. 壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。

- d. 上記に加え、その他の要因による溢水のうち機器の誤作動等による溢水については、漏えい検知システム等による溢水の発生の早期検知を行う。

## ② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備の機能喪失高さが溢水水位を十分な裕度を持って上回るよう、設備設置高さをかさ上げする。
- b. 防護対象設備の周囲に浸水防護堰を設置する。

規制委員会は、申請者の設計方針が防護対象設備ごとに現場の設置状況を踏まえて機能喪失高さを評価した上で、水位変動等を考慮した溢水水位が防護対象設備の機能喪失高さを上回らないように設置すること、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に没水により機能が損なわれない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、没水により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

## (2) 被水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、被水による影響として、溢水源からの飛散による被水及び天井面等の開口部や貫通部からの被水による影響を評価している。

その上で、これら被水による影響について、被水試験等により確認された防滴機能を有していること若しくは防護対象設備に対して保護カバー等による被水対策を実施すること又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を同時に被水影響が及ばない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。

なお、被水により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。
- b. 壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。

- c. 溢水防護区画内の火災に対しては、原則として水消火以外の消火手段を採用することとし、水消火を行う場合には、防護対象設備に対して不用意な放水を行わない運用とする。

## ② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備を被水試験等により確認された防滴機能を有しているものにする。
- b. 防護対象設備に対して保護カバー等による被水防護対策を実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が被水試験等により確認された防滴機能を有していること又は防護対象設備に対して保護カバー等による被水対策を実施すること、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に被水影響が及ばない別区画に設置することで安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、被水により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

## (3) 蒸気放出の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、蒸気影響として、溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある防護対象設備への影響を評価している。その上で、これら蒸気影響について、防護対象設備が耐蒸気仕様を有すること又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を同時に蒸気影響が及ばない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。また、蒸気影響により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、自動又は手動による隔離を行う設計とする。当該対策だけでは、その防護対象設備の健全性が確保されない想定破損箇所については、防護カバーを設置する。
- b. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対する耐震性の確保又は補強工事等により発生応力を低減する。

- c. 壁、水密扉等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。

## ② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備を蒸気暴露試験又は机上評価により蒸気影響に対して耐性を有しているものにする。
- b. 防護対象設備に対して蒸気暴露試験等により確認したシール、パッキン等による蒸気防護対策を実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、防護対象設備の健全性が確認されている条件を超えることがないよう防護対象設備が耐蒸気仕様を有すること、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に蒸気影響が及ばない別区画に設置することで安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、蒸気放出の影響により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

## (4) その他の要因による溢水に対する設計方針

申請者は、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損、降水、地下水の流入等による溢水が溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア及び建屋内への浸水を防止する設計としている。また、機器の誤作動等による漏えいに対して、漏えい検知システム等による早期検知が可能とし、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計としている。

規制委員会は、申請者が、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損等による溢水に対して、壁、扉、堰等により溢水防護区画内への浸水を防止し、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計としていることを確認した。

## (5) アクセス通路の設計方針

申請者は、溢水が発生した場合においても現場操作が必要な設備に対して、アクセス通路の環境の温度及び放射線量並びに溢水水位を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が現場操作が必要な設備へのアクセス通路について、環境条件等を考慮しても、アクセス性が失われないものであることを確認した。

#### (6) 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

申請者は、使用済燃料プールの冷却及び給水機能の維持に必要な設備の没水、被水、蒸気放出の影響に対する安全機能維持に係る設計に加え、使用済燃料プールが、スロッシング後においても、プール冷却機能及び遮蔽に必要な水位を確保する設計を行う方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、使用済燃料プールのスロッシング後においても使用済燃料プールの冷却及び給水機能が維持されることから、水温を維持し、遮蔽水位を維持できるものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による溢水に対する設計方針が没水、被水、蒸気放出に対して防護するものであること、アクセス通路のアクセス性を確保するものであること及び使用済燃料プールの機能を維持するものであることを確認した。

### 5. 建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針

建屋外の防護対象設備については、溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針であることが要求される。

申請者は、建屋外の防護対象設備である海水ポンプについて、海水ポンプエリア内外で生じる溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針としている。具体的には、海水ポンプエリア外で生じる溢水が流入しないようにするために、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る方針としている。当該エリア内で生じる溢水に対しては、想定される溢水源が、地震により溢水源とならぬよう基準地震動による地震力に対する耐震性を確保する。また、破損による溢水により多重性を有する防護対象設備が同時に機能を損なわないよう別区画に設置し、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画内外からの溢水に対して壁、閉止板等による溢水伝播防止対策等を図ることを確認した。

### 6. 溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針

防護対象設備が設置されている溢水防護区画については、溢水防護区画外からの溢水に対する流入防止を講じる設計方針であることが必要である。

申請者は、溢水防護区画外の溢水源に対して、防護対象設備が設置されている溢水防護区画へ流入しないようにするため、溢水防護区画又は溢水防護区画を内

包する建屋に壁（壁貫通部の止水措置を含む。）、水密扉、堰等の設置等の流入防止対策を講じる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画を内包する建屋外からの溢水経路を特定した上で、それぞれの流入経路に対して流入防止対策を講じるものであることを確認した。

## 7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

第9条第2項の規定は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないことを要求している。

申請者は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損等によって当該容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、溢水経路に壁、扉、堰等による漏えい防止対策を講じることにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が建屋内の壁、堰等の設置によって、放射性物質を含んだ液体の管理区域外への溢水経路に対策を実施することにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものであることを確認した。

## 8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

溢水に対する設計方針を踏まえた上で、溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動が要求される場合には、溢水の影響を考慮しても安全機能が失われないことを確認するため安全評価指針に基づき安全解析を行うことが必要である。

申請者は、溢水により防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とし、評価に当たっては、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できるものであることを確認した。

### **Ⅲ－８ 誤操作の防止（操作の容易性）（第１０条関係）**

第１０条第２項の規定は、安全施設は、容易に操作できるよう設計することを要求している。

申請者は、想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が容易に安全施設を操作できるよう、以下の設計方針としている。

- １．中央制御室の盤面器具は、系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器具は、形状や色等の視覚的要素により識別を容易にする設計とする。
- ２．現場の弁等については、系統等による色分け及び弁等への銘板取り付けにより識別管理できる設計とする。
- ３．中央制御室については、制御盤等の固定、手すりの設置等により、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。
- ４．中央制御室等の操作場所は、地震や外部電源喪失等の事象が発生した場合においても、操作に必要な環境が維持される設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室や現場で操作する機器等の識別管理等を行うものであること及び想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が安全施設を容易に操作できるようにするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－９ 安全避難通路等（第１１条関係）**

第１１条第３号の規定は、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を備える設計とすることを要求している。

申請者は、以下の設計方針としている。

- １．原子炉の停止、停止後の冷却、監視等の操作が必要となる可能性のある中央制御室、現場作業場所（計測制御電源室等）及び当該現場へのアクセスルートに、避難用照明とは別に非常用電源から給電できる作業用照明を設置する設計とする。
- ２．作業用照明として、非常用母線から給電できる非常用照明、非常用母線及び蓄電池（非常用）から給電できる直流照明兼非常用照明又は蓄電池（非常用）から給電できる直流照明を設置するとともに、全交流動力電源喪失時に操作が必要な場所には、作業用照明のうち直流照明兼非常用照明又は直流照明を設置する設計とする。
- ３．全交流電源喪失時における作業を実施する場合等を想定し、随時使用可能なように、中央制御室等に電池を内蔵した可搬型照明を備える。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明及びその専用の電源を備える方針としていること、また、可搬型照明を時間的余裕も考慮し準備可能とすることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）**

第１２条第２項の規定は、重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、原則として多重性又は多様性及び独立性の確保を要求している。当該系統のうち静的機器については、長期間（24時間以降又は運転モードの切替時点以降をいう。以下本節において同じ。）において想定される静的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能が達成できるよう設計することを要求している。

また、同条第６項の規定は、重要安全施設について、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならないこととした上で、共用又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではないとしている。

さらに、同条第７項の規定は、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないものであることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 静的機器の多重性
2. 共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設）

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 静的機器の多重性**

第１２条第２項の規定は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものに対して、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保した設計とすることを要求している。

ただし、想定される静的機器の単一故障を仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を考慮



しなくてもよいとされている。また、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合又は単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合は、当該機器に対する多重性の要求は適用しないとされている。

申請者は、重要度が特に高い安全機能を有するシステムを構成する設備のうち、多重性を有しない静的機器であって、設計基準事故が発生した場合に、長期間にわたり機能が要求される設備として、非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタ装置、中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ装置並びに格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管を抽出している。

抽出された設備については、以下のとおり、(1) 単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合又は(2) 単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合に該当するとしている。

#### **(1) 単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合**

非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタ装置並びに中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ装置については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能等が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を、配管及びダクトについては全周破断を、フィルタ本体については閉塞を想定している。

いずれの故障においても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、長期間の安全機能の評価に当たってその単一故障を考慮しないとされている。

安全上支障のない期間については、故障を確実に除去又は修復するまでの間の周辺公衆の放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回る期間であること及び除去又は修復作業にかかる作業員の被ばくが、緊急時作業に係る線量限度以下とすることができる期間であることとし、3日間としている。

なお、除去又は修復ができない場合であっても、周辺公衆の放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るとしている。

#### **(2) 単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合**

格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管は、安全機能に最も影響を与える単一故障として静的機器である配管一箇所の全周破断を仮定したとしても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し、所定の安全機能を維持できる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものを抽出した上で、以下のとおりとしていることを確認した。

- (1) 申請者が単一故障を仮定しないとした非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタ装置並びに中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ装置については、設計基準事故時に、ダクト、配管の全周破断又はフィルタ本体の閉塞を仮定したとしても、放射性物質の漏えいに伴う周辺の公衆に対する被ばくによる実効線量の評価値が、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るよう安全上支障のない期間内に除去又は修復できるとしていること。
- (2) 申請者が、多重性は必要ないとした格納容器スプレイ冷却系の格納容器スプレイ管については、配管一箇所の全周破断を仮定した場合であっても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し所定の安全機能を維持できることが、安全解析等により適切に確認されていること。

## 2. 共用又は相互接続

第12条第6項の規定は、二以上の発電用原子炉施設における重要安全施設の共用又は相互接続について、これらを行うことは原則せず、二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合にのみ認められることを規定している。また、同条第7項においては、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用原子炉施設において共用又は相互に接続する場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないことを要求している。

申請者は、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設はないとしている。

重要安全施設以外の安全施設のうち、通信連絡設備等については、1号炉、2号炉及び3号炉で共用するとし、液体窒素蒸発装置等については、2号炉及び3号炉で共用するとし、加熱蒸気及び復水戻り系については、1号炉及び2号炉で共用するとしている。共通用所内高圧母線については、1号炉と2号炉との間及び2号炉と3号炉との間で相互に接続するとしている。

これらの設備については、以下の理由から、本発電所2号炉の安全性が損なわれないとしている。

## (1) 共用

通信連絡設備は、共用する 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉で同時に通信連絡を行っても支障のない設計とすること。

液体窒素蒸発装置並びに加熱蒸気及び復水戻り系は、共用する号炉に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁において隔離できる設計とすること。

## (2) 相互接続

共通用所内高圧母線は、電源融通時に何らかの要因で電気故障が発生した場合、遮断器により故障箇所を隔離し、他の号炉へ影響を及ぼさない設計とすること。

規制委員会は、申請者による安全施設の共用又は相互接続の設計方針について、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設はないことを確認した。また、重要安全施設以外の安全施設である通信連絡設備、液体窒素蒸発装置並びに加熱蒸気及び復水戻り系を共用し、共通用所内高圧母線を相互に接続することは、本発電所の安全性を損なわないと判断した。

### Ⅲ-11 全交流動力電源喪失対策設備（第 14 条関係）

第 14 条の規定は、全交流動力電源喪失（外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳をいう。以下同じ。）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全な停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できるよう設計することを要求している。

申請者は、蓄電池（非常用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約 15 分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後に冷却し、及び原子炉格納容器の健全性を確保するために必要な設備に 8 時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計ととしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、重大事故等対処設備からの電力供給が可能となるまでの間、原子炉停止等のために必要な設備に対し電源供給が可能な容量を有する蓄電池（非常用）を備えるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－１２ 炉心等（第１５条関係）

第１５条第６項第１号の規定は、燃料体について、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力等の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする等ことを要求している。

申請者は、燃料体は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物（以下「FP」という。）の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による炉心等の設計方針が、運転時の異常な過渡変化時における荷重に対しても耐える設計としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、申請者が本申請以前から運転時の異常な過渡変化時における荷重も考慮した評価を行っていたことは、過去の申請から確認できる。

### Ⅲ－１３ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）

第１６条第２項第２号ニの規定は、使用済燃料の貯蔵施設（乾式キャスクを除く。）において想定される燃料体等の落下時だけでなく、他の重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能（遮蔽能力、最終ヒートシンクへの崩壊熱の輸送、漏えい検知等）が損なわれないよう設計することを要求している。

同条第３項第１号の規定は、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量について、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能な設計とすることを要求している。同項第２号は、外部電源が利用できない場合であっても、使用済燃料貯蔵槽のパラメータの監視が可能な設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策
2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### 1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策

第16条第2項第2号ニの規定は、想定される重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能が損なわれないよう設計することを要求している。

申請者は、使用済燃料の貯蔵施設内において落下のおそれがある重量物を抽出した上で、使用済燃料の貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物の落下を防止できるよう、以下の設計方針としている。

#### (1) 落下のおそれがある重量物の抽出

落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下のおそれがある重量物の落下時のエネルギーを評価し、気中における落下試験時のチャンネルボックスを取り付けた燃料集合体の落下エネルギー以上となる設備等を抽出している（原子炉建屋原子炉棟の構造物、燃料交換機及び原子炉建屋クレーン）。

#### (2) 抽出された各重量物に対する設計又は運用に関する方針

抽出したそれぞれの重量物に対して、以下のような対策を講じる。

- ① 原子炉建屋原子炉棟の構造物については、基準地震動による地震力に対して使用済燃料プール内への落下を防止できるように設計する。
- ② 燃料交換機については、基準地震動による地震力に対して、燃料交換機本体、転倒防止装置及び走行レールに発生する荷重により生ずる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。
- ③ 原子炉建屋クレーンについては、基準地震動による地震力に対して、クレーン本体及び脱線防止ラグに発生する荷重により生ずる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。また、重量物の移送時には、走行範囲を制限する措置を講ずることで、仮に走行レールから脱落したとしても、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料プールに落下しない設計とする。さらに使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、落下物とならないよう運用上の措置を講ずる。

規制委員会は、申請者の設計方針が、現場状況及び作業実態を調査した上で、当該貯蔵施設の機能に影響を与えないことが既に確認されているチャンネルボックスを取り付けた燃料集合体の落下時のエネルギーと比べてその値が大きい物を、落下によって使用済燃料の貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物として抽出し、それぞれの重量物に対して落下を防止するものであることを確認した。

## 2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

第16条第3項第1号の規定は、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量について、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能なように設計することを要求している。また、同項第2号の規定は、外部電源が利用できない場合においても、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能であることを要求している。

申請者は、使用済燃料プールの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信するように設計するとしている。さらに、外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により、使用済燃料プールの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を監視できるように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、使用済燃料貯蔵槽を監視するために必要なパラメータとして、放射線量に加え、水位及び水温についても、異常の検知や原子炉制御室における監視を可能とし、外部電源喪失時においても監視を可能とするものであることを確認した。

### Ⅲ-14 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条関係）

第17条の規定は、発電用原子炉施設には原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器を設けることを要求している。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管（以下「接続配管」という。）のうち、通常時及び設計基準事故時ともに閉となるべきにもかかわらず、通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある弁を有する配管については、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲を、原子炉冷却材圧力バウンダリ（クラス1機器）とすることとしている。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有する接続配管は、原子炉側からみて、第2隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする。
2. 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有する接続配管のうち、弁の施錠管理を行うことにより開とならない運用とする場合は、原子炉側からみて、第1隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする。
3. 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないよう十分なじん性を有する設計とする。また、クラス1機器としての供用期間中検査を可能とする。

4. 新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、クラス1機器における要求を満足していることを確認する。また、クラス1機器としての供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管を抽出するとしていること、当該機器及び配管をクラス1機器として位置付けるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－15 安全保護回路（第24条関係）**

第24条第6号の規定は、安全保護回路は不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計することを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。
2. 安全保護系のデジタル計算機は、通信状態を監視し、送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断した上で、通信を送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。
3. 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
4. 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC4620-2008)及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008)に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
5. 発電所出入管理により、物理的アクセスを制限する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－１６ 放射性廃棄物の処理施設（第２７条関係）

申請者は、新たに重大事故等対処施設を設置するためのスペースを確保するため、サプレッションプール水貯蔵タンク等（放射性液体廃棄物の処理施設に関連する設備であり、サプレッションプール水を一時的に貯留する等の能力を有するが、放射性液体廃棄物を処理する能力を有しない。）を撤去するとしている。

当該設備の撤去後においても、放射性液体廃棄物を処理する施設は、その能力に変更はないとしており、かつ、放射性液体廃棄物の処理施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止する設計に変更はないとしている。

なお、設備の撤去に伴い発生する放射性廃棄物は除染後、金属製の容器等に収納し、固体廃棄物の貯蔵施設で貯蔵するとしている。

規制委員会は、当該設備の撤去後においても、放射性廃棄物を処理する能力に変更がないこと及び液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止する方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－１７ 保安電源設備（第３３条関係）

第３３条の規定は、保安電源設備について、安全施設への電力の供給が停止することがないように設計することを要求している。また、外部電源喪失時における発電所構内の電源として、必要な電力を供給するよう設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

- １．保安電源の信頼性
  - （１）発電所構内における電気系統の信頼性
  - （２）電線路の独立性
  - （３）電線路の物理的分離
  - （４）複数号炉を設置する場合における電力供給確保
- ２．外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保
  - （１）非常用電源設備等
  - （２）隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### １．保安電源の信頼性



## (1) 発電所構内における電気系統の信頼性

第33条第3項の規定は、保安電源設備について、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するよう設計することを要求している。

申請者は、保安電源設備について、安全施設への電力の供給が停止することがないように設計するとしている。安全施設に対する電気系統を構成する機器は、短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知し、検知した場合には遮断器により故障箇所を隔離することにより故障による影響を局所化することができるとともに、他の安全機能への影響を限定できるよう設計するとしている。また、1相開放時は、電力の供給の安定性を回復できる設計としている。重要安全施設に対する電気系統については、開閉所の母線について275kV母線を4母線、66kV母線を1母線、所内の非常用高圧母線について3母線で構成することにより、多重性を有し、系統分離が可能である母線構成としており、電気系統を構成する機器は、規格等で定められた適切な仕様とするとともに、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易な設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、以下の点を考慮する方針としていることを確認した。

- ① 保安電源設備については、安全施設への電力の供給が停止することがないようにすること、電力系統の異常の検知とその拡大防止については、遮断器により短絡等の故障による影響を局所化するとともに、他の安全機能への影響を限定できること。
- ② 外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことによって、安全施設への電力の供給の安定性を回復できること。
- ③ 重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易であること。

## (2) 電線路の独立性

第33条第4項の規定は、設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線について、それぞれ互いに独立しているものであって、当該施設に

において受電可能なものであり、かつ、それにより当該施設を電力系統に連系する設計とすることを要求している。

申請者は、本発電所について、送受電可能な 275kV 送電線（牡鹿幹線及び松島幹線）2 ルート各 2 回線と、受電可能な 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。)) 1 ルート 1 回線の 3 ルート 5 回線で電力系統に連系しており、275kV 送電線は約 28 km 離れた石巻変電所及び約 84km 離れた宮城中央変電所に連系し、66kV 送電線は約 8km 離れた女川変電所及び万石線を経由し、上流側の接続先である約 22 km 離れた西石巻変電所に連系するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先の変電所等が停止した場合であっても、当該発電用原子炉施設に接続された送電線による電力の供給が停止しないとしており、独立性を有するものであることを確認した。

### （3）電線路の物理的分離

第 3 3 条第 5 項の規定は、設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも 1 回線について、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とすることを要求している。

申請者は、275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線と、275kV 送電線（松島幹線）2 回線及び 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。)) 及び万石線）1 回線について、同一の送電鉄塔に架線しない設計とした上で、大規模な盛土崩壊、大規模な地すべり等による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保するとともに、強風又は着氷雪による事故防止対策の実施により、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、地滑り等の共通要因にて電力の供給が全て同時に停止しないように、電線路のうち少なくとも一回線は、他の回線と物理的に分離して受電できるものであることを確認した。

### （4）複数号炉を設置する場合における電力供給確保

第 3 3 条第 6 項の規定は、設計基準対象施設に接続する電線路について、同一の発電所の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの 2 回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないよう設計することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設に連系する送電線について、受電可能な 5 回線を有し、いずれの 2 回線が喪失しても、それ以外のいずれかの 1 回線により 2

号炉に必要な電力を供給し得る容量を備える構成とし、275kV 送電線は、母線連絡遮断器を介し、母線のタイラインにより起動変圧器を介して2号炉に接続するとともに、66kV 送電線は予備変圧器を介して接続する設計としている。また、開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とした上で、遮断器等の機器についても、耐震性の高いものを使用するとしている。また、当該開閉所等は、防潮堤等により津波に対して防護するとともに、塩害を考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準対象施設に接続する電線路のいずれの2回線が喪失した場合でも他の1回線によって2号炉に電力を供給できるものであることを確認した。

## 2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

### (1) 非常用電源設備等

第33条第7項の規定は、非常用電源設備及びその附属設備について、多重性又は多様性、及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とすることを要求している。

申請者は、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮し、必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、それぞれ非常用高圧母線に接続するとしている。設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機等の連続運転に必要とする燃料を貯蔵する設備として、軽油タンクを設置し、7日間の連続運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵するとしている。

蓄電池は、非常用3系統を各々異なる区画に設置し、多重性及び独立性を確保することで、いずれか1系統の単一故障が発生した場合でも、残りの2系統により設計基準事故に対処するための設備の機能を確保する容量を有する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、非常用電源設備について、多重性及び独立性を考慮し、それぞれ別の場所に設置することにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備の機能が損なわれないよう十分な容量を有するものであることを確認した。

### (2) 隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

第33条第8項の規定は、設計基準対象施設について、隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合にあっても、これに過度に依存しない設計とすることを要求している。

申請者は、非常用電源設備及びその附属設備は号炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計としている。

規制委員会は、申請者が、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等を共用しない設計とすることを確認した。

## IV 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて原子炉等規制法は、重大事故（炉心の著しい損傷その他の重大な事故）への対策を規制の対象と位置付け、平成 25 年 7 月に施行された。この際、設置許可基準規則及び重大事故等防止技術的能力基準が併せて施行されている。

本章においては、申請者の計画が、設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準のうち 1. 0 から 1. 1 9 項に適合しているか否かを審査した。

また、V 章においては、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているか否かを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。

### 1. 重大事故等の拡大の防止等（第 3 7 条）

申請者は、事故の想定を幅広く行い、その想定した事故に対して有効な対策を計画しなければならない。

#### （1）事故の想定

事故の原因となる事象の抽出、起回事象（※<sup>8</sup>）と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に行っているかを審査する。

起回事象と安全機能の喪失の組合せは多数存在することから、効率的に対策を計画するため、起回事象、安全機能の喪失状況、対策の共通性に着目して少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。その上で、事故シーケンスグループ等ごとに事故の進展や対策の実施等の観点から最も厳しい重要事故シーケンス等を選定する。すなわち、重要事故シーケンス等に対して対策が有効であれば、その対策は当該重要事故シーケンス等が含まれる事故シーケンスグループ等に対して有効であるものと判断できる重要事故シーケンス等を選定する。これらが適切に行われているかを審査する。

#### （2）有効性評価

事故シーケンスグループ等ごとに、申請者の計画する対策が、当該事故シーケンスグループ等の特徴を踏まえたものか審査する。その上で、重要事故シーケンス等に対して申請者が計画している対策の有効性について、適切な解析手法を用いているか、解析結果が評価項目を満たしているか、解析コード等の不確かさを考慮しても評価項目を満たしていることに変わりはないかを審査す

（※<sup>8</sup>）通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器破損及び燃料損傷に波及する可能性のある事象（外部電源喪失、LOCA 等）。以下この章において同じ。

る。また、当該対策が要員及び燃料等の観点からも対応可能であるかを審査する。

## 2. 設備及び手順等（第38～第41条、第43～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1.0～1.19）

申請者は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた対策や前記のように網羅的かつ体系的に想定した事故への対策に関する設備及び手順等を適切に整備する必要がある。さらに、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する必要がある。

### （1）設備及び手順等に対して要求される共通事項（第38～第41条、第43条、重大事故等防止技術的能力基準1.0）

地震及び津波などにより機能を喪失しないこと、炉心損傷防止などに必要な性能を確保することなどは、重大事故等に対処するための設備及び手順に対して要求される共通の事項であり、これらが適切になされる方針であるかを審査する。

### （2）機能ごとに要求される事項（第44～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1.1～1.19）

#### ① 設置許可基準規則等の逐条において必要とされる設備及び手順等

設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準第1項は、主として福島第一原子力発電所事故の教訓から導かれた要求事項から構成されている。申請者が設備及び手順等を整備する上での申請者の方針が、要求事項にのっとった適切なものであるかについて審査する。

#### ② 有効性評価において必要とされる設備及び手順等

上記有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備が、適切な方針の下に行われるかを審査する。

#### ③ 申請者の自主的な設備及び手順等

機能喪失の原因分析などを行った上で、さらなる対策の抽出を行い、上記以外の設備及び手順等を整備するなど自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。なお、有効性評価においては厳しい条件で解析を行うため、故障した設備の復旧などは見込まないが、実際には復旧対策などの自主的な対応が行われる。このため、

全体としての対策の実現性を検討するためには、自主的な対応も確認することが必要である。

### 3. 大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力基準2. 1）

申請者は、原子炉施設が大規模な損壊に至った場合に対しても、事故の影響を緩和する対策を整備しておく必要がある。

重大事故等防止技術的能力基準2. 1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における手順書、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を適切に整備する方針であることを要求している。

V章において、申請者の計画が、大規模損壊に対する手順書、体制及び資機材の整備が大規模損壊発生時の特徴を踏まえた適切な方針であることを審査する。

## IV-1 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）

第37条は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、重大事故が発生した場合においては、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じることがを要求している。

また、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、運転停止中（※<sup>9</sup>）における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じることがを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

- IV-1. 1 事故の想定
- IV-1. 2 有効性評価の結果
  - IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策
  - IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策
  - IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策
  - IV-1. 2. 4 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

また、規制委員会は、申請者が有効性評価に用いた解析コードについて、その適用性を確認した。

（※<sup>9</sup>）停止中評価ガイドには、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間と示している。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除くとされしている。

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。なお、以下において位置付けた重大事故等対処設備及びその手順等の整備の方針は、IV-2からIV-4に示している。

#### **IV-1. 1 事故の想定**

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする原子炉施設において「想定する事故シーケンスグループ（※<sup>10</sup>）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※<sup>11</sup>）」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、有効性評価の対象とするとしている。また、格納容器破損モードごとに、格納容器の破損に至る重要な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定するとしている。

また、SFP評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷防止については、想定事故1及び想定事故2を想定するとしている。

さらに、停止中評価ガイドは、燃料の著しい損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

事故シーケンスグループ等（設置許可基準規則解釈において、必ず想定することを要求しているもの）は、以下のとおり。

##### **① 運転中の事故シーケンスグループ**

- a. 高圧・低圧注水機能喪失
- b. 高圧注水・減圧機能喪失
- c. 全交流動力電源喪失
- d. 崩壊熱除去機能喪失
- e. 原子炉停止機能喪失
- f. LOCA時注水機能喪失

---

（※<sup>10</sup>）起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数若しくは複数の事故シーケンスを含む。

（※<sup>11</sup>）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。



- g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

## ② 格納容器破損モード

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
- f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

## ③ 想定事故 1 及び想定事故 2

- a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
- b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失

## ④ 運転停止中の事故シーケンスグループ

- a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

# 1. 申請内容

申請者は、事故シーケンスグループ等の特定及び事故シーケンスグループ等ごとの重要事故シーケンス等の選定については、以下のとおりとしている。

## （1）運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

### ① 事故シーケンスグループの特定

- a. イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出  
内部事象レベル 1PRA（※<sup>12</sup>）の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベ

---

（※<sup>12</sup>）PRA には、①偶発故障又は人的過誤により発生する事故と、②地震等特定の事象により発生する事故を対象とするものがある。①を「内部事象 PRA」と呼ぶ。なお、IAEA ガイド（SSG-3）ではレベル 1PRA の評価対象として偶発故障、内部ハザード（内部火災等）及び外部ハザード（地震等）の 3 つとしている。

ントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

**b. PRA に代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討**

内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。

具体的には、内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。

また、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

**c. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応**

上記 a. においてイベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目し類型化して事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する 7 つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震特有の 7 つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、格納容器損傷、圧力容器損傷、計測・制御系喪失、格納容器バイパス、Excessive LOCA）、津波特有の 1 つの事故シーケンス（複数の安全機能喪失）が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。

**d. PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定**

上記の 8 ㉔の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かを、PRA の結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループとの比較により検討した。そ

の結果、地震特有の7つの事故シーケンスは、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られること（「V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」を参照）を確認した。また、津波特有の1つの事故シーケンスについては、頻度の観点から、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、津波の建屋内への流入により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認した。

以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、地震特有の7つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。

よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。

#### e. 原子炉格納容器の機能に期待する事故シーケンス

国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、想定する事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする。

### ② 重要事故シーケンスの選定

有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いた。また、選定の際に複数の事故シーケンス

が重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定した。具体的には表IV-1のとおり。

## (2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

### ① 格納容器破損モードの抽出

#### a. PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損(※<sup>13</sup>)に係る以下の水素燃焼を除く11の格納容器破損モードを一般社団法人日本原子力学会(以下「日本原子力学会」という。)のPRAに関する実施基準(※<sup>14</sup>)にのっとり検討対象とした。また、水素燃焼については、その対策として原子炉格納容器内を窒素置換していることから、日本原子力学会のPRA実施基準のBWR分類例では対象外としているが、窒素置換対策の有効性を確認する目的で検討対象とした。

- 1) インターフェイスシステム LOCA
- 2) 格納容器隔離失敗
- 3) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発
- 4) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(未臨界確保失敗))
- 5) 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発
- 6) 格納容器雰囲気直接加熱
- 7) 溶融物直接接触
- 8) 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 9) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過温破損)
- 10) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(崩壊熱除去失敗))
- 11) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(長期冷却失敗))
- 12) 水素燃焼

#### b. PRAに代わる方法による格納容器破損モードの検討

内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5PRA(※<sup>15</sup>)の手法と工学的な判断により検討を実施した。

(※<sup>13</sup>) 日本原子力学会標準においては、事故後に限界耐力以上の負荷によって構造的な損傷を引き起こす原子炉格納容器の状態として、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗と並び用いられている。

(※<sup>14</sup>) 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準」(レベル2PSA編):2008

(※<sup>15</sup>) レベル1.5PRAとは、炉心損傷後の格納容器破損確率を求めるまでのPRAをいう。

検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失及び地震による格納容器本体の損傷が考えられるが、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失については上記 a. の 12 の破損モードで抽出されていること、地震による格納容器本体の損傷については構造的な損傷による直接的な閉じ込め機能喪失であり国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、原子炉格納容器損傷防止が困難であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル 1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象(※<sup>16</sup>)による影響についても上記 a. の 12 の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

#### c. 評価対象とする格納容器破損モードの抽出

上記 a. において検討対象とした 12 の格納容器破損モードには、必ず想定する 6 つの格納容器破損モードが含まれる。なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）(※<sup>17</sup>)については、BWR の一部の原子炉格納容器（MARK-I 型）に特有の事象であるため、MARK-I 改良型である女川 2 号炉では評価の対象外とする。

原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に溶融炉心が急激に噴出（高圧溶融物放出）した後の格納容器破損モードとして、溶融物直接接触（シェルアタックは対象外とする。）及び格納容器雰囲気直接加熱を考慮している。両者とも、原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力容器を減圧することが格納容器破損防止対策となるため、必ず想定する格納容器破損モードである格納容器雰囲気直接加熱としてまとめる。

必ず想定する格納容器破損モードに分類されない 2 つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）及び 3 つの破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗））、インターフェイスシステム LOCA 及び雰囲気圧力・温度に

(※<sup>16</sup>) 日本原子力学会標準では、格納容器破損の原因となる物理現象として水蒸気爆発、過圧破損、格納容器雰囲気直接加熱等を格納容器内物理現象と呼んでいる。

(※<sup>17</sup>) 日本原子力学会の PRA に関する実施基準では、溶融物直接接触に格納容器直接接触（シェルアタック）が含まれている。

よる静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗））については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。

原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されていること。

格納容器隔離失敗については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を1日に1回確認する運用であること及び事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価したこと。

3つの破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗））、インターフェイスシステム LOCA 及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗））については、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価すること。

さらに、雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（長期冷却失敗））及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）は、選定される事故シーケンスが同一となるため、必ず想定する格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）としてまとめる。

よって、想定する格納容器破損モードは以下の5つとする。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（過圧破損（長期冷却失敗）、過温破損）
- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（溶融物直接接触、格納容器雰囲気直接加熱）
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（原子炉圧力容器外での水蒸気爆発）
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- ・ 水素燃焼（水素燃焼）

## ② プラント損傷状態の特定

炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、レベル 1PRA で抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、原子炉格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて分類した。

さらに、PDS ごとに、原子炉格納容器冷却の分岐・ヘディングを考慮し設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c. の5つの格納容器破損モードのいずれかに対応することを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとに PDS を整理した。

### ③ 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとの PDS から、格納容器への圧力又は温度による負荷の大きさの観点で最も厳しくなる PDS を選定した。この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとした。

さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮した。具体的には表IV-1のとおり。

## (3) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

想定事故1及び想定事故2を想定する。

## (4) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

### ① 事故シーケンスグループの特定

運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかった。

### ② 重要事故シーケンスの選定

停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いた。具体的には表IV-1のとおり。

## 2. 審査結果

### (1) 運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とする PRA に代わる方法として、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。

規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の7つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていること、津波特有の1つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。

また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとり考え方であることから、妥当であると判断した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

### (2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとり検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モー



トはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。

規制委員会は、申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

### **(3) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故**

規制委員会は、申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法であることを確認した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当であると判断した。

## **3. 審査過程における主な論点**

### **(1) 「津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象」の安全機能への影響について**

申請者は、当初、津波が防潮堤の高さ O.P. +29m を超え敷地に流入する事象に対し、安全機能への影響について、その根拠を明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、申請者に、津波が防潮堤を超えた場合の浸水範囲を特定し、安全機能への影響を検討するように求めた。

申請者は、原子炉建屋等に津波が流入する前に海水ポンプが機能喪失することを防止するため、新たに海水ポンプエリア周辺に浸水防止壁を設置することとし、その上で、浸水範囲と安全機能への影響について検討を行った。その結果、津波高さ（※<sup>18</sup>）により次の2つに区分されることを示した。

- ① 津波分類 A（津波高さ 0.P. +29m～0.P. +33.9m）：浸水防止壁の設置等により、津波は海水ポンプエリア内へ浸水しないため、海水ポンプは機能喪失せず、また、原子炉建屋及び制御建屋の入口扉に到達しないため、建屋内に設置されている設備の安全機能は喪失しない。
- ② 津波分類 B（複数の安全機能喪失）（津波高さ 0.P. +33.9m 超過）：原子炉建屋及び制御建屋の入口扉の高さを超えて建屋内に大量浸水が発生し、複数の安全機能が喪失するが、当該区分の津波発生頻度は極めて低く、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さい。

規制委員会は、申請者が、津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象について、浸水防止壁を設置した上で浸水範囲を特定し、津波高さや安全機能への影響との対応を整理した結果、津波分類 B の発生頻度は極めて低く、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さいこと、また、大規模損壊対策などにより緩和措置を図るとしていることから、新たな事故シナリオグループとして抽出しないとしていることは、妥当であると判断した。

---

(※<sup>18</sup>) ここでいう「津波高さ」とは、防潮堤の位置に無限の高さの壁があると仮定し、津波が防潮堤に衝突したとき、せり上がった津波の高さをいう。

表IV-1 申請者の重要事故シーケンス等の選定について

|                       | 事故シーケンスグループ   | 重要事故シーケンス                                  | 選定理由  |   |
|-----------------------|---|--|---|---|
| 炉心損傷防止対策              | 高圧・低圧注水機能喪失   | 過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗                     | 起回事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。過渡事象後、逃がし安全弁の再閉成功が、逃がし安全弁の再閉失敗に比べて、減圧時の設備容量の観点で、原子炉圧力容器内が高圧状態に維持され、減圧のために逃がし安全弁の大きな吹き出し容量を必要とすることから、より厳しい事故シーケンスとなる。                            |   |
|                       | 高圧注水・減圧機能喪失   | 過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗                         | 起回事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。  |   |
|                       | 全交流動力電源喪失   | ・長期 TB                                     | 外部電源喪失+DG 失敗+HPCS 失敗 (蓄電池枯渇後 RCIC 停止)   | 全交流動力電源喪失時は、外部電源喪失後非常用ディーゼル発電機 2 台の機能喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失により (HPCS が機能喪失に至る)、原子炉隔離時冷却系を除く設計基準事故対処設備の注水機能及び除熱機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系の機能達成を阻害する要因である、「蓄電池枯渇後原子炉隔離時冷却系停止」、「原子炉隔離時冷却系本体の機能喪失」、「SRV 再閉失敗」及び「直流電源の喪失」に事故シーケンスグループを分類した。 |
|                       |   | ・TBU                                       | 外部電源喪失+DG 失敗+高圧注水失敗 (RCIC 本体の機能喪失)  |   |
|                       |   | ・TBP                                       | 外部電源喪失+DG 失敗+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗   |   |
|                       |   | ・TBD                                       | 外部電源喪失+DG 失敗+直流電源喪失+HPCS 失敗   |   |
|                       | 崩壊熱除去機能喪失   | ・取水機能が喪失した場合 <sup>*1</sup>                 | 過渡事象+崩壊熱除去失敗  | 起回事象として抽出された「LOCA」、「過渡事象」、「手動停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。代表性 (炉心損傷頻度が高い) の観点から、逃がし安全弁の再閉成功を選定する。なお「LOCA」は、原子炉格納容器内に蒸気が放出されるため原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しいが、中小破断 LOCA は LOCA 時注水機能喪失シーケンス、大破断 LOCA は格納容器過圧・過温破損シーケンスで評価する。           |
|                       |   | ・残留熱除去系が故障した場合 <sup>*1</sup>               | 過渡事象+崩壊熱除去失敗  |   |
|                       | 原子炉停止機能喪失   | 過渡事象+原子炉停止失敗                               | 起回事象として、「過渡事象」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点で、原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じるなど、原子炉冷却材圧力バウンダリが破断している「LOCA」に比べ、より厳しい事故シーケンスとなる。  |   |
|                       | LOCA 時注水機能喪失  | 中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗                | 起回事象として、「中破断 LOCA」を選定する。これは、破断口径が大きく冷却材の流出量が多いため、要求される設備容量の観点で、より厳しい事故シーケンスとなる。   |   |
| 格納容器パイパス              | インターフェイスシステム LOCA   | 格納容器パイパスに係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。           |   |   |
| 格納容器破損防止対策            | 格納容器破損モード   | PRA で選定された評価事故シーケンス <sup>*2</sup>          | 選定理由  |   |
|                       | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)   | 大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失      | 起回事象として、破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されない「大破断 LOCA」を選定する。   |   |
|                       | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱   | 過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+DCH 発生) | 原子炉圧力容器が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されない過渡事象を選定する。DCH 発生時の原子炉圧力の厳しさの観点から、高圧で維持される逃がし安全弁の再閉成功時が、より厳しい事故シーケンスとなる。   |   |
|                       | 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用   | 過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI 発生)  | 原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。LOCA は、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく、デブリの保有熱量が小さくなることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。   |   |
|                       | 水素燃焼  | 大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失      | 原子炉格納容器内を窒素で置換しているため、PRA では水素燃焼による格納容器破損シーケンスは選定されない。国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスである、大破断 LOCA+HPCS 機能喪失とした。  |   |
|                       | 溶融炉心・コンクリート相互作用   | 過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 (+デブリ冷却失敗) | 原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。「LOCA」は、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性があることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。  |   |
|                       | 事故シーケンスグループ   | 重要事故シーケンス                                  | 選定理由  |   |
| 運転停止中の原子炉における燃料破損防止対策 | 崩壊熱除去機能喪失   | 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗                     | 起回事象として、残留熱除去系のフロントライン系故障を選定する。これは、残留熱除去系のフロントライン系故障、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失のうち、残留熱除去系のフロントライン系故障と残留熱除去系のサポート系故障では崩壊熱除去機能への影響は同じであるが、余裕時間の観点で残留熱除去系のフロントライン系故障が厳しい。なお、外部電源喪失後の崩壊熱除去機能は「全交流動力電源喪失」に包絡される。 |   |
|                       | 全交流動力電源喪失   | 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗                 | 起回事象として、外部電源喪失時の交流電源喪失を選定する。  |   |
|                       | 原子炉冷却材の流出   | 原子炉冷却材の流出 (RHR 切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗     | 起回事象として、事象認知までに要する時間、代表性 (炉心損傷頻度が高い) の観点から残留熱除去系系統切替時のミニマムフロー弁操作誤りを選定する。  |   |
|                       | 反応度の誤投入   | 制御棒の誤引き抜き                                  | 反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。   |   |
|                       | <sup>*1</sup> 有効性評価ガイドの要求を踏まえ、崩壊熱除去機能喪失のシーケンスグループを「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」に事故シーケンスグループを分類した。<br><sup>*2</sup> 有効性評価における評価事故シーケンスでは、事象進展をより厳しくする観点などから、PRA で選定された評価事故シーケンスに複数の機能の喪失の重畳を考慮している。 |  |   |   |

## **IV-1. 2 有効性評価の結果**

第37条は、想定する事故シーケンスグループ等ごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。

事故シーケンスグループ等ごとの申請内容、審査結果及び審査過程における主な論点は以下のとおりである。

### **IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策**

第37条第1項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈において、「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するという要件を満たすものとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(d)の項目(以下「炉心損傷防止対策の評価項目」という。)を概ね満足することを確認している。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること(※<sup>19</sup>)。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

また、有効性評価ガイドでは、格納容器圧力逃がし装置による排気(以下「格納容器ベント」という。)を実施する場合には、「敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと(発生事故当たり概ね5mSv以下)を確認する」としている。

なお、上記の評価項目(c)及び(d)において限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合の根拠と妥当性については、「IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策」に示している。

---

(※<sup>19</sup>)「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。

(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

#### IV-1. 2. 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける（※<sup>20</sup>）。
- ④ 安定状態（※<sup>21</sup>）に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。な

（※<sup>20</sup>）本審査書においては、既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備とする場合には「重大事故等対処設備として位置付ける」とし、それ以外については「重大事故等対処設備として新たに整備する」と整理した。

（※<sup>21</sup>）有効性評価ガイド2.2.1(4)では、「原子炉が安定停止状態」と示しているが、原子炉及び原子炉格納容器を安定させる必要がある場合は「安定状態」としている。

お、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系には、サブプレッションチェンバ側及びドライウェル側の2経路がある。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び事象進展解析に用いるコード（以下「解析コード」という。）の選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、逃がし安全弁の再閉失敗に比べて、原子炉圧力容器内が高圧状態に維持され、減圧のために逃がし安全弁の大きな吹出し容量を必要とすることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。また、本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）が高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 評価上想定する事故の条件（以下「事故条件」という。）：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に原子炉再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）が停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3（※<sup>22</sup>））による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。
- d. 重大事故等対処設備の機器条件（以下「機器条件」という。）：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ 2 台の注水特性に従うものとし（設計値として最大 199m<sup>3</sup>/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自

(※<sup>22</sup>) 申請者は、燃料有効長頂部より上の原子炉水位について、低い方よりレベル 1（燃料有効長頂部から +47cm）からレベル 8（燃料有効長頂部から +560cm）までの水位を設定している。水位レベルは原子炉隔離時冷却系等の機器動作条件と関連づけられている。その他の水位レベルは略語等を参照。

動減圧機能) 6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いる原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  において、 $10.0\text{kg}/\text{s}$  とする (※<sup>23</sup>)。

- e. 重大事故等対処設備の操作条件 (以下「操作条件」という。): 原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の準備時間等を考慮し、事象発生から 25 分後とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $0.384\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に実施する。外部水源注水量限界 (サプレッションプール水位が真空破壊装置下端  $-0.4\text{m}$  (通常運転水位 + 約  $2\text{m}$ )) に到達後、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) を停止し、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低 (レベル 2) における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約  $7.69\text{MPa}[\text{gage}]$  に抑えられる。また、逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却により、PCT は約  $859^\circ\text{C}$  に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子

---

(※<sup>23</sup>) 耐圧強化ベント系を用いた場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合と比較して、排気流量は大きくなり、原子炉格納容器内の圧力の低下傾向は大きくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の条件に包絡される。以下同じ。

炉格納容器からの除熱（事象発生から約 45 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.427MPa[gage]、最高温度は約 154°C に抑えられる。

- c. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量は、格納容器ベントをより早期に実施する事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」での評価結果（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時：約  $8.3 \times 10^{-2}$  mSv、耐圧強化ベント系によるベント時：約  $7.9 \times 10^{-2}$  mSv）以下であり、5mSv を下回る。
- d. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER (※<sup>24</sup>) 及び CHASTE は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C 程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点と

---

(※<sup>24</sup>) SAFER の適用性については「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」において記載している。以下、CHASTE、REDY、SCAT、MAAP 及び APEX についても同様。



するが、MAAPの不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 25 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。また、この場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 40 分後（解析上の開始時間に対して 15 分遅れ）に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 966℃となる。この結果より、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。また、この場合の原子炉格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約  $3.5 \times 10^{-1}$ mSv、耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約  $3.4 \times 10^{-1}$ mSv であり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達したとき（事象発生から約 45 時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 1.5 時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 0.854MPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「IV - 1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器

過圧・過温破損)」においても事象発生から約 51 時間後であり、約 5 時間以上の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,800m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要な軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見做され、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）に

よる原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。

なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### （1）炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断

原子炉圧力容器の減圧は、原子炉冷却材の保有水量の低下を伴うため、その開始判断を適切に行う必要がある。

申請者は、当初、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧の判断基準を明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、減圧開始の判断基準を明確にするように求めた。

申請者は、これに対して、低圧注水への移行を目的として、炉心損傷前において、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動（※<sup>25</sup>）を確認できた場合に原子炉圧力容器を減圧すると説明した。

これにより、規制委員会は、炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断が適切に行われることを確認した。

## （2）燃料被覆管の破裂が敷地境界における実効線量に与える影響

申請者は、当初、本重要事故シーケンスでは燃料被覆管の破裂が生じないとし、炉心損傷が発生する前の原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量を、燃料被覆管の破裂が生じないという条件で評価していた。申請者は、燃料被覆管の破裂の有無を判断するために試験データに基づく破裂判定曲線を用いたが、本重要事故シーケンスの解析結果は破裂条件に接近しており、試験データのばらつきや解析の不確かさを考慮した場合、破裂の可能性を否定できず、敷地境界の実効線量が 5mSv 以下となることが根拠とともに示されていなかった。

このため、規制委員会は、申請者に対して、燃料被覆管の破裂が原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界の実効線量に与える影響を評価し、解析の不確かさを考慮した場合の成立性を示すことを求めた。

申請者は、燃料被覆管の破裂及びそれらからの放射性物質の放出の影響を確認するため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却の開始時間を 15 分遅らせた場合の敷地境界での実効線量を評価し、その結果が上記 1.（2）③ b. イ. のとおり約  $3.5 \times 10^{-1} \text{mSv}$  以下であることを示した。

これにより、規制委員会は、燃料被覆管の破裂が敷地境界での実効線量に及ぼす影響を評価していること及び炉心損傷を判断した場合には炉心損傷後の対策を行う手順が整備されることを確認した。

## （3）長期的な原子炉格納容器の安定状態の維持

（※<sup>25</sup>）申請者は、「低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動」を、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水給水系のうち 1 系統起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）のうち 1 系統以上起動することとしている。

申請者は、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度について、評価項目を満足するものの、高め（約 112℃）に推移している解析結果を示している。

このため、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持するための対策として、残留熱除去系の復旧並びに残留熱除去系の熱交換器が使用できない場合の対応を示すことを求めた。

申請者は、残留熱除去系の復旧手順を整備し残留熱除去系ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプ電動機並びにポンプ部品の予備品を確保すること、また、残留熱除去系の復旧が困難な場合には、自主対策として、可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱、原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱及び原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を整備することを示した。

これらにより、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器からの除熱を行うための対策が整備されることを確認した。

#### **IV-1. 2. 1. 2 高圧注水・減圧機能喪失**

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と原子炉減圧機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失し、原子炉圧力容器の減圧ができず高圧状態が継続する。逃がし安全弁（※<sup>26</sup>）（逃がし弁機能）によっても高圧状態が継続し低圧注水が実施できず、原子炉圧力の制御に伴う水蒸気の流出により原子炉

(※<sup>26</sup>) 逃がし安全弁には、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるために、弁入口圧力がスプリング荷重に打勝って開放する安全弁機能のほか、外部からの信号(原子炉圧力高)により強制的に開放する逃がし弁機能がある。さらに、事故時に低圧注水系が運転可能な圧力まで原子炉圧力を速やかに低下させるために、原子炉水位低(レベル1)及びドライウェル圧力高の同時信号により逃がし安全弁を強制的に開放する自動減圧機能がある。

水位が低下し、炉心損傷に至る。

- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、自動減圧系の作動ロジックを追加することにより原子炉圧力容器を減圧するとともに、低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧並びに低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を実施する。このため、代替自動減圧回路を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持並びに低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。その後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を継続し、残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に切り替えて原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に再循環ポンプが停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。
- d. 機器条件：代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、原子炉水位低（レベル 1）到達から 10 分後とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。低圧炉心スプレイ系及び 3 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル 1）で自動起動するものとする。低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし（最大  $1,135\text{m}^3/\text{h}$ ）、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。残留熱除去系（低圧注水モード）3 系統による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うもの（1 系統当たり最大  $1,191\text{m}^3/\text{h}$ ）とする。残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッションプール水温又は原子炉冷却材温度  $52^\circ\text{C}$ 、海水温度  $26^\circ\text{C}$ において約  $8.8\text{MW}$  とする。
- e. 操作条件：残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉水位高（レベル 8）を確認後、実施する。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の開始時間は、事象発生から 12 時間後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル 2）における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約  $7.69\text{MPa}[\text{gage}]$ に抑えられる。また、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約  $749^\circ\text{C}$ に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著し

くなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱により、原子炉格納容器内の最高圧力は約 0.034MPa[gage]、最高温度は約 83°Cに抑えられる。
- c. 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大



きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の操作開始は、事象発生から約 40 分後としている。操作開始が遅れた場合であっても、原子炉格納容器の最高使用圧力の 0.427MPa[gage]に至るまでの時間は、「IV-1.2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」において事象発生から約 45 時間後であり、44 時間以上の余裕があることから十分な時間余裕がある。

c. 感度解析による影響評価

本重要事故シーケンスでは、低圧炉心スプレイ系及び 3 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却に期待しているが、仮に 1 系統の残留熱除去系（低圧注水モード）のみによる炉心の冷却の場合でも、PCT は約 797℃及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となり、評価項目を満足することになりは変わらない。

d. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、13 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスでは、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要な軽油量は約 735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電

を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計約 760kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」において、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、代替自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失**

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後（※<sup>27</sup>）、交流動力電源を必要とする安全機能を有する機器が機能を喪失する「全交流動力電源喪失（長期 TB）」において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

さらに、「全交流動力電源喪失（長期 TB）」に原子炉隔離時冷却系の本体故障による高圧注水失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBU）」、直流電源の喪失が重畳する「全交流動力電源喪失（TBD）」及び逃がし安全弁の開固着による再閉失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBP）」を考慮し、計4つの事故シーケンスグループにおいて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）**

##### **（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失する。原子炉隔離時冷却系が起動し炉心の冷却が維持されるが、その後、直流電源の枯渇により炉心を冷却できなくなり、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、直流電源を確保し原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、125V蓄電池 2A を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉

（※<sup>27</sup>）ここでの非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失とは、設計基準事故対処設備に位置付けている発電機の喪失をいう。

隔離時冷却系及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉压力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持並びに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）及びサブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗（蓄電池枯渇後 RCIC 停止）」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心

スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大  $130\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとする。ガスタービン発電機による給電を開始した後の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし（最大  $1,191\text{m}^3/\text{h}$ ）、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッションプール水温  $154^\circ\text{C}$ 、海水温度  $26^\circ\text{C}$  において約  $16\text{MW}$  とする。
- e. 操作条件：ガスタービン発電機による給電の開始時間は、事象発生から 24 時間後とする。この条件に関連して、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は事象発生から 24 時間後とし、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は事象発生から 25 時間後とする。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に実施する。

原子炉隔離時冷却系を含めて必要な直流電源については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa[gage] に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持される。また、事象発生から 24 時間後のガスタービン発電機による給電の開始後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309°Cとなる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.366MPa[gage]、最高温度は約 153°Cに抑えられる。
- c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が概ね維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

現場における直流電源の負荷切離しは、事象発生 8 時間後から操作時間 60 分で実施するとしているが、負荷切離しの対象となる負荷について 9.5 時間以上給電を継続可能であるため、時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は 30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。

- ② 本重要事故シナリオにおいて、原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約760m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kL、大容量送水ポンプ（タイプI）により復水貯蔵タンクへ7日間給水した場合に必要な軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能である。

## 1-2 全交流動力電源喪失（TBU）

### （1）事故シナリオグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」（以下本節において「本事故シナリオグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シナリオグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に原子炉隔離時冷却系の本体故障により原子炉隔離時冷却系が機能を喪失する。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、直流電源を確保し高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：高圧代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧代



替注水系及び 125V 蓄電池 2B を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+高圧注水失敗（RCIC 本体の機能喪失）」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が本体故障により機能喪失するものとする。

- d. 機器条件：高圧代替注水系は中央制御室から遠隔で手動起動し、原子炉水位回復後は原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。

その他の機器条件は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失している点を除き、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- e. 操作条件：高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 15 分後とする。

ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の操作の条件は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

高圧代替注水系を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、原子炉隔離時冷却系の起動に失敗するが、高圧代替注水系による炉心の冷却によって原子炉水位は維持される。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と比較した場合、手動起動の高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認及び起動操作に時間を要するため、自動起動の原子炉隔離時冷却系よりも起動の開始が遅れ、原子炉水位は原子炉水位低（レベル 2）程度まで低下するが、その後の高圧代替注水系による炉心の冷却により原子炉水位は回復する。原子炉水位回復後において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系以外の操作条件は同一であるため、事象進展の過程を通して、解析結果は「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と概ね同様となる。

以上のことから、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認を起点とした高圧代替注水系の手動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は事象発生から 15 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

高圧代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 50 分後（解析上の開始時間に対して 35 分の遅れ）に炉心の冷却を開始した場合、炉心が一旦露出して燃料被覆管温度が上昇するものの、その最高温度は約 458℃であり 1,200℃を超えないため、評価項目を満足することには変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、高圧代替注水系及び低圧代替注水系

(常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約730m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心の冷却及び残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいいため、対応が可能である。

### 1-3 全交流動力電源喪失(TBD)

#### (1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBD)」(以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。)の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に直流電源が機能を喪失するため、原子炉隔離時冷却系を起動できない。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、代替直流電源を確保し高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧及び原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：高圧代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧代替注水系及び125V代替蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを

重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失+HPCS 失敗」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が直流電源喪失により機能喪失するものとする。

- d. 機器条件：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。

- e. 操作条件：高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は、125V 代替蓄電池からの受電操作等を考慮し、事象発生から 40 分後とする。

ガスタービン発電機による給電、原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の操作の条件は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

高圧代替注水系を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間にわたり、直流電源を確保する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa[gage]に抑えられる。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、一時的に炉心が露出することにより被覆管温度は上昇するが、高圧代替注水系による炉心の冷却により、PCT は約 309℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.375MPa[gage]、最高温度は約 155℃に抑えられる。
- c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の不確かさの影響については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認を起点とした高圧代替注水系の手動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間は事象発生から 40 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、高圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

高圧代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 50 分後（解析上の開始時間に対して 10 分の遅れ）に炉心の冷却を開始した場合、炉心が一旦露出して燃料被覆管温度が上昇するものの、その最高温度は約 458℃であり 1,200℃を超えないため、評価項目を満足することに変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、高圧代替注水系及び低圧代替注水系

(常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約730m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心の冷却及び残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいいため、対応が可能である。

#### 1-4 全交流動力電源喪失(TBP)

##### (1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBP)」(以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。)の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴:外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に1個の逃がし安全弁が開状態のまま固着する。このため、原子炉隔離時冷却系が起動して炉心が冷却されるが、開固着した逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉圧力が低下する。原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方:炉心損傷を防止するためには、原子炉隔離時冷却系が停止し炉心損傷に至る前に、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策:原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、125V蓄電池2Aを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

また、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、逃がし安全弁(自動減圧機能)により原子炉圧力容器を減圧し、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)により炉心を冷却する。このため、直流駆動低圧注水



系ポンプ、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 250V 蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、ガスタービン発電機による給電を開始した後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは「原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失」の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、1 個の逃がし安全弁が開固着するものとする。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力が 1.04MPa[gage]に低下するまで炉心の冷却を継続するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 90.8m<sup>3</sup>/h とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個（開固着している弁を除く。）を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大 80m<sup>3</sup>/h）に従うものとする。

ガスタービン発電機による給電を開始した後の低圧代替注水系（常

設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性 (最大 130m<sup>3</sup>/h) に従うものとする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性に従うものとし (最大 1,191m<sup>3</sup>/h)、原子炉水位回復後は、原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) 等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において約 16MW とする。

- e. 操作条件：低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) による炉心の冷却開始時間は、系統の構成等に要する時間を考慮して、事象発生から 52 分後とする。逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉圧力容器の減圧は、低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) による原子炉注水の準備が終了し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が停止した時点で実施する。ガスタービン発電機による給電、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系 (低圧注水モード) による炉心の冷却の操作の条件は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (長期 TB)」と同一である。

低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) を含めて必要な直流負荷については、事象発生から 1 時間後までに中央制御室において不要な負荷を切り離し、事象発生から 8 時間後に現場において不要な負荷の切離しを実施する。これにより、事象発生から 24 時間におたり、直流電源を確保する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.77MPa [gage] に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持されるが、逃がし安全弁が開固着しているため、事象発

生から約 52 分後に原子炉隔離時冷却系が停止する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309°Cとなる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 25 時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 0.345MPa[gage]、最高温度は約 147°Cに抑えられる。
- c. 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響  
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
  - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響  
最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、速やかに低圧注水手段を準備する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変

わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却開始時間は事象開始から 52 分後としている。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、低圧代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 85 分後（解析上の開始時間に対して 33 分の遅れ）に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、PCT は約 743℃となり 1,200℃を超えないため、評価項目を満足することには変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 780m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長

期 TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離しを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流電源を用いた蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流電源を用いた蒸気駆動の高圧代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替直流電源を用いた蒸気駆動の高圧代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している直流駆動低圧注水系ポンプによる炉心の冷却、さらに、これらの事故シーケンスグループに対して計画しているガスタービン発電機による給電、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、復水移送ポンプによる炉心の冷却又は原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

各事故シーケンスグループにおいて、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）又は残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による炉心の冷却により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」を4つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」及び「全交流動力電源喪失（TBP）」に分割し、各事故シーケンスグループにおける対策の有効性を確認したことにより、その対策が事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重大事故等対策の有効性を確認するための重要事故シーケンスとして、当初は「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」のみを選定し、他の事故シーケンスは他の事故シーケンスグループにおける評価により包絡されるとしていた。

規制委員会は、機能喪失及び事象進展に関する事故シーケンスグループ間の包絡関係を明確化することを求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因及び対策の包絡性の観点から、4つの**重要**事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」及び「全交流動力電源喪失（TBP）」を選定するとともに、各事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定した上で有効性評価を実施するとした。

これにより、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割が適切であることを確認した。

#### (2) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」及び「全交流動力電源喪失（TBD）」に対する有効性評価

これらの事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系が本体の故障又は直流電源の喪失により機能を喪失する。規制委員会は、この条件下においても炉心損傷を回避するための対策を求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の代替となる高圧代替注水系を用いて、原子炉隔離時冷却系の機能喪失確認に要する時間、高圧代替注水系の起動操作に要する時間等を考慮した上で有効性評価を実施した。高圧代替注水系は、直流電源を喪失しても負荷の切離しを行うことで代替直流電源のみで 24 時間の運転が可能であり、原子炉隔離時冷却系と同一の注水特性であることから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と概ね同様の手順により炉心損傷が回避できることが示された。

これにより、規制委員会は、高圧代替注水系及び代替直流電源を用いた重大事故等対策の有効性を確認した。

### **(3) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」に対する有効性評価**

本事故シーケンスグループでは、原子炉圧力が低下し続けるため蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が短時間で停止するとともに、開固着した逃がし安全弁から冷却材が流出し続ける。このため、申請者は、炉心損傷を防止できないとし、有効性評価ガイドの解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」の適用を除外するとしていた。

規制委員会は、この場合、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられているとは言えないことから、本事故シーケンスグループに対しても解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」を適用した上で、駆動源の異なる注水等、多様な手段による対策を検討するよう求めた。

申請者は、本事故シーケンスグループにおいてこの解析条件を設定し、全交流動力電源喪失環境下における系統の構成等の成立性を考慮した上で、直流駆動低圧注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水等による対策の有効性を示した。

これにより、規制委員会は、本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策の有効性が示されたことを確認した。

#### **IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失**

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、崩壊熱除去系のサポート

系（※<sup>28</sup>）故障とフロントライン系（※<sup>28</sup>）故障の場合とでは、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、両故障についてそれぞれ事故シーケンスを選定する。サポート系故障の事故シーケンスグループとして、1）「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」を、フロントライン系故障の事故シーケンスグループとして、2）「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」を選定し、各事故シーケンスグループについて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### 1-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

#### （1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、海水を取水する機能を喪失することに伴い最終ヒートシンクへ熱を輸送できなくなるにより、原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却を実施し、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器を減圧した後は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、125V蓄電池2A、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続する。その後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に実施する。このため、原子炉補

---

（※<sup>28</sup>）フロントライン系とは、設計基準事故対処設備のうち、所要の安全機能を直接果たす設備をいい、フロントライン系が機能を果たすのに必要な設備をサポート系という。以下同じ。



機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源はないものとする。海水を取水する機能を喪失することに伴い、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の使用ができなくなる。これに、外部電源の喪失を重畳させることにより全交流動力電源喪失となり、ガスタービン発電機による重大事故等対処設備への給電が必要になることなどにより、要員及び資源等の観点では、厳しい設定となる。
- d. 機器条件：原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大  $1,191\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッションプール水温  $154^\circ\text{C}$ 、海水温度  $26^\circ\text{C}$  において  $16\text{MW}$  とする。
- e. 操作条件：ガスタービン発電機からの給電の開始時間は、事象発生から 15 分後とする。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、サプレッションプール熱容量制限値を考慮し、事

象発生から8時間後とする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して、事象発生から24時間後とする。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に実施する。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 海水を取水する機能を喪失することに伴い、従属的に、残留熱除去系の除熱の機能、非常用炉心冷却系の機能、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却するとともに、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約7.68MPa[gage]に抑えられる。

事象発生から約8時間後、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により炉心の冷却を維持することによって、PCTは事象発生前の値を上回ることがなく約309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から約24時間後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約0.311MPa[gage]、最高温度は約143℃に抑えられる。
- c. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の継続、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が概ね維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、減圧後速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却に移行する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉補機代替冷却水系の運転開始時間は事象発生の約24 時間後としており、準備時間の余裕も含めて設定していることから、実際の開始時間は早まる可能性がある。実際の開始時間が早まる場合には、原子炉格納容器内の圧力及び温度を早期に低下させることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

原子炉補機代替冷却水系の操作開始が遅れる場合においても、原子炉格納容器の限界圧力 0.854MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約 51 時間後であり、約 26 時間以上の余裕があることから、十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 770m<sup>3</sup> である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup> の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（低压注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションチェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 42kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）により復水貯蔵タンクへ 7 日間給水した場合に必要な軽油量は約 32kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 1-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

### (1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を実施し、原子炉圧力容器を減圧した後は、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、サブプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系には、サブプレッションチェンバ側及びドライウエル側の2経路がある。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定を以下の

とおりにしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（残留熱除去系が故障した場合）」を選定する。選定の理由は、事故シーケンスグループ「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。
- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。
- c. 事故条件：外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に再循環ポンプが停止しないことにより、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期における炉心冷却の観点では厳しい設定となる。
- d. 機器条件：高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大  $1,050\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとする。原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は設計値である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  において、 $10.0\text{kg/s}$  とする。
- e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作は、サプレッションプール熱容量制限値を考慮し、事象発生から 8 時間後に実施する。高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉水位の回復後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）に維持する（※<sup>29</sup>）。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $0.384\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に実施する。サプレッションプール水位が真空破壊装置下端－ $0.4\text{m}$ （通常運転水位＋ $2.0\text{m}$ ）に到達後、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を停止し、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

---

(※<sup>29</sup>) 原子炉圧力容器への注水に原子炉隔離時冷却系を用いた場合は、高圧炉心スプレイ系を用いた場合と比較して、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気として原子炉圧力容器内の蒸気を消費することになり、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は緩和されることから、高圧炉心スプレイ系を用いた場合の条件に包絡される。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量が全喪失した後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心を冷却する。また、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材 圧力 バウンダリの最高圧力は、約 7.68MPa[gage]に抑えられる。

原子炉水位が回復し、事象発生から 8 時間後、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器を減圧し、高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続する。これらにより、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却し、事象発生から約 44 時間後、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これらにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.427MPa[gage]及び約 154℃に抑えられる。
- c. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系の使用時の敷地境界での実効線量は、事象発生から格納容器ベント実施までの時間が同等である事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」での評価結果（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時：約  $8.3 \times 10^{-2}$ mSv、耐圧強化ベント系によるベント時：約  $7.9 \times 10^{-2}$ mSv）と同等であり、5mSv を下回る。
- d. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下



のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFERの不確かさの影響については、「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。

MAAPの不確かさの影響についても、「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能が喪失した場合）」と同一である。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、炉心の冠水が概ね維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が0.427MPa[gage]に到達した時（事象発生から約44時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約1.5時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の0.854MPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約51時間後であり、約6時間以上の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。



- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要な水は、7日間の対応を考慮すると、約3,750m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>、合計約11,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。

本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転した場合に必要な軽油量は約735kL、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約25kLであり、合計792kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見られ、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等、また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している高圧炉心スプレイ系等による炉心の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」及び「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」において、原子炉隔離時冷却系による

炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）又は原子炉格納容器フィルタベント系若しくは耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」及び「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失**

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、主蒸気隔離弁の誤閉止及び負荷の喪失等の運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

###### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を低下させることができないことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続し、原子炉水位が低下することにより炉心が露出し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を低下させた後、原子炉水位を維持することにより炉心の冷却を維持し、原子炉を停止する必要がある。
- ③ 初期の対策：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を低下させる。その後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を維持し、ほう酸水注入系により原子炉を未臨界にする。なお、原子炉圧力容器内の圧力上昇は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて抑制する。また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧を阻止し、急減圧に伴う原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加による原子炉出力の急上昇を防止する。このため、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及び ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系、逃がし安全弁（逃がし弁機能）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点では、主蒸気

隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じることから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。

- b. 解析コード：炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、沸騰・ボイド率変化、原子炉圧力容器における冷却材流量変化等を取り扱うことができる REDY を用いる。さらに、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等を取り扱うことができる SCAT を用いる。なお、同コードでは、リウエット現象の効果を考慮して評価する場合、日本原子力学会標準で公開された相関式を用いる。
- c. 初期条件：炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べて動的ボイド係数の絶対値が大きいことから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点では厳しい設定となる。炉心流量は、原子炉定格出力時の 85%とする。これは、初期炉心流量が小さいほど、初期のボイド率が大きくなることから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点では厳しい設定となる。
- d. 事故条件：原子炉スクラムが失敗すること、手動での原子炉スクラムは実施できないこと及び代替制御棒挿入機能は作動しないこととする。

外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、PCT、原子炉格納容器内の圧力及びサプレッションプール水温の上昇の観点では厳しい設定となる。

- e. 機器条件：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉圧力高 (7.35MPa[gage]) 又は原子炉水位低 (レベル 2) で再循環ポンプが全台トリップするものとする。また、再循環ポンプが 1 台以上トリップしている状態で、運転点(原子炉出力-炉心流量)が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものとする。ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、中性子束高 (10%以上) 及び原子炉水位低 (レベル 2) で、自動減圧系及び代替自動減圧回路の作動が阻止されるものとする。逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の自動作動により原子炉圧力容器内の圧力上昇を抑制するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。高圧炉心スプレイ系はドライウェル圧力高 (0.0137MPa[gage]) で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた大きめの注水特性 (最大 1,190m<sup>3</sup>/h) に従うものとし、原子炉出力の観点では厳しい設定となる。原子炉隔離時冷却系は

原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、設計値である  $90.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。

- f. 操作条件：ほう酸水注入系によるほう酸水の注入開始時間は、原子炉スクラム失敗の確認から 10 分後とする。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は、サプレッションプール水温が  $32^\circ\text{C}$  以上であることを確認してから、優先して実施されるほう酸水注入系の起動操作等に要する時間等を考慮し事象発生から 20 分後とする。

高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、サプレッションプール水温が  $100^\circ\text{C}$  に到達する前として、事象発生から 15 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 0 秒から約 60 秒の期間

主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗し、原子炉圧力上昇によるボイド率の減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管温度は急激に上昇する。約 2 秒後に ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により再循環ポンプ全台がトリップし、炉心流量が低下することにより一時的にボイド率が増加して中性子束が低下し、燃料被覆管温度が低下する。以上により、中性子束は最高 673% まで上昇するが、PCT は約  $961^\circ\text{C}$  に抑えられ、また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により約  $9.56\text{MPa}[\text{gage}]$  に抑えられる。なお、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの約 1% 以下である。

- b. 約 60 秒から約 10 分の期間

主蒸気隔離弁の閉止により主蒸気が遮断され、給水加熱が喪失し、炉心冷却材温度が低下する。このため、正の反応度が印加されることにより中性子束が徐々に上昇する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じると、燃料被覆管温度が急激に上昇するが、PCT は約  $818^\circ\text{C}$  に抑えられる。その後、主復水器ホットウエルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするため原子炉水位が低下し、炉心流量及び中性子束が低下する。中性子束の低下に伴い蒸気発生量が低下する過程において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の開閉により一時的に原子炉圧力の変動が大きくなるこ

とで、中性子束も変動するが、PCT は約 611°C に抑えられ、再度、大きな上昇に転ずることはない。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却は維持される。

c. 約 11 分以降

事象発生から 11 分後、ほう酸水注入系を中央制御室より手動にて操作する。中性子束は徐々に低下して、原子炉は未臨界状態に至る。また、事象発生から 20 分後、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）を中央制御室より手動にて操作する。原子炉格納容器内の圧力及びサプレッションプール水温は、それぞれ約 0.21MPa [gage]、約 116°C に抑えられる。

d. ほう酸水注入系による未臨界の維持、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の継続、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. から c. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

REDY では、ATWS 時の中性子動特性挙動は一点近似動特性モデルを用いて評価され、その不確かさは、反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。反応度フィードバック効果の不確かさは、REDY の入力値である動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の不確かさの影響を受けるため、「b. 解析条件の不確かさの影響」に記載する。

SCAT では、燃料表面熱伝達等を概ね保守的に評価する相関式を採用しているため、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。

また、REDY 及び SCAT とともに、事象進展中の炉心の出力分布変化を取り扱うことができないが、保守的に中央がピークとなる軸方向出力分布を代表的に与えることにより、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。いずれも、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

動的ボイド係数には、平衡サイクル末期の値を 1.25 倍した値が一律に設定され、動的ドップラ係数には、平衡サイクル末期の値を 0.9 倍した値が一律に設定されている。事象進展中の動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の変動範囲における感度解析により、プラント挙動への影響が小さいこと及び PCT 評価値の上昇幅も数°C程度であることが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

イ. 操作条件の不確かさの影響

高圧炉心スプレイ系の水源切替操作については、本操作の解析上の開始時間は、サブプレッションプール水温 100°C到達前を考慮して事象発生から 15 分後と設定しているが、この時間はサブプレッションプール水温が 80°Cに到達した時点から約 6 分を想定しており、本操作が中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、時間余裕がある。

ほう酸水注入系運転操作の開始時間については、事象発生から 11 分後としているが、実際の操作は原子炉スクラムの失敗を確認次第、再循環ポンプの停止確認及び解析上考慮していない自動減圧系作動阻止機能の手動操作後に速やかに実施する手順となっており、実際の操作は早まることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度は解析結果よりも低くなる可能性があり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

c. 感度解析による影響評価

PCT 及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が生じた際にリウエット現象を考慮しているが、リウエット現象を考慮しない場合でも、PCT は約 961°C及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となり、評価項目を満足することには変わりはない。

d. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオでは、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系による炉心の冷却については、サプレッションプール水を水源として使用できるようになるまでに必要となる水の量は、約840m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。水源を切り替えた後は、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

本重要事故シナリオが発生し、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約735kL、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約25kLであり、合計約792kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機による電力供給量が十分に大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シナリオグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画しているATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系による炉心の冷却の維持、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等が事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シナリオ「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」において、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉



出力の低下等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（原子炉停止機能）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下等により炉心損傷を回避した後、ほう酸水注入、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1.2.1.6 LOCA 時注水機能喪失**

事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

###### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出によ

り原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉压力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉压力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再開は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、原子炉冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。また、本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、PCT が高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うこと

ができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：破断面積は、 $1.4\text{cm}^2$  とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行う範囲として設定したものである。

破断位置は、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である原子炉再循環配管（出口ノズル）（最大破断面積：約  $2,100\text{cm}^2$ ）とする。この場合、大きな水頭がかかるとともに液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が多いことにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

また、外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となる。さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定することから、非常用所内電源設備（交流）の使用ができなくなる。これに、外部電源の喪失を重畳させることによって、ガスタービン発電機による重大事故等対処設備への給電が必要になることなどにより、要員及び資源等の観点でも、厳しい設定となる。

- d. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ 2 台の注水特性に従うものとし（設計値として最大  $199\text{m}^3/\text{h}$ ）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いる原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるスプレー流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が  $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$  において、 $10.0\text{kg}/\text{s}$  とする。

- e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間等を考慮し、事象発生から 20 分後とする。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $0.384\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に実施する。サプレッションプール水位が真空破壊装置下端  $0.4\text{m}$ （通常運転水位 + 約  $2\text{m}$ ）に到達後、原子炉格納容器代替スプレー

冷却系(可搬型)を停止し、原子炉格納容器内の圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

- f. 敷地境界の実効線量評価の条件：原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系を用いた場合の敷地境界の実効線量評価では、冷却材中の核分裂生成物-FPは運転上許容される最大濃度で存在するとし、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物-FPの放出量は過去の実測値に基づき余裕を考慮して設定するなど、保守的な設計基準事故時の評価手法を用いる。また、サブプレッションチェンバ内でのスクラビング等による除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレーによる無機よう素の除染係数は5、原子炉格納容器フィルタベント系による有機よう素の除染係数は50、無機よう素の除染係数は500とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、外部電源喪失による原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低(レベル2)による主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁(逃がし弁機能)の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約7.69MPa[gage]に抑えられる。
- また、逃がし安全弁(自動減圧機能)の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却により、PCTは約872℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレー冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱(事象発生から約44時間後)を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.427MPa[gage]、最高温度は約155℃に抑えられる。
- c. 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界での実効線量は約 $8.3 \times 10^{-2}$ mSvとなり5mSvを下回る。また、耐圧強化ベ

ト系を用いた場合でも約  $7.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$  となり  $5 \text{mSv}$  を下回る (※<sup>30</sup>)。

- d. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER 及び CHASTE は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

- b. 解析条件の不確かさの影響

- ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の  $44.0 \text{kW/m}$  に対して最確条件は約  $42.0 \text{kW/m}$  以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(※<sup>30</sup>) 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の評価では、保守的に地上放出としているため、排気筒放出としている耐圧強化ベント系を用いた場合と比較して敷地境界での実効線量が僅かに高い結果となっている。

破断面積の大きさにより原子炉压力容器からの原子炉冷却材の流出量の変動し、初期の原子炉水位低下挙動に影響を与えるが、破断面積が設定値より小さければ運転員等の操作時間の余裕は大きくなる。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

#### イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉压力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 20 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。また、この場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉压力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 25 分後（解析上の開始時間に対して 5 分遅れ）に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 877℃となる。この結果より、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。

原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa[gage]に到達した時（事象発生から約 44 時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 1.5 時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 0.854MPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約 51 時間後であり、約 6 時間以上の余裕があることから十分な時間余裕がある。

#### c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操

作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約3,770m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>、合計約11,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kL、大容量送水ポンプ（タイプI）により復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを7日間継続した場合に必要な軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」において炉心の損傷を回避するための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の

冷却等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。

さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 中小 LOCA 時の破断の考え方

規制委員会は、重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」において、申請者が設定した破断に関する解析条件の妥当性について説明を求めた。

申請者は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行うとの観点から、燃料被覆管の破裂を回避できる範囲（※<sup>31</sup>）を考慮し、破断面積及び破断位置を設定していることを示した。

---

（※<sup>31</sup>）燃料被覆管の破裂が生じた場合、敷地境界での実効線量の目安（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を満足できなくなる。



具体的には、事故条件において原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である配管における破断（破断面積 $1.4\text{cm}^2$ ）を解析における事故条件として選定し、また、破断面積の不確かさを考慮し $3.2\text{cm}^2$ （※<sup>32</sup>）の破断面積まで燃料被覆管の破裂の回避が可能であることを示した。

加えて、本重要事故シーケンスにおいて、破断面積 $1.4\text{cm}^2$ 及び $3.2\text{cm}^2$ の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず（※<sup>33</sup>）、中破断 LOCA の破断面積の設定による影響が非常に小さいことを示し、破断面積 $1.4\text{cm}^2$ が本重要事故シーケンスの特徴を代表できることを示した。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

これにより、規制委員会は、破断に関する解析条件が妥当であるものと判断した。

#### **IV-1.2.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）**

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の破断の発生後、破断箇所の隔離に失敗した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **（1）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを抑制する必要がある。さらに、破断箇所の隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある。

（※<sup>32</sup>）液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きく、気相部配管（主蒸気系配管）における破断面積約 $318\text{cm}^2$ に相当する。

（※<sup>33</sup>）破断面積 $1.4\text{cm}^2$ の場合では、事象発生から約20分後に原子炉圧力容器の減圧を開始しPCTは約 $872^\circ\text{C}$ となり、破断面積 $3.2\text{cm}^2$ の場合では、事象発生から約20分後に原子炉圧力容器の減圧を開始しPCTは約 $875^\circ\text{C}$ となる。

- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を維持する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器の減圧を実施する。その後、破断箇所の隔離を行う。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ、非常用ディーゼル発電機、HPCS 注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を継続しつつ、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、サプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは「インターフェイスシステム LOCA」のみである。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡等を取り扱うことができる SAFER を用いる。
- c. 事故条件：原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の隔離弁の故障等により、開閉試験中にインターフェイスシステム LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材の漏えい箇所は、高圧炉心スプレイ系の吸込配管とする。これは、他の系統（※<sup>34</sup>）では隔離弁の開閉試験が行われないか又は開閉試験中に2弁以上で隔離機能が維持されるこ

(※<sup>34</sup>) 具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系が挙げられている。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）は低圧設計配管まで3弁設置されている。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は低圧設計配管まで2弁であるものの、運転中の開閉試験は行われない。

とに対して、高圧炉心スプレイ系は開閉試験時に隔離弁が1弁となることから漏えいが発生する系統として想定する。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所において、保守的に約35cm<sup>2</sup>とする。

外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、給復水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、原子炉圧力容器の減圧と同時に停止するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である90.8m<sup>3</sup>/hとする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル1）で自動起動するものとする。低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（最大1,135m<sup>3</sup>/h）に従うものとし、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（1系統当たり最大1,191m<sup>3</sup>/h）に従うものとする。
- e. 操作条件：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の開始時間は、インターフェイスシステムLOCAの発生確認、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離操作及び隔離操作の失敗判断を考慮し、事象発生から30分後とする。中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより温度が上昇した原子炉建屋内のアクセスルート及び現場操作場所が作業可能な温度まで~~に~~低下するまでの時間を考慮して、事象発生から4時間20分後に開始するものとし、現場操作場所への移動時間と現場での隔離操作時間の合計約40分を考慮し、事象発生から5時間後に終了するものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

- a. 高圧炉心スプレイ系の破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するとともに、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系により、炉心の冷却は維持される。また、炉心の冷却を継続しつつ、逃がし安全弁（自動減圧機能）により

原子炉圧力容器を減圧することで、破断箇所からの原子炉冷却材の漏えいが抑制される。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約 357°C に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.68MPa[gage] に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。

- b. 現場における弁操作により高圧炉心スプレイ系の破断箇所の隔離を行うことで、高圧炉心スプレイ系からの漏えいが停止する。また、逃がし安全弁の作動による原子炉格納容器内への水蒸気の流入により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、原子炉格納容器の限界圧力及び温度を下回る。
- c. 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. により、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操

作開始は事象発生から 30 分後としている。原子炉压力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、減圧操作の開始前に低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動していることから炉心の冷却が維持されるため、操作開始が変動したとしても、評価項目を満足することには変わりはない。破断箇所の隔離操作は事象発生から 5 時間後に終了しているが、隔離の有無に関わらず、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心は再冠水することから、操作時間には余裕がある。

c. 不確かさ評価の影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目に与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、炉心の冷却を行った場合に必要となる水は、約 450m<sup>3</sup>となる。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転した場合に必要な軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの給水を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計約 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用デ

ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」において、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧及び運転員の破断箇所隔離により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

### (1) インターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境

申請者は、インターフェイスシステム LOCA の漏えい箇所の隔離は、中央制御室での遠隔操作が失敗することを想定して、インターフェイスシステム LOCA の発生箇所とは異なる区画にて現場における隔離操作を行うとした。しかし、その現場操作の成立性について十分な説明がなされなかった。

このため、規制委員会は、その成立性を詳細に示すよう求めた。

申請者は、発生し得るインターフェイスシステム LOCA 時における隔離操作を行う現場環境を評価した結果、事象発生から約 4 時間後のアクセスルート及び隔離操作場所の雰囲気温度の最大値は約 44℃、空間線量率の最大値は約 4mSv/h であり、防護具（自給式呼吸器及び耐熱服）を着用することにより確実に現場作業が成立することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA における漏えい箇所の現場での隔離操作に成立性があるものと判断した。

### (2) インターフェイスシステム LOCA の確認

申請者は当初、インターフェイスシステム LOCA 発生の確認の実現性について明確にしていなかった。

このため、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の確認の実現性を示すよう求めた。

申請者は、インターフェイスシステム LOCA の発生を原子炉水位、原子炉圧力、格納容器内圧力（ドライウエル）、ドライウエル雰囲気温度及びシステムのポンプ吐出圧力により確認することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の発生の確認が可能であることを判断した。

## **IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策**

第 37 条第 2 項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならぬと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の (a) から (i) の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※<sup>35</sup>）。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（ドライ条件に換算して水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。）
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

上記の評価項目 (a) 及び (b) において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。

申請者は、上記の評価項目 (a) 及び (b) について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する圧力（以下「限界圧力」という。）及び温度（以下「限界温度」という。）として最高使用圧力の 2 倍 (2Pd) 及び 200℃ を定めている。その根拠として、原子炉格納容器本体及び実機条件下でリークパスとなる可能性が考えられるドライウェル主フランジ部、エアロック、配管貫通部等を対象として、設計・建設規格に基づく評価結果、評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析結果を示した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。

---

(※<sup>35</sup>) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」としている。



## **IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）**

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、雰囲気圧力及び温度による静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止及び放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。対策の一部である原子炉格納容器からの除熱のための手段として、代替循環冷却系を用いる対策と、格納容器圧力逃がし装置を用いる対策の2通りの対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち、「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」及び「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。ただし、評価項目 (g) に関しては、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても (a) の要件を満足するかは「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において確認した。

本格納容器破損モードにおいては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。原子炉圧力容器が破損する場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

### **1. 申請内容**

#### **1-1 代替循環冷却系を使用する場合**

##### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の熱により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力又は最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納

容器内の圧力の上昇を抑制する観点及び原子炉格納容器雰囲気の過熱を防止する観点から、炉心へ注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

- ③ 初期の対策：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を選定する。

これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇並びに時間余裕の観点から、原子炉格納容器への冷却材流出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、高圧注水機能、低圧注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは、過圧・過温破損に対しては「LOCA」であり、対応時間などを厳しく評価する観点から、LOCA と全交流動力電源喪失との重畳を考慮する。さらに、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、サブプレッションプール水冷却などの現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：起因事象として大破断 LOCA を仮定し、原子炉压力容器内の保有水量並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度を厳しく評価するため、破断箇所は再循環配管（出口ノズル）とする。安全機能の喪失に対する仮定として、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失との重畳を考慮する。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度の評価においては、炉心損傷時のジルコニウム-水反応による水素発生及び化学反応熱を考慮する。
- d. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプの注水特性に従うものとし（設計値として最大 130m<sup>3</sup>/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。代替循環冷却系による循環流量は、原子炉格納容器からの除熱に必要な量を考慮して 150m<sup>3</sup>/h とする。
- e. 操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水の開始時間は、ガスタービン発電機からの受電操作を考慮し、事象発生から 25 分後とする。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から 24 時間後とする。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始に伴い、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水を停止する。
- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉压力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、格納容器スプレイ及びサプレッションプールでのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。また、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの 70 分

間は、原子炉建屋に漏えいした全量が大気に放出されるものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 4 分後に PCT が約 727°C に到達するが、事象発生から約 15 分後にガスタービン発電機による給電を開始し、事象発生から 25 分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。
- b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 24 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.536MPa[gage]、最高温度は約 178°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。
- c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 1% 以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。
- d. 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約  $9.9 \times 10^{-1}$  TBq であり、100TBq を下回っている。

上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること及び上記 c. より、評価項目 (g) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP の原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C 程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現するこ

とが確認されている。したがって、MAAPの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

燃焼度は、解析条件の 33GWd/t に対して最確条件では約 31GWd/t である。このため、実際の崩壊熱は小さくなり格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

ガスタービン発電機からの受電後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 25 分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間は早まり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。ガスタービン発電機からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から 50 分（解析上の開始時間に対して 25 分遅れ）に原子炉圧力容器への注水を開始した場合、原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはない。

代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から 24 時間後であるが、本操作が遅れた場合でも原子炉格納容器内の圧力が 0.854MPa[gage]に到達するのは約 51 時間後であることから十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は 30 名で

ある。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能である。

- ② 本評価事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約890m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、原子炉補機代替冷却水系を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、軽油タンクに約755kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 1-2 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合

### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ② 対策の考え方：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ③ 初期の対策：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器フィルタベント系（※<sup>36</sup>）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、大容量送水ポンプ（タイプI）、軽油タンク、タンクローリ及び原子炉格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに設備する。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

（※<sup>36</sup>）申請者は、格納容器圧力逃がし装置の名称を「原子炉格納容器フィルタベント系」としている。

申請者は、本格格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- b. 解析コード：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- c. 事故条件：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- d. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に係る機器条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるスプレー流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開とした流量とする。
- e. 操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に係る操作条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が  $0.640\text{MPa}$  [gage] に到達した場合に開始し、 $0.540\text{MPa}$  [gage] に低下した場合又はサプレッションプール水位が真空破壊装置下端  $-0.4\text{m}$ （通常運転水位 + 約  $2\text{m}$ ）に到達した場合に停止する。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端  $-0.4\text{m}$ （通常運転水位 + 約  $2\text{m}$ ）到達から 5 分後に実施する。なお、中央制御室からの弁の開操作に失敗した場合でも、原子炉格納容器内の圧力が  $0.854\text{MPa}$  [gage] に到達する前に現場において弁の開操作を実施することができる。

- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生までの運転時間、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率、原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数、非常用ガス処理系を考慮した原子炉建屋から大気への放出等の条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を經由して環境に放出されるとともに、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントにより原子炉格納容器から環境に放出されるものとする。原子炉格納容器フィルタベント系の粒子状放射性物質に対する除染係数は  $1,000$  とする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 4 分後に PCT が約 727°C に到達するが、事象発生から約 15 分後にガスタービン発電機による給電を開始し、事象発生から 25 分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。
- b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 45 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.640MPa[gage]、最高温度は約 178°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。
- c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 2% 以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。
- d. 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約  $9.9 \times 10^{-1}$  TBq である。これに加え、原子炉格納容器フィルタベント系を経由して原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、サプレッションチェンバ側からベントした場合は 7 日間で約  $8.0 \times 10^{-4}$  TBq、ドライウエル側からベントした場合は 7 日間で約  $3.2 \times 10^{-1}$  TBq となる。原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で最大約 1.4TBq であり、100TBq を下回っている。

上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること並びに上記 c. より、評価項目 (g) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。



a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP については、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

イ. 操作条件の不確かさの影響

ガスタービン発電機からの受電後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間等に係る操作条件の不確かさの影響は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約 45 時間後であることから十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は 30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,480m<sup>3</sup> である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup>、合計約 11,192m<sup>3</sup> の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 414kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要と

なる軽油量は約 32kL、原子炉補機代替冷却水系を 7 日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 42kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、軽油タンクに約 755kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破

損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 代替循環冷却系による安定状態に向けた対策

申請者は、代替循環冷却系を使用する場合における安定状態に向けた対策として、原子炉補機代替冷却水系を用いてサブプレッションプール水を冷却して循環させる代替循環冷却系により原子炉注水を行う一方、淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の間欠運転による原子炉格納容器内の冷却により、原子炉格納容器内の温度を抑制することとしていた。

これに対し、規制委員会は、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度について、評価項目を満足するものの、高め（約 147℃）に推移していることから、より効率的に原子炉格納容器内の温度を低下させる対策を求めた。

申請者は、原子炉補機代替冷却水系を用いてサブプレッションプール水を冷却して循環させる代替循環冷却系について、原子炉注水及び格納容器スプレイを同時に実施できるよう設計変更し、原子炉格納容器からの除熱を行う方針を示した。また、この対策により、事象発生から約 168 時間後における原子炉格納容器内の温度が約 94℃に低下することを示した。

これにより、規制委員会は、代替循環冷却系による安定状態に向けた対策の有効性を確認した。

#### (2) 原子炉圧力容器が破損する場合の評価

申請者は、MAAP を用いた解析の結果に基づき、本評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」においては事象発生から 25 分後に原子炉圧力容器への注水を開始することで原子炉圧力容器の破損を回避できるとし、原子炉圧力容器が破損する場合の評価は不要としていた。

これに対し、規制委員会は、炉心損傷後の事故進展挙動の解析は現時点における最新の知見をもってしても不確かさが大きく、原子炉圧力容器の破損の有無という大きな事象分岐をその解析結果を根拠に決定論的に判断すべきではないとの観点から、原子炉圧力容器が破損する場合についても評価を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止対策の有効性を評価する「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の解析結果により、原子炉圧

力容器が破損する場合に対する格納容器過圧・過温破損の防止対策の有効性を確認できることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉压力容器が破損に至る場合の格納容器過圧・過温破損防止対策の有効性についても、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」により確認した。（「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照）

### （3）Cs-137 の放出量評価におけるベント経路の影響

申請者は、Cs-137 の放出量評価において、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントをサプレッションチェンバ側から実施した場合の放出量をもって最大放出量としていた。

これに対し、規制委員会は、原子炉格納容器フィルタベント系の実施手順にドライウェル側からベントを行う場合も含まれることから、ベント時にサプレッションプール水でのスクラビングに期待できないドライウェル側からのベントについても放出量の評価を求め、さらに、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出される量についても考慮した評価を求めた。

申請者は、ドライウェル側からベントした場合の放出量进行评估するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用い、さらに、評価を厳しくするために原子炉建屋内での沈着等による放射性物質除去効果を考慮しないものとして、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出される Cs-137 の量を評価し、それらの合計が 100TBq より十分低いことを示した。

これにより、規制委員会は、本評価事故シーケンスにおける Cs-137 の放出量が、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置のいずれを使用した場合においても、100TBq を下回ることを確認した。

### （4）Cs-137 の放出量評価等における原子炉格納容器から漏えいする際の除染係数

申請者は、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいする際の原子炉格納容器貫通部における粒子状放射性物質の除染係数について、当初、除染効果には期待しないとして除染係数 1 を設定することとしていた。

これに対し、規制委員会は、重大事故等時の対応判断を適切に行う観点から、Cs-137 の放出量や作業員の被ばくによる実効線量を適切に評価するため、より現実的な除染係数を設定するよう求めた。

申請者は、原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力を超える条件下で破損さ

せた貫通部及びフランジ部を対象とした除染係数の実験結果（※<sup>37</sup>）を基に、健全な状態の貫通部及びフランジ部における除染係数として 10 を設定することとした。

これにより、規制委員会は、Cs-137 の放出量評価等において、原子炉格納容器から漏れ出す粒子状放射性物質の除染係数として、十分な保守性を担保しつつ、より現実的な値を設定した上で評価した結果、Cs-137 の放出量に係る評価項目を満足していることを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱**

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷する観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

なお、原子炉圧力容器の破損後については、「IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに原子炉圧力容器の減圧を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前までに逃がし安全弁（自動減圧機能）

（※<sup>37</sup>）「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構平成 15 年 3 月）」で報告されている放射性物質捕集特性試験

による原子炉圧力容器の減圧を実施する。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」を選定する。これは、PRAの手法により抽出されたシーケンスであり、時間余裕の観点から、事象進展が早く炉心損傷までの経過時間がより短くなるような過渡事象（給水流量の全喪失）を起因事象とし、原子炉圧力容器の破損時における原子炉圧力の厳しさの観点から、原子炉圧力容器内が高圧で維持される状態を想定することで、より厳しい事故シーケンスであることから選定している。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためには、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させる必要がある。そのため、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないものと仮定することで、事象を炉心損傷に進展させ、さらに、原子炉圧力容器の破損に進展させるものとする。

「IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるために、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定した場合、事象進展及び運転員等の操作時間は本評価事故シーケンスと同じとなる。

- b. 解析コード：逃がし安全弁からの冷却材流出（臨界流・差圧流）、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心－冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損等を取り扱うことができるMAAPを用いる。
- c. 事故条件：起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

る。

高圧注水機能及び低圧注水機能が全て喪失するとし、これに伴い、自動減圧系は作動しないものとする。さらに、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水にも期待しないものとする。

外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）等への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点では、厳しい設定となる。原子炉圧力を厳しく評価するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ、逃がし安全弁等については破損や漏えい等は考慮しない。

- d. 機器条件：原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用し、1個当たりの容量は設計値とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の流量は、 $88\text{m}^3/\text{h}$ とする。その他は、「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧操作は、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した場合に実施し、減圧操作後は、原子炉圧力容器破損時まで、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開状態に維持する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器下鏡部温度が $300^\circ\text{C}$ に到達した場合に開始する。その他は、「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉圧力容器への注水ができないことから、原子炉水位は急速に低下して炉心が露出し、事象発生から約43分後に炉心損傷に至る。事象発生から約43分後に、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧を実施することから、原子炉圧力容器破損の時点（事象発生から約4.3時間後）の圧力は約 $0.1\text{MPa}[\text{gage}]$ となり、 $2.0\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下に抑えられる。
- b. 原子炉圧力容器破損後の事象進展解析結果は、「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足

している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP による原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFER による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）ため、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始時間への影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響も小さい。

炉心ヒートアップ、原子炉圧力容器における熔融炉心のリロケーション、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損に係る不確かさがある。これらについては、感度解析を実施しており（※<sup>38</sup>）、いずれのケースにおいても、原子炉圧力への影響が小さいことが確認されており、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはない。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはない。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の破損までに減圧操作を完了する必要があるが、操作時間は 5 分であり、原子炉圧力容器は事象発生から約 4.3 時間後に破損することから十分な時間余裕がある。

#### c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(※<sup>38</sup>) 「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」 2. (5) MAAP を参照



### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、同一の評価事故シーケンスである「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧等が高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」において、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。

さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、原子炉圧力容器の減圧により、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、当該対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

### (1) 逃がし安全弁の開保持機能の維持

申請者は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器が破損するまで（事象発生から約 4.3 時間後）、逃がし安全弁の開保持により過熱蒸気の流出を継続するとしていた。

規制委員会は、過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過しても、開保持機能が維持されることの確実性について説明を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の本体部と補助作動装置の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した。さらに、原子炉圧力容器の減圧を継続している状況で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により逃がし安全弁の温度上昇を抑制する手順とすることで、減圧中の開保持をより確実にする方針であることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器を減圧する過程において、過熱蒸気が逃がし安全弁を通過しても、開保持機能の信頼性は高いことを確認した。

### (2) 原子炉圧力容器への注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方

申請者は、当初、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 10%上の位置に到達した時点で、減圧の観点からより厳しい条件として逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個を用いて、原子炉圧力容器の減圧を実施するとしていた。

規制委員会は、事象進展への影響を踏まえて減圧開始の条件の考え方を説明するように求めた。

申請者は、減圧開始のタイミングについては、原子炉圧力容器内の保有水により燃料を冷却する効果を期待するために原子炉減圧を遅らせる観点のみならず、ジルコニウム-水反応による水素発生量を抑制する観点も考慮し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で実施する手順に変更することとした。また、開放する逃がし安全弁（自動減圧機能）の数については、1 個の場合は水素発生量が大きくなること、他方で弁の個数を多くするほど、原子炉圧力容器内の蒸気流量が大きくなり、燃料被覆管に対する負荷が増加することを考慮し、開放する弁数を 2 個とすることとした。

これにより、規制委員会は、原子炉減圧の考え方が妥当であることを確認した。

## **IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用**

格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）により生じる一時的な圧力の急上昇の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(e) 急速な原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉压力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧力スパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉压力容器破損前の対策は「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉压力容器の減圧開始後は「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。初期の対策のうち本格納容器破損モードに対するものは、圧力スパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持し、原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制及び溶融炉心・コンクリート相互作用

用の緩和効果に期待できる水位として、ドライウェル水位を 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）から 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）に設定することである。このため、原子炉格納容器下部水位計及びドライウェル水位計（※<sup>39</sup>）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」を選定する。

これは、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点から、原子炉圧力容器下部からまとまって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象及び LOCA のうち、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく溶融炉心の保有熱量が小さくなる LOCA を除外し、溶融炉心の保有熱量が大きい上記の過渡事象を選定した上で、さらに、事象進展の観点から、過渡事象のうち、事象初期の高圧注水が行えず水位低下が早くなる「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」が、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外の FCI 等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。

- d. 機器条件：原子炉圧力容器破損前は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

- e. 操作条件：原子炉圧力容器破損前は「IV-1.2.2.2 高圧溶

---

(※<sup>39</sup>) 申請者が用いている水位計の名称は「原子炉格納容器下部水位」及び「ドライウェル水位」であるが、計測器であることが判別できるように原子炉格納容器下部水位計及びドライウェル水位計と記載している。また、本審査書では、その他の計測器についても同様に計測器名称であることが判別できるように記載している。

融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「IV-1. 2. 2. 5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、「IV-1. 2. 2. 2 高圧融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。なお、本格納容器破損モードにおける評価項目に関連する解析結果は以下のとおりである。

- a. 事象発生から約 4.3 時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、熔融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約 0.23MPa[gage]及び約 128℃にとどまる。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (e) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

原子炉圧力容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧力スパイクへの影響因子として、原子炉格納容器下部水位、破損口径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析等を実施した。その結果、これらのパラメータが圧力スパイクに与える影響は小さいことが確認されている(※<sup>40</sup>)ことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- b. 解析条件の不確かさの影響

- a. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定していない「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能の喪失を仮定した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、圧力スパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 0.30MPa[gage]であり、限界圧力には至らず、評価項目を満足することには変わりはない。

(※<sup>40</sup>)「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」2. (5) MAAP を参照

#### イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 2.5 時間後であり、操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約 10 分であり、原子炉格納容器下部への注水水位の下限であるドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）までの注水は約 1.2 時間で完了する（事象発生から約 3.7 時間後）ことから、事象発生から約 4.3 時間後の原子炉压力容器の破損まで、約 0.6 時間の時間余裕がある。

#### c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シナリオ「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」において、原子炉格納容器下部への注水等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策を行った場合に対する申請者の解析結果は、

格納容器破損防止対策の評価項目 (e) を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目 (e) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備 (非常用炉心冷却系等) の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たっては、これらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI 発生)」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 水蒸気爆発が実機において発生する可能性

申請者は、原子炉圧力容器外の FCI のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。

これに対して、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

申請者は、実機において想定される溶融物 (二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物) を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液-液直接接触を生じさせていること、又は溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起りやすいことを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器外の FCI で生じる事象として、

水蒸気爆発は除外し圧力スパイクを考慮すべきであることを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼**

格納容器破損モード「水素燃焼」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。)では、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。(ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること)」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

また、本節においては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉圧力容器が破損する場合についての対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した酸水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性化し、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する。
- ③ 初期の対策：原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化する。これに用いる原子炉格納容器調気系は、重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。その他の対策は、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。このため、格納容器内水素濃度計(D/W)、格納容器内水素濃度



計 (S/C) 及び格納容器内雰囲気水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内雰囲気酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。その他の対策は、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス:PRA の手法では抽出されないものの、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を選定する。

原子炉運転中は窒素ガス置換により原子炉格納容器内の酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。大破断 LOCA 時には、水素濃度が 13vol%を上回るものの、その他のプラント損傷状態に比べてジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり水素発生量が抑えられることから酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少するとともに、サブプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気により水素及び酸素の分圧が低く維持されることで原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。このため、水素燃焼の観点で厳しくなる代替循環冷却系を使用する場合を評価する。

- b. 解析コード:「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- c. 事故条件:「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。なお、ジルコニウム-水反応による水素発生量は、MAAP の評価結果から得られた値を用いる。これは、全炉心内のジルコニウム量

の 75%が水と反応した場合には MAAP による評価結果に比べて原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため酸素濃度が低下すること及び MAAP による評価結果においても水素濃度が 13vol%を超えることから、水素燃焼の観点で厳しい設定となる。原子炉格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%とする。水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合（以下「G 値」という。）は、それぞれ 0.06 分子/100eV、0.03 分子/100eV とする。

- d. 機器条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- e. 操作条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

- a. 炉心の露出から再冠水までの間に、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の約 13%が水と反応して水素が発生する。これにより、事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は 13vol%（ドライ条件）を上回る。また、水の放射線分解によって水素及び酸素が発生する。
- b. ドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度は、事象発生の約 11 時間後から約 24 時間後まで 5vol%を上回るが、この期間は LOCA 破断口からの水蒸気によりドライウエル内が満たされ、ドライウエル内の酸素濃度は約 0.007vol%（ウェット条件）である。
- c. 事象発生から 7 日後におけるドライウエル内の酸素濃度は約 2.8vol%（ドライ条件）、サプレッションチェンバ内の酸素濃度は約 3.4vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回る。
- d. その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合には原子炉格納容器内に窒素を注入するとともに、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、水素濃度及び酸素濃度を低減することで安定状態を維持できる。
- e. その他の事象進展解析結果は、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じである。

上記 b. 及び c. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (f)

を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

G 値の不確かさから、水の放射線分解による酸素の発生が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性がある。G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（（沸騰状態の場合）水素:0.4 分子/100eV、酸素:0.2 分子/100eV、（非沸騰状態の場合）水素:0.25 分子/100eV、酸素:0.125 分子/100eV）とした場合の評価を実施した。その結果、原子炉格納容器からの除熱を開始した後、事象発生から約 48 時間後に原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することで、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇は抑制され、事象発生から 7 日後に**おけるまでの**ドライウェル内の酸素濃度**の最高値**は約 4.1vol%（ドライ条件）、サプレッションチェンバ内**の**酸素濃度**の最高値**は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回ることから、評価項目を満足することには変わりはない。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

#### c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、原子炉起動時に原子炉格納容器調気系を用いた原子炉格納容器内の不活性化等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

## (1) 評価に用いる G 値の妥当性

申請者は、解析条件に用いる G 値を水素 0.06 分子/100eV、酸素 0.03 分子/100eV としている。

規制委員会は、知見が少ない G 値について、不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、G 値の不確かさを踏まえた酸素発生について検討することを求めた。

申請者は、これに対し以下のように説明した。

- ① G 値の不確かさを考慮し、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値((沸騰状態の場合)水素:0.4 分子/100eV、酸素:0.2 分子/100eV、(非沸騰状態の場合)水素:0.25 分子/100eV、酸素:0.125 分子/100eV)とした場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 48 時間後に 4.0vol% (ドライ条件) に到達する (※<sup>41</sup>)。
- ② 上記①の場合、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することにより、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇は抑制され、事象発生から 7 日後 におけるまでのドライウェル内の酸素濃度の 最高値 は約 4.1vol% (ドライ条件)、サプレッションチェンバ内 での 酸素濃度の 最高値 は約 4.0vol% (ドライ条件) であり、5vol% を下回る。
- ③ さらに、対策の手順には、原子炉格納容器内の酸素濃度計に基づく判断が含まれており、原子炉格納容器からの除熱を開始した後、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) 到達時に窒素注入を行い、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前 (酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) かつ 1.5vol% (ウェット条件) 到達時) に、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内の気体を排出する手順としている。

これらにより、規制委員会は、G 値の不確かさを考慮した場合においても、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認した。

### IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。)では、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心によるコンクリートの侵食という観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

(※<sup>41</sup>) 原子炉格納容器からの除熱を開始する前は、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の酸素濃度は、5vol% を上回る期間があるものの、その期間は水蒸気で原子炉格納容器内が満たされており、このような雰囲気下において水素濃度及び酸素濃度は可燃領域に達しない。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」、「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること）」、「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること」及び「(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」について、対策に有効性があるかを確認した。

なお、「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること」については「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、「(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと」については「IV-1.2.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」においてそれぞれ確認した。

本格納容器破損モードの有効性評価においては、原子炉圧力容器が破損する場合について格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。原子炉圧力容器の破損が回避される場合について格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。さらに、原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

- ② 対策の考え方：溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するためには、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ注水する必要がある。さらに、原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器内の圧力及び温度を抑制するため、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前の対策は「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の減圧後は原子炉圧力容器破損による溶融炉心の落下に備え、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。原子炉圧力容器破損後には、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水に切り替えるとともに原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、原子炉格納容器下部水位計、ドライウェル水位計、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器からの除熱を実施するため、代替循環冷却系により、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内のスプレーを同時に行う。このため、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」を選定する。これは、溶融炉心の冷却の観点から、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の細粒化割合が小さく冷却が厳しくなる原子炉圧力容器が低圧で破損するシーケンスのうち、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性がある「LOCA」を除外し、原子炉格納容器下部に落

下する溶融炉心を冷却するための対策実施の時間余裕がより厳しくなるシーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融炉心によるコンクリート分解等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。
- d. 機器条件：原子炉圧力容器破損前の機器条件は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水流量は、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮して  $50\text{m}^3/\text{h}$  とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して  $88\text{m}^3/\text{h}$  とする。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉格納容器内のスプレイに  $100\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉圧力容器への注水に  $50\text{m}^3/\text{h}$  の流量配分とし、同時に注水及びスプレイを実施する。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器破損前の操作条件は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損前において、原子炉圧力容器下鏡部温度が  $300^\circ\text{C}$  に到達した場合に開始する原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水は、ドライウエル水位が  $0.23\text{m}$ （原子炉格納容器下部水位  $3.88\text{m}$ ）に到達した場合に停止する。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水は、ドライウエル水位が  $0.02\text{m}$ （原子炉格納容器下部水位  $3.67\text{m}$ ）まで低下した場合に実施し、ドライウエル水位が  $0.23\text{m}$ （原子炉格納容器下部水位  $3.88\text{m}$ ）に到達した場合に停止する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が  $0.640\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に開始し、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を開始した場合に停止する。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系への切替えの準備時間等を考慮して、事象発生から 24 時間後とする。
- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約



1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 除去効果については、格納容器スプレイ及びサプレッションプールでのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生から約 43 分後に炉心損傷に至る。事象発生から約 2.5 時間後に原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を開始する。原子炉圧力容器が破損に至り溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する時点（事象発生から約 4.3 時間後）において約 3.8m の原子炉格納容器下部水位が確保され、溶融炉心は冷却される。コンクリート~~の~~侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 2cm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。
- b. 炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol% を超えるが、ドライウェル内の酸素濃度は約 2.3vol%、サプレッションチェンバ内の酸素濃度は約 3.2vol% であり、可燃限界である 5vol% を下回る。
- c. 原子炉圧力容器の破損時に、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下する際、圧力スパイクが生じるが、原子炉格納容器内の圧力は約 0.23MPa [gage]、温度は約 128°C に抑えられる。
- d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下後は、継続的に原子炉格納容器への下部注水を行うことで溶融炉心を冷却するとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷

却することから、原子炉格納容器内の最高圧力は 0.640MPa [gage]、最高温度は約 180°C に抑えられる。

- e. 事象発生から 24 時間後、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。
- f. 原子炉格納容器から環境への Cs-137 の放出について、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。保守的に原子炉建屋内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約  $1.2 \times 10^{-1}$  TBq (7 日間) となり、100TBq を下回っている。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を、上記 c. 及び d. により評価項目 (a) 及び (b) を、上記 f. より評価項目 (c) を、上記 b. より評価項目 (f) を満足している。さらに、上記 b. 及び d. より、評価項目 (g) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

溶融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験、OECD-MCCI 実験等の結果により MAAP 解析の妥当性が確認されている。

しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。

コンクリート侵食量に対して支配的な溶融炉心の上面熱流束について感度解析を実施した。上面熱流束が圧力に依存しないとした場合、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 18cm であり、評価項目 (i) を満足することには変わりはない。また、コンクリート侵食量の増加に伴い溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量が増加することとなるが、溶融炉心・コンクリート相互作用によって酸素が発生することはなく、可燃性ガスの発生量の増加は相対的に酸素濃度を下げる要因となり、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol% を上回るが、酸素濃度は約 3.2vol% 以下であり、評価項目 (f) を満足することには変わりはない。さらに、コンクリート侵食の発生を操作の起点とする運

転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。  
なお、コンクリート~~の~~侵食量については、原子炉格納容器下部において、熔融炉心が均一に堆積する場合を想定して解析を実施している。仮に熔融炉心が均一に堆積しない場合を想定すると、熔融炉心と水の伝熱面積が大きくなるため、熔融炉心の冷却が促進される傾向となることから、評価項目 (i) 及び (f) を満足することには変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では高めの燃焼度を想定することにより、崩壊熱に保守性を与えている。最確条件の場合には、崩壊熱は解析条件よりも小さく、原子炉圧力容器破損までの事象進展が緩やかになるため、原子炉格納容器下部への注水操作に対する準備時間の余裕は大きくなる。また、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

解析条件では、原子炉格納容器内の構造部材について、コンクリート以外（内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板）は考慮していない。最確条件の場合には、内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板はコンクリートより融点が高いため、コンクリート侵食量が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。なお、仮に内側鋼板が侵食され、その支持機能に期待できない場合でも、外側鋼板のみで支持機能を維持できることから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

評価事故シーケンスを「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できない場合、事象発生後の原子炉水位の低下が早いため原子炉圧力容器破損までの時間が約 3.0 時間と短くなり、熔融炉心の崩壊熱が大きくなるが、熔融炉心によるコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 3cm であり、評価項目 (i) を満足することには変わりはない。さらに、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素濃度及び酸素濃度は、ドライ条件に換算して、それぞれ 13vol%以上及び約 3.2vol%以下であり可燃限界に至らないことから、評価項目 (f) を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 2.5 時間後であり、操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は低い。また、原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約 10 分であり、原子炉格納容器下部への注水水位の下限であるドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）までの注水は約 1.2 時間で完了する（事象発生から約 3.7 時間後）ことから、事象発生から約 4.3 時間後の原子炉压力容器の破損まで、約 0.6 時間の時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間継続した場合に必要な水は、約 590m<sup>3</sup> である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>、淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup>、合計約 11,192m<sup>3</sup> の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッションプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を全出力で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は

約 32kL、原子炉補機代替冷却水系を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 42kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計約 834kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している原子炉格納容器への下部注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却等の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」において、原子炉格納容器への下部注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b)、(c)、(f)、(g) 及び (i) を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮しても、評価項目 (a)、(b)、(c)、(f)、(g) 及び (i) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 原子炉格納容器下部への注水に係る水位の確認

申請者は、原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心の冷却のための事前注水については、注水流量に基づき原子炉格納容器下部水位 3.4m が確保されていることを確認するとしていた。

規制委員会は、熔融炉心・コンクリート相互作用を抑制するため、原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心が確実に冷却される必要があるとの観点から、下部注水による水位を確実に把握できることを求めた。

申請者は、原子炉格納容器下部へ熔融炉心が落下する前に注水水位が確保されていることが確認できるようにドライウェル水位計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ドライウェル水位計の設置高さ（※<sup>42</sup>）を考慮し、ドライウェル床面から 0.23m（原子炉格納容器下部から 3.88m）まで注水することとした。

これにより、規制委員会は、下部注水による水位を確実に把握できることを確認した。

#### (2) 熔融炉心によるドライウェル床ドレンサンプへの影響について

申請者は、ドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入はないとしていた。

規制委員会は、知見が少ない熔融炉心挙動について不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、熔融炉心がドライウェル床ドレンサンプへ流入した場合の影響を評価することを求めた。

申請者は、仮にドライウェル床ドレンサンプに熔融炉心が流入した場合を想定し、ドライウェル床ドレンサンプのコンクリート侵食量を評価した。その結果、侵食量は壁面で約 16cm、床面で約 20cm であり、この場合であっても、原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達しないこと、また、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はないことを示した。

---

(※<sup>42</sup>) ドライウェル水位計は、ドライウェル床面から 0.02m（原子炉格納容器下部から 3.67m）、0.23m（原子炉格納容器下部から 3.88m）及び 0.34m（原子炉格納容器下部から 3.99m）の高さに設置する。

これらにより、規制委員会は、熔融炉心挙動の不確かさを考慮し、仮にドライウエル床ドレンサンプに熔融炉心が流入した場合でも、原子炉格納容器バウンダリ機能が維持されること及び原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響がないことを確認した。

#### **IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策**

第37条第3項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）及びサイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故（以下「想定事故2」という。）に対して、以下の(a)から(c)の項目（以下「燃料損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認している。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が維持されていること。

なお、本節において、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。

#### **IV-1. 2. 3. 1 想定事故1**

「想定事故1」では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

##### **(1) 想定事故の特徴及びその対策**

申請者は、「想定事故1」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。

- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う。
- ③ 対策：燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行う。このため、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、「想定事故 1」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を 10mSv/h（※<sup>43</sup>）とし、この線量率に対応する水位（通常水位—約 1.3m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。
- b. 事故条件：燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失により、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 6.7MW、初期水温は運転上許容される上限の 65℃、初期水位は通常水位とする。使用済燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量は 114m<sup>3</sup>/h とする。
- d. 操作条件：大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水の準備は、冷却機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、運転員及び重大

---

（※<sup>43</sup>）原子炉建屋燃料取替床での作業及び退避の時間は 3.5 時間以内であり、運転員及び重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 35mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある値



事故等対応要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から 13 時間後に注水を開始するものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が約 8 時間後に 100°C に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事象発生から 13 時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約 0.36m 低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。
- c. 代替注水の流量は 114m<sup>3</sup>/h であり、崩壊熱により使用済燃料プール水温が 100°C に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 12m<sup>3</sup>/h を上回っていることから、通常水位に回復され、維持される。
- d. 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b.、c. 及び d. より、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプ I）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位－約 0.17m）として評価した結果、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 23 時間となるが、使用済燃料プールへの注水は、事象

発生から 13 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

イ. 操作条件の不確かさの影響

使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 13 時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から 10 時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 1 日後であり、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故 1」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、28 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 1,970m<sup>3</sup>である。これに対して、淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。
- ③ 本想定事故において、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計約 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故1」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **Ⅳ-1. 2. 3. 2 想定事故2**

「想定事故2」では、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

###### **(1) 想定事故の特徴及びその対策**

申請者は、「想定事故2」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う。
- ③ 対策：「想定事故1」と同一である。

###### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

###### **① 解析手法**

申請者は、「想定事故2」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：「想定事故1」と同一である。

- b. 事故条件：使用済燃料プール水位を最も低下させるサイフォン現象の起因として、燃料プール冷却浄化系配管のうち系統最下部の配管の破断が発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却浄化系配管に設置された逆止弁が開固着し、逆止弁機能が十分に働かないと想定する。このため、水位は瞬時に低下するが、サイフォンブレイク孔の効果により、通常水位-0.5m で水位の低下が停止すると想定する。これらに重畳して、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を考慮する。事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 6.7MW、初期水温は運転上許容される上限の 65℃、初期水位は通常水位とする。使用済燃料プールと原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：「想定事故 1」と同一である。
- d. 操作条件：大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水の準備は、注水機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、運転員及び重大事故等対応要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から 13 時間後に注水を開始するものとする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 燃料プール冷却浄化系の配管破断により使用済燃料プール内の水位が通常水位から 0.5m 下まで低下した後、使用済燃料プール内の水温が約 7 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事象発生から 13 時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約 0.89m 低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。
- c. 代替注水の流量は 114m<sup>3</sup>/h であり、崩壊熱により使用済燃料プール水温が 100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 12m<sup>3</sup>/h を上回っていることから、通常水位に回復され、維持される。
- d. 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b.、c. 及び d. より、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプ I）等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位－約 0.17m）とした場合であっても、漏えいによる水位低下は、サイフォンブレイク孔の効果により通常水位－0.5m で停止することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 13 時間後としているが、実際には注水機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から 10 時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 18 時間後であり、十分な時間余裕がある。

#### b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故 2」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員については「想定事故 1」と同一である。

- ② 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約2,070m<sup>3</sup>となる。これに対して、淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。
- ③ 本想定事故の対応に必要な燃料については「想定事故1」と同一である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故2」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### IV-1. 2. 4 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

第37条第4項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の(a)から(c)の項目（以下「運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認するとしている。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が確保されていること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除

く。)

#### **IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失**

運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、残留熱除去系の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る（※<sup>44</sup>）。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置

---

(※<sup>44</sup>) 原子炉補機冷却機能喪失に従属して崩壊熱除去機能が喪失する場合には、全交流動力電源喪失にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりである。対策の実施に対する余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉压力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する状態として、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉压力容器は未開放の状態とする。
- b. 評価の考え方：燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉压力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h (※<sup>43</sup>) に対応した原子炉水位は、燃料有効長頂部の約 2.0m 上である。原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.0m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.0m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認する。
- c. 初期条件：本評価では、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉压力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）1 系統のほかに、残留熱除去系（低圧注水モード）1 系統が待機状態とする。原子炉停止後の炉心の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止 1 日後の崩壊熱の値（約 14MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉压力容器内の蒸発量は約 24m<sup>3</sup>/h である。

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、設計値である 52℃とする。

原子炉の初期圧力は大気圧とする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく評価するために、逃がし安全弁（自動減圧機能）の



手動開操作によって水蒸気を流出させ原子炉圧力を大気圧に維持するものとする。

- d. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な要員及び燃料等の観点では、厳しい設定となる。
- e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、設計値の  $1,136\text{m}^3/\text{h}$  とする。
- f. 操作条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失の確認に要する時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇し、事象発生から約 1 時間後に、沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から 2 時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は約 0.9m 低下して、燃料有効長頂部の約 4.2m 上となるが、冠水は維持される。
- b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態では、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 4.2m 上に低下しても、原子炉建屋内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率  $10\text{mSv/h}$ （※<sup>43</sup>）を上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a. から d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水操作の開始は、崩壊熱除去機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 7 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.2 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 2 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最悪条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器への注水操作開始時間を事象発生から 2 時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から 2 時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下するのは事象発生から約 4 時間後であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

**(3) 必要な要員及び燃料等**

申請者は、本重要事故シナリオへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、11 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事

故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。

- ② 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に 24 時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約 25kL であり、合計 760kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えによる炉心の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系の 1 系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「崩壊熱除

去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1. 2. 4. 2 全交流動力電源喪失**

運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、さらに、原子炉補機冷却機能が喪失する場合において、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失に起因して、残留熱除去系等の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：ガスタービン発電機による給電を開始した後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、125V蓄電池2A、125V蓄電池2B、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安

全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を実施する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプの軸受等の冷却は、原子炉補機代替冷却水系で実施する。このため、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失の重畳を考慮する。プラント状態については、「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- b. 評価の考え方：「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- c. 初期条件：「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- d. 事故条件：全交流動力電源喪失により残留熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。
- e. 機器条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の  $100\text{m}^3/\text{h}$  とする。  
原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は原子炉冷却材温度  $154^\circ\text{C}$ 、海水温度  $26^\circ\text{C}$  における設計値の約  $16\text{MW}$  とする。

- f. 操作条件：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象発生から2時間後とする。また、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を考慮して、事象発生から24時間後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約1時間後に沸騰し原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は、燃料有効長頂部の約4.2m上までの低下にとどまり、冠水は維持される。
- b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位が燃料有効長頂部の約4.2m上まで低下しても、原子炉建屋内の線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/h（※<sup>43</sup>）を上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、事象発生から24時間後に原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持されている。

上記 a. から d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水準備操作の開始は、全交流動力電源喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 7 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.2 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 25 分後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

#### イ. 操作条件の不確かさの影響

全交流動力電源喪失後、ガスタービン発電機から給電し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水準備操作を終了する時間は、事象発生から 25 分後であるが、本操作が遅れた場合でも通常運転水位から放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約 4 時間後であることから、十分な時間余裕がある。

#### b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、28 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 28 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 534m<sup>3</sup>である。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能である。

ガスタービン発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプ I）を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 42kL、大容量送水ポ

ンプ（タイプ I）により復水貯蔵タンクへ 7 日間給水した場合に必要な軽油量は約 32kL であり、合計約 488kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画しているガスタービン発電機による給電、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉補機代替冷却水系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用ディーゼル発電機等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。



#### **IV-1. 2. 4. 3 原子炉冷却材の流出**

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等による漏えいが発生する場合において、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等により原子炉冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサブプレッションチェンバ側に流出する。これにより、原子炉圧力容器内の保有水が継続的に減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中の原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉冷却材の流出を止めるとともに、原子炉圧力容器に注水し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：残留熱除去系系統切替時の原子炉冷却材の流出箇所を特定し、流出元の弁を閉止することにより流出を止めた後、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、サブプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける。

#### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

##### **① 解析手法**

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料

体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「原子炉冷却材の流出（RHR 切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりである。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象の認知までに要する時間が長く、原子炉冷却材の流出量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 評価の考え方：操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認する。
- c. 初期条件：原子炉圧力容器の開放時について評価する。保有水量を厳しく評価する観点から、プールゲートは閉とする。また、水温は、原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて冷却されているため、その設計値である 52℃とする。
- d. 事故条件：残留熱除去系系統切替時の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁開防止措置忘れによるサプレッションチェンバへの流出流量は 100m<sup>3</sup>/h とする。

崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合においても、事象発生から原子炉ウエル満水まで水位が回復する約 2.2 時間に対して、原子炉冷却材の水温が 100℃に至るまでの時間が約 3.6 時間と長いため、崩壊熱による原子炉冷却材の水温上昇及び蒸発については考慮しない。

外部電源はないものとし、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。
- e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 1,136m<sup>3</sup>/h とする。
- f. 操作条件：運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により 1 時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から 1 時間後とする。流出の停止時間及び待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による注水は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉冷却材が残留熱除去系の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁からサプレッションチェンバへ流出することにより原子炉水位は低下する。事象発生から2時間後に原子炉圧力容器への注水を行うことで、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約14m上まで低下するが、冠水は維持される。
- b. 放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部の約3.0m上であり、燃料有効長頂部の約14m上まで水位が低下しても、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/h(※<sup>43</sup>)を上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a. から d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析条件の不確かさの影響

##### ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、原子炉圧力容器が未開放の場合には、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間(約43分)は原子炉圧力容器への注水が可能となる時間(約30分)に対して、時間余裕があり、事象の認知も容易であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は1時間以上であり、時間余裕がある。

##### イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉冷却材流出の停止操作は、水位低下の認知に要する時間及び隔離操作を考慮して、事象発生から2時間後としている。実際の操作は、運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態の把握による早期の認知に期待でき、その開始時間は早くなることから、十分な時間余裕がある。

原子炉注水の開始時間は、事象発生から2時間後としているが、原子炉ウェル満水から必要な遮蔽を確保できる最低水位に低下するまでの時間は事象発生から約8時間後であることから、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① **本**重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、11名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は28名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスでは、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッションプール水を水源とすることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転した場合に必要な軽油量は約735kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約25kLであり、合計約760kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉冷却材の流出停止、待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）＋崩壊

熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、原子炉冷却材の流出が発生した残留熱除去系の1系統について、流出停止後の注水機能の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

#### **IV-1.2.4.4 反応度の誤投入**

運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって炉心に反応度が投入される場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に正の反応度が急激に投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の損傷を防止するためには、未臨界に必要な負の反応度を投入する必要がある。

- ③ 初期の対策：原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより制御棒全挿入とする。このため、原子炉スクラム信号を発する起動領域モニタを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：初期の対策により原子炉の未臨界状態を維持する。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：反応度誤投入として、「停止中に実施される試験等により、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。

原子炉運転停止中において、炉心が臨界又は臨界近傍の状態になり得る試験として、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が引き抜かれる試験が実施されている。この試験において、運転員が操作量の制限を超える誤った制御棒引き抜きの操作を実施することとする。

- b. 解析コード：炉心平均中性子束の過渡応答の評価を行うため、炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果等を取り扱うことができる APEX を用いる。

さらに、燃料エンタルピの過渡応答の評価により燃料健全性を確認するため、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SCAT (RIA 用) を用いる。

- c. 初期条件：余剰反応度を大きくするため、炉心状態は、燃料交換後である平衡炉心のサイクル初期とする。炉心の実効増倍率は 1.0、原子炉出力は定格値の  $10^{-8}$ 、原子炉圧力は 0.0MPa [gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は 20℃、燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO<sub>2</sub> とする。
- d. 事故条件：運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。運転停止中に実施される試験等の方法を考慮し、制御棒引き抜きによる正の反応度

投入量を大きくするため、全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる対角隣接の組合せのものとする。誤引き抜きされる制御棒の反応度価値は、臨界近接時に引き抜かれる制御棒の最大反応度価値の制限値（ $1.0\% \Delta k$  以下）を超える約  $1.93\% \Delta k$  とする。制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となるため、外部電源はあるものとする。

- e. 機器条件：制御棒は、引抜速度の上限値  $9.1\text{cm/s}$  にて連続で引き抜かれるものとする。原子炉自動スクラムは、起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期  $10$  秒）信号により作動するものとする。
- f. 操作条件：運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はない。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 制御棒の引き抜き開始から約  $9.3$  秒後に起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期  $10$  秒）信号が発信することにより、原子炉が自動スクラムする。原子炉出力は定格値の約  $4.4\%$  までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界になる。この過程で投入される反応度は約  $1.14$  ドル（投入反応度最大値：約  $0.71\% \Delta k$ ）であることから、反応度投入事象（※<sup>45</sup>）に至るが、燃料エンタルピは最大で約  $37\text{kJ/kgUO}_2$  であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和  $59$  年  $1$  月  $19$  日原子力安全委員会決定）に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である  $272\text{kJ/kgUO}_2$  ( $65\text{cal/gUO}_2$ ) を超えることはなく、また、燃料エンタルピ増分の最大値は約  $29\text{kJ/kgUO}_2$  であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成  $10$  年  $4$  月  $13$  日 原子力安全委員会了承）に示された燃料ペレット燃焼度  $65,000\text{Mwd/t}$  以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分  $167\text{kJ/kgUO}_2$  ( $40\text{cal/gUO}_2$ ) を超えることはなく、燃料の健全性は維持される。
- b. 原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水が維持されている。

---

(※<sup>45</sup>) 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和  $59$  年  $1$  月  $19$  日原子力安全委員会決定）において、反応度投入事象は、「臨界又は臨界近接の原子炉に、原則的に  $1$  ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピ増大が生じる事象をいう。」と定義されている。

- c. 原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持されている。

上記 a. から c. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。なお、本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要である。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

解析コードの不確かさとして、ドップラ反応度フィードバック効果、制御棒反応度及び実効遅発中性子割合の不確かさを試験データとの比較により評価している。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- b. 解析条件の不確かさの影響

- a. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の不確かさとして、炉心燃焼度、装荷されている燃料タイプ、初期出力、初期燃料温度等が考慮されている。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- c. 不確かさ影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスにおいては、原子炉停止機能が自動で働くため運転員等の操作はないが、原子炉自動スクラム後の原子炉状態を確認するために必要な要員は1名である。これに対して、中央制御室には5名の運転員がおり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスでは、原子炉圧力容器への注水等はない。また、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はない。



## 2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「停止中に実施される試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」において、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが作動した場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。

また、原子炉自動スクラムにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避（※<sup>46</sup>）し、未臨界状態に到達した後は、未臨界状態の維持が可能であることを確認した。

さらに、規制委員会は、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「停止中に実施される試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### IV-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード

申請者が使用している解析コードのうち、炉心損傷防止対策の有効性評価で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、

（※<sup>46</sup>）一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は発生するものの、燃料の健全性に影響を与えないことを確認した。

原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同様な妥当性確認方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行う。

他方、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による妥当性の確認が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当すると見込みなし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の適切性に係る確認が行われているかという観点を主とした審査を行う。

以下、コードごとに申請内容とその確認内容について示す。

## 1. 申請者が使用している解析コード

申請者は、評価対象の事故シーケンスグループ及び原子炉格納容器破損モードで考慮すべき現象を踏まえて、有効性評価に使用するコードを以下のとおりとしている。

### (1) 炉心損傷防止対策の有効性評価

- ①-1 起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析する上で原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の評価については、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析することが可能な SAFER を使用している。また、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」の評価においては、燃料露出時において燃料被覆管の温度が 900℃以上の高温になる場合もあることから、詳細な燃料被覆管の温度評価が必要になるため、SAFER に加えて、燃料棒間等の輻射熱伝達を詳細に解析することが可能な CHASTE を併用している。
- ①-2 起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の熱水力挙動に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の熱水力挙動及び出力変化を同時に解析することが可能な REDY を使用している。PCT の評価については、REDY の計算結果を入力として、単一チャンネルの熱水力挙動を解析することが可能な SCAT を使

用している。

- ② 「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」以外の事故シーケンスグループに対する評価については、原子炉圧力容器内で発生した水蒸気及び非凝縮性ガスが原子炉格納容器内へ長期間にわたり放出され、原子力格納容器内の温度及び圧力が上昇することから、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析することが可能な MAAP を使用している。

## （２）原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価

- ① いずれの~~原子炉~~格納容器破損モードについても、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の溶融炉心挙動及び~~核分裂生成物（以下「FP」という。）~~挙動に関するモデルを有する MAAP を使用している。

## （３）運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

- ① 「反応度の誤投入」の評価については、制御棒誤引抜き時の炉心の出力変化等を解析することが可能な APEX 及び SCAT (RIA 用) を使用している。他の 3 事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出）については、崩壊熱曲線や水の物性値を用いて原子炉圧力容器内の水インベントリ変化を算出しており、解析コードを使用していない。

## 2. 解析コードの妥当性確認及び有効性評価への適用性

### （１）SAFER

#### ① 申請内容

申請者は、SAFER の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. SAFER は、原子炉内熱水力過渡変化、炉心ヒートアップ、熱構造材、燃料被覆管の膨張等の計算機能及び燃料被覆管の破裂判定機能を有し、原子炉圧力容器に接続する原子炉冷却材圧力バウンダリの各種配管の破断事故、原子炉冷却材の喪失事故、原子炉冷却材保有量の異常な変化等を評価することが可能な熱水力過渡変化解析コードである。
- b. 本コードは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定。以下「ECCS 性能評価指針」という。）において使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価

解析) に適用実績がある。

- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 炉心における重要現象（燃料棒表面熱伝達、二相流体の流動）のモデルについては、総合効果試験である TBL (※<sup>47</sup>)、ROSA-III (※<sup>47</sup>) 及び FIST-ABWR (※<sup>48</sup>) の解析結果により妥当性を確認している。
  - c. - 2 逃がし安全弁を含む原子炉压力容器における重要現象のうち臨界流のモデルについては、TBL 試験、ROSA-III 試験及び FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認しており、二相流体の流動モデルについては FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認している。
  - c. - 3 炉心（燃料）における重要現象（燃料棒表面熱伝達）のモデルに用いる熱伝達相関式については、熱伝達相関式の実験データベースの参照及び妥当性確認実験の結果との比較より、有効性評価解析に対しても適用できることを確認している。
- d. 不確かさ評価としては、設計基準事故解析と同様に有効性評価解析においても、燃料棒表面熱伝達モデル、二相流体の流動モデル等は、PCT の評価において保守性を確保していることを確認している。

## ② 確認内容

規制委員会は、SAFER についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）における炉心及び原子炉压力容器内の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルは、「ECCS 性能評価指針」で適用性が認められており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析 (ECCS の性能評価の解析) に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）に対しても、実験等を基に妥当性の確認が行われ、適用範囲が示されている。

---

(※<sup>47</sup>) TBL と ROSA-III は、BWR5 を模擬した LOCA 実験装置

(※<sup>48</sup>) FIST-ABWR は、ABWR を模擬した LOCA 実験装置

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 (※<sup>49</sup>) を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータ (※<sup>50</sup>) の傾向を確認した。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の SAFER の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

## (2) CHASTE

### ① 申請内容

申請者は、CHASTE の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. CHASTE は、燃料棒間や燃料棒—チャンネルボックス間等の複雑な輻射伝熱等の計算機能を有し、炉心露出・ヒートアップ時の PCT を評価することが可能な解析コードである。なお、本コードの入力の一部は、SAFER の解析結果を引き継いでいる。
- b. 本コードは、「ECCS 性能評価指針」で使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析 (ECCS の性能評価解析) に適用実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 炉心における重要現象モデル (燃料棒表面熱伝達、輻射熱伝達) のモデルについては、BWR-FLECHT 実験、炉心冷却実験及びスプレイ熱伝達実験の解析結果により妥当性を確認している。また、BWR-FLECHT 実験では、PCT が高温領域のケースについてもデータがあり、さらに、スプレイ冷却特性実験では、スプレイを作動させない試験も実施していることから、この試験の解析結果により輻射熱伝達モデル単独の妥当性も確認している。
- d. 不確かさ評価としては、上記 c. - 1 の実験の解析結果が実験結果を上回っていることから、本コードの燃料表面熱伝達モデルは PCT の評価に対して保守性を確保していることを確認している。

### ② 確認内容

(※<sup>49</sup>) Information Systems Laboratories, Inc., "RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS", (December 2001, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.)

(※<sup>50</sup>) 評価項目に関連するパラメータ：燃料被覆管温度等

規制委員会は、CHASTE についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）における炉心の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルは、「ECCS 性能評価指針」で適用性が認められており、BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価の解析）に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、対象となる炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く。）に対しても、実験等を基に妥当性の確認が行われ、適用範囲が示されている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の CHASTE の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

### (3) REDY

#### ① 申請内容

申請者は、REDY の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. REDY は、制御系、熱水力、炉心動特性（一点炉近似動特性）、原子炉圧力容器内のほう酸濃度変化等の計算機能を有し、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体の熱流動と炉心動特性との相互作用を評価することが可能なプラント過渡特性解析コードである。
- b. 本コードは、実機プラントの起動試験などで妥当と確認されたものであり、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 炉心の中性子動特性挙動に係る重要現象（核分裂出力、反応度フィードバック効果（ボイド、ドップラ））と炉心全体の熱流動に係る重要現象（沸騰、ボイド率変化）のモデルについては、ABWR

実機試験等における中性子束、シュラウド外水位等の過渡変化挙動の解析結果により、妥当性を確認している。

- c. - 2 炉心全体の熱流動に係る重要現象（沸騰、ボイド率変化）のモデルについては、日本国内で実施されたボイドマップ確認試験等の解析結果により妥当性を確認している。
- c. - 3 再循環系における重要現象（冷却材流量変化）のモデルについては、実機試験の解析結果により制御系の応答特性等の妥当性を確認している。
- c. - 4 給水系（代替注水設備を含む。）における重要現象（ECCS注水）のモデルについては、実機試験の解析結果等により妥当性を確認している。
- c. - 5 逃がし安全弁における重要現象（冷却材流出（臨界流、差圧流））のモデルについては、実機試験の解析結果により妥当性を確認している。
- c. - 6 原子炉圧力容器内へのほう酸水注入に係る重要現象（ほう酸水拡散）のモデルについては、実機を模擬した試験装置（縮尺モデル）の試験結果を根拠に、ほう酸水が拡散しにくい保守的な設定をしている。
- c. - 7 原子炉格納容器における重要現象（サブプレッション・プール冷却）のモデルについては、空間的に原子炉格納容器を一体とし、基礎的な物理法則を適用した単純計算により保守性を確保している。
- d. 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡事象に伴う原子炉出力評価に対して影響が大きいとされる動的ボイド係数及び動的ドップラ係数について、当該事象の進展に係る変化の様相の影響、一点炉近似動特性モデルの影響、炉心内の空間的な過渡変化による影響、評価炉心変更の影響等を考慮して、感度解析を実施し、PCTの評価への影響が限定的であることを確認している。

本コードが、事象進展中の原子炉出力分布が一定として取り扱うことについても、感度解析等により PCT の評価への影響が限定的であることを確認している。

一点炉近似動特性モデルにおけるボロン反応度の不確かさについては、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる詳細計算等により未臨界を確保できることを確認している。

## ② 確認内容

規制委員会は、REDY についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 「原子炉停止機能喪失」時における原子炉冷却材圧力バウンダリ内の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認や感度解析により検討が行われ、適用範囲が示されている。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の REDY の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

#### (4) SCAT

##### ① 申請内容

申請者は、SCAT の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. SCAT は、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等が計算でき、燃料の熱的余裕及び PCT を評価することが可能な単チャンネル熱水力解析コードである。
- b. 本コードは、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における最小限界出力比 (MCPR) の評価に適用実績がある。一方、有効性評価では、新たに、原子炉停止機能喪失の事象で生じる沸騰遷移後の PCT 及び燃料被覆管表面の酸化量を評価する。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 炉心内の燃料棒表面熱伝達に係る重要現象 (被覆管表面熱伝達、



- リウエット) のモデルについては、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験 (※<sup>51</sup>) の解析結果により妥当性を確認している。
- c. - 2 炉心内の沸騰遷移に係る重要現象 (沸騰遷移) のモデルについては、ATLAS 試験データの解析結果により妥当性を確認している。
  - c. - 3 炉心内の気液熱非平衡に係る重要現象 (被覆管表面熱伝達、リウエット) のモデルについては、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験の解析結果により妥当性を確認している。
  - c. - 4 炉心内の燃料被覆管における重要現象 (燃料被覆管酸化) については、「ECCS 性能評価指針」において使用の妥当性が認められている Baker-Just 式により評価している。
  - d. 不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達や気液熱非平衡に係る重要現象のモデル (被覆管表面熱伝達モデル、リウエットモデル) に用いる相関式が、有効性評価で着目する燃料被覆管温度の高温領域でも PCT を高めに評価する傾向を示すことを根拠に、PCT 評価の保守性が維持されていることを確認している。

## ② 確認内容

規制委員会は、SCAT についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。

- a. 「原子炉停止機能喪失」時における炉心の熱流動と燃料に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 本コードは、沸騰遷移に至る前の炉心を対象としており、BWR の原子炉設置許可申請書等の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における沸騰遷移に至るまでの安全余裕の解析に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認により検討が行われ、PCT 評価に係る適用範囲が示されている。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

さらに、規制委員会は、RELAP5/MOD3.3 を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。

---

(※<sup>51</sup>) 平成 8 年度「燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書 (BWR 新型燃料集合体熱水力試験編)」、(財)原子力発電技術機構、平成 9 年 3 月 (本試験は、平成 9 年度、平成 10 年度及び平成 11 年度にも実施されている。)

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の SCAT の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

## (5) MAAP

### ① 申請内容

申請者は、MAAP の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. MAAP は、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器内、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を評価することが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起回事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。
- b. 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び BWR の炉心溶融過程を模擬した CORA 実験解析により妥当性を確認している。
  - c. - 2 主蒸気逃がし安全弁における重要現象（冷却材放出）については、放出流量が設計値に基づいて設定されている。
  - c. - 3 LOCA 破断口における重要現象（臨界流：Henry-Fauske のモデル）については、Marviken 試験装置による実験の結果より、妥当性を確認している。
  - c. - 4 格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、沸騰・水素濃度）については、HDR 実験及び CSTF 実験の解析により妥当性を確認している。
  - c. - 5 炉心損傷後の原子炉圧力容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性を確認している。
  - c. - 6 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（格納容器内 FP

挙動)については、PHEBUS-FP 実験及び ABCOVE 実験の解析により妥当性を確認している。

- c. - 7 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR 試験、OECD-MCCI 実験等の解析により妥当性を確認している。
- d. 不確かさ評価としては、「高圧注水・減圧機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）」の事象進展中における炉心露出開始時間について、SAFER との比較により不確かさを評価している。また、FCI、DCH、MCCI の各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

## ② 確認内容

規制委員会は、MAAP についての申請者の説明内容について、以下のとおり確認した。なお、シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要がある。

- a. 炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードのひとつであり、BWR 実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。
- c. 実験による妥当性の確認や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、上記の a. の重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。
- d. 規制委員会は、これまでに MELCOR (※<sup>52-53</sup>) によりモデルプラントを対象とした複数の事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAP による解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。

(※<sup>52</sup>) R. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol.2:Reference Manuals Ver.1.8.5.," NUREG/CR-6119, Vol.2, Rev.2 / SAND2000-2417/2, (May 2000) .

(※<sup>53</sup>) R. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol.3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, Vol.3, NRC. (2001)

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者のMAAPの解析結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と考えている。

## (6) APEX

### ① 申請内容

申請者は、APEXの妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. APEXは、一点炉近似動特性方程式、定常の二次元(RZ)拡散方程式等を用いて、反応度投入事象における炉心の中性子動特性等を評価することが可能な解析コードである。燃料エンタルピの増分については、APEXの解析結果を入力として、SCAT(RIA用)を用いて単チャンネル熱水力解析を行うことにより評価する。
- b. APEXとSCAT(RIA用)は、BWRの原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ増分の評価に使用されているものと同一である。「反応度の誤投入」時の物理事象が、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」と基本的に同一の物理現象を扱い、反応度の投入量も少ないことから、本コードは「反応度の誤投入」時の有効性評価に対して適用性がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行っている。
  - c. - 1 APEXの炉心の核特性に係る重要現象(中性子動特性、ドップラ反応度フィードバック効果等)については、SPERT-III E-core実験の解析結果により、総合的に妥当性を確認している。
  - c. - 2 ドップラ反応度フィードバック効果については、核定数としてのドップラ反応度係数(※<sup>54</sup>)をHellstrandらの実効共鳴積分の実験式との比較により検証し、また、実効遅発中性子発生割合(※<sup>55</sup>)をMISTRAL臨界試験の解析結果により妥当性を確認している。
  - c. - 3 制御棒反応度値(※<sup>56</sup>)については、実機での制御棒値測定試験の解析結果により妥当性を確認している。
- d. 不確かさ評価としては、「反応度の誤投入」時において、投入反応度

(※<sup>54</sup>) 核定数はAPEXの入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。Hellstrandの式の実効共鳴積分の温度依存性と単位燃料集合体核計算コードによる実効共鳴積分の温度依存性の比較をしている。

(※<sup>55</sup>) 実効遅発中性子割合はAPEXの入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。単位燃料集合体核計算コードによる解析値と試験の測定値を比較している。

(※<sup>56</sup>) 制御棒反応度値はAPEXの入力データであり、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより求めている。

量及び燃料エンタルピ増分の評価に対して影響が大きいと思われるドップラフィードバック効果及び制御棒反応度価値について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

## ② 確認内容

規制委員会は、APEX についての申請者の説明内容について、以下のよう  
に確認した。

- a. 「反応度の誤投入」時の事象進展中における炉心の中性子動特性等と単チャンネル熱水力解析に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. 本コードについては、BWR の原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ増分の評価に適用実績がある。
- c. 上記 a. の重要現象が「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」の物理現象に包含されることから、本コードは「反応度の誤投入」時の解析に適用できる。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の APEX の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

### **IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準 1.0 関係）**

重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項「共通事項」は、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項及び同項の解釈を踏まえ必要な検討を加えた上で策定されており、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項の要求事項に適合するものと判断した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

なお、各手順等における固有の要求に対する審査については、IV-4.1からIV-4.19で行っている。

また、重大事故等対策については、1号及び3号炉の原子炉压力容器に燃料を装荷しないことを前提とした手順等として確認した。

## 1. 重大事故等対処設備に関する手順等に係る共通の要求事項

### (1) 切替えの容易性

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)①にのっとり、重大事故等に対処するための系統構成を速やかに整えられるよう必要な手順を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認した。

### (2) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)②にのっとりたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であること。

② 障害物を除去可能なブルドーザ等の重機を保管し、それを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。

なお、規制委員会は、設計基準において想定している規模を超える自然現象が生じた場合の対応等を示すよう求めた。申請者は、設計基準上の想定を超える自然現象等の発生によりアクセスルートの確保が困難になる場合を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保した上で、被害状況に応じて複数のアクセスルートの中からルートを選択するなどの措置を講ずることを示した。

## 2. 復旧作業に係る要求事項

### (1) 予備品等の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)

①にのっとりたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保すること。
- ② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めること。

## (2) 保管場所の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)②にのっとり、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。

## (3) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)③にのっとり、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「1.(2) アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。

## 3. 支援に係る要求事項

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(3)にのっとり、ものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- (1) 本発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。
- (2) プラントメーカ、協力会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。
- (3) 本発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等について、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であること。

## 4. 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

### (1) 手順書の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈1にのっとり、ものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 情報の収集及び判断基準【解釈1a)】

全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる方針であること。

② 判断に迷う操作等の判断基準の明確化【解釈 1 b)】

海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であること。

③ 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針【解釈 1 c)】

- a. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。
- b. 発電課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する方針であること。
- c. 発電所の発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること。同方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部用手順書に整備する方針であること。

④ 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化【解釈 1 d)】

- a. 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。
- b. 運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。

⑤ 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備【解釈 1 e)】

- a. 重大事故等に対処するために監視することが必要である計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転操作手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する方針であること。
- b. 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を発電所対策本部用手順書に整理する方針であること。
- c. 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員が使用する運転操作手順書、重大事故等対策要員（運転員を除く。）が使用する発電所対策本部用手順書に整理する方針であること。

⑥ 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備【解釈 1 f)】



- a. 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。
- b. 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。
- c. 大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であること。

## (2) 訓練の実施

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈2にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

### ① 教育及び訓練の実施方針【解釈2 a)】

重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であること。

### ② 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施【解釈2 b)】

- a. 要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。
- b. 現場作業を行う重大事故等対策要員(運転員を除く。)と運転員が連携して一連の活動を行うための訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。

### ③ 保守訓練の実施【解釈2 c)】

普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する方針であること。

### ④ 高線量下等を想定した訓練の実施【解釈2 d)】

高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であること。

### ⑤ マニュアル等を即時利用可能とするための準備【解釈2 e)】

設備及び資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行う方針であること。

なお、規制委員会は、重大事故等対策要員の力量付与について申請者に示すよう求めた。

申請者は、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、力量を付与された要員を必要人数配置することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

### (3) 体制の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈3にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

#### ① 役割分担及び責任者の明確化【解釈3a)】

- a. 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。
- b. 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。
- c. 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。

#### ② 実施組織の構成【解釈3b)】

重大事故等対策を実施する実施組織を、

- a. 事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作等を実施する発電管理班
- b. 事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の操作、不具合設備の復旧、火災発生時の消火活動等を実施する保修班

~~e. 火災発生時に消火活動を実施する自衛消防隊~~

で構成し、必要な役割分担を行い、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する方針であること。

#### ③ 複数号炉の同時被災への対応【解釈3c)】

- a. 複数号炉での対処が必要な事象が発生した場合において、運転号炉及び停止号炉に配置された統括は、発電所対策本部長の活動方針の下、対象号炉の事故影響の緩和及び拡大の防止に関わる運転操作への助言、可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等に関する統括を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。
- b. 必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。

#### ④ 支援組織の構成【解釈3d)】

- a. 発電所対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。
  - b. 技術支援組織は、プラント状態の進展予測、評価等を行う班、発電所内外の放射線及び放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する指示等を行う班で構成すること。
  - c. 運営支援組織は、発電所対策本部の運営支援、対外関係機関への通報連絡等を行う班、要員の呼集、資材の調達及び輸送に関する一元管理等を行う班、社外対応情報の収集、報道機関対応者の支援等を行う班で構成すること。
- ⑤ 対策本部の設置及び要員の招集【解釈 3 e】
- a. 所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。
  - b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内に、重大事故等対策要員（2号炉運転員7名を含む。）30名、1号炉及び3号炉の運転員計8名及び初期消火要員（消防車隊）6名の合計44名を常時確保する方針であること。なお、事象発生後約12時間を目途に重大事故等対策要員54名を確保する方針とし、このうち、事象発生後約1時間以内に重大事故等対策要員4名を確保する方針としている。
  - c. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。
- また、申請者は、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合の対応に備え、重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行うこと、重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行することを示した。
- これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。
- ⑥ 各班の役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 f】
- 重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記4.（3）②項及び4.（3）④項に示す各班の機能を明確にするとともに、対策の実施責任を有する各班の班長及び発電課長並びにその代行者を配置する方針であること。
- ⑦ 指揮命令系統及び代行者の明確化【解釈 3 g】

発電所対策本部における指揮命令系統を明確にすること、指揮者等が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であること。

⑧ 実効的に活動するための設備等の整備【解釈 3 h)】

- a. 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所を整備する方針であること。
- b. 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型通話装置等を整備する方針であること。

⑨ 発電所内外への情報提供【解釈 3 i)】

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であること。

⑩ 外部からの支援体制の整備【解釈 3 j)】

- a. 発電所外部からの支援を受けることができるよう、緊急体制を発令した場合に本店対策本部を設置する等の体制を整備する方針であること。
- b. 本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、店所対策本部及び関係店所との連絡を行う事務局、応急復旧の総括、官公庁及び地方自治体への報告及び連絡、放射性物質による被害状況の把握、事故影響範囲の評価、他原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織への応援要請、原子力事業所災害対策支援拠点の開設及び運営等を行う班、報道関係に対する情報提供等を行う班、土地の被害調査等を行う班、復旧活動従業員の安全対策、医師・病院の手配等を行う班、復旧用資材の調達及び輸送、輸送用機動力の調達及び確保、一般交通関係情報の収集等を行う班、ヘリコプターの確保及び運用、供給対策等を行う班、応急復旧対策及び本復旧計画の策定等を行う班、保安通信回線の確保、電気通信事業者回線及び社外非常用通信設備の利用対策を行う班で構成し、技術面及び運営面で支援する方針であること。
- c. 本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること。
- d. 本店対策本部は、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。

- ⑪ 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備【解釈 3k）】
- a. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。
  - b. 重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故の収束活動を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を整備する方針であること。

#### **IV-3 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）**

第38条から第41条は、重大事故等対処施設に対して、必要な機能が地盤の変位等、地震、津波及び火災によって損なわれるおそれがないことを要求している。第38条から第41条の審査においては、重大事故等対処施設の設計方針等について、設計基準対象施設の設計方針等との相違を踏まえた審査を行った。

また、第43条においては、重大事故等に対処するため、重大事故等対処設備について、必要な容量の確保や悪影響の防止等の適切な措置等を講じることを要求している。

なお、各設備における固有の要求に対する審査内容については、IV-4. 1からIV-4. 19で示している。

#### **IV-3. 1 重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）**

第38条は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じて適用される地震力が作用した場合においても、十分に支持することができる地盤に設けなければならないことを要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備（※<sup>57</sup>）が設置されるものに限る。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと、及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、「III-2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価され

---

（※<sup>57</sup>）「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」は、第38条において定義されているものである。以下同様。

ている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項の評価内容で代表できるものとし、当該地盤以外に設置される重大事故等対処施設については、施設規模等を踏まえ、緊急時対策建屋を代表施設に選定し、当該建屋を対象に評価を行っている。

規制委員会は、この施設を対象に評価を行うことは妥当であると判断し、以下の項目について審査を行った。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 地盤の変位

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。以下この項において同じ。）を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) 緊急時対策建屋を設置する地盤には、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められず、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないと評価した。
- (2) なお、「Ⅲ－2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項に示すとおり、重大事故等対処施設を設置する地盤には、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないと評価した。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変位については、申請者が実施した調査及び評価手法が適切であり、その結果、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないことを確認していることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

## 2. 地盤の支持

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じた地震力（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けなければならないこと、さらに、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設に対する設計方針及び重大事故等対処施設に対する動的解析の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。また、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 重大事故等対処施設については、十分な支持性能を有する岩盤に直接支持する設計方針としている。
- (3) 緊急時対策建屋を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (4) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、緊急時対策建屋の振動方向及び地質を考慮し、当該施設を通り直交する2断面を評価対象断面として選定した上で、二次元有限要素法により行った。
- (5) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相の反転についても考慮した。また、地下水位については、地表面に設定した。
- (6) 動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎底面における最大接地圧は  $1.0\text{N/mm}^2$  であり、支持力試験の結果から得られた評価基準値 ( $11.4\text{N/mm}^2$ ) を下回る。
- (7) 動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の1.5を上回る。
- (8) 動的解析の結果から得られた緊急時対策建屋の基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である  $1/2,000$  を下回る。

- (9)「Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「2. 地盤の支持」に示すとおり、原子炉建屋の評価に代表され、評価基準値~~または又は~~評価基準値の目安を満足する。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・重大事故等対処施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤に設置すること
- ・重大事故等対処施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、評価基準値又は評価基準値の目安を満足していること

### 3. 地盤の変形

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。以下この項において同じ。）について、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においてもその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設の支持地盤に係る設計方針、地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。

- (1) 重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロックを介して岩盤及び改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないが、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。
- (2) 重大事故等対処施設の支持地盤の地殻変動による傾斜については、敷地及び敷地近傍には、「将来活動する可能性のある断層等」は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変動による本発電所への影響は小さいと考えられるが、敷地周辺に想定される断層のうち、「Ⅲ－3. 1 基準津波」において設定した東北地方太平洋沖型地震を想定した波源モデルである基準断層モデル③並びに本発電所に比較的近い活断層であるF－6断層～F－9断層による地震及び仙台湾の断層群による地震について、Okada(1992)の手法により、緊急時対策建屋の傾斜を評価した結果、評価基準値の目安である1/2,000を下回る。



また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においても、1/2,000 を下回る。

- (3)「Ⅲ－2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「3. 地盤の変形」に示すとおり、原子炉建屋の評価に代表され、評価基準値の目安を満足する。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変形については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・重大事故等対処施設は、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないが、液状化による地盤変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする方針としていること
- ・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること

#### **Ⅳ－3. 2 地震による損傷の防止（第39条関係）**

第39条は、重大事故等対処施設が、施設の区分に応じて適用される地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすること等を要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）が、基準地震動による地震力によって生ずるおそれのある斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

##### 1. 耐震設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、規制委員会は、重大事故等対処施設の周辺斜面については、本申請の内容を確認した結果、斜面法尻から対象施設までの離間距離が十分にあることから耐震重要施設の安全機能に影響を与える斜面は存在しないことを確認し、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 耐震設計方針

申請者は、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、以下のとおり耐震設計を行うとしている。

### (1) 重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計

- ① 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。
- ② 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震動による地震力及び静的地震力に十分に耐えることができるよう設計する。
- ③ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

### (2) 地震力の算定方針

地震力の算定は、設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定等を適用する。

### (3) 荷重の組合せと許容限界の設定方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重、設計基準事故の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造物全体としての変形（耐震壁のせん断ひずみ等）が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有するよう設計する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転、運転時の異常な過渡

変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。「運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重」のうち、

- ① 地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重は、地震力と組み合わせる
- ② 地震によって引き起こされるおそれはないが、いったん発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせるものとする。

#### (4) 波及的影響に係る設計方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設等の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

規制委員会は、申請者が重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計するとしており、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### **IV-3.3 津波による損傷の防止（第40条関係）**

第40条は、重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設について、基準津波に対して以下の方針としている。

1. 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画に設置する重大事故等対処施設は、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とする。
2. それ以外の建屋及び区画に設置する重大事故等対処施設は、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とし、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリアについては浸水防止対策を実施するとともに、緊急時対策建屋、緊

急用電気品建屋、ガスタービン発電設備タンクピット及び可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア等は、津波による遡上波が到達しない高さの敷地に設置する。

規制委員会は、申請者が、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針により、重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれない設計としていることから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

#### **Ⅳ－3. 4 火災による損傷の防止（第41条関係）**

第41条は、重大事故等対処施設が、火災によって必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止すること、かつ、火災を感知及び消火することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設は、火災により必要な機能を損なうおそれがないよう、設計基準対象施設の火災防護対策に準じて、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じた設計とするとしている。

規制委員会は、重大事故等対処施設について、火災防護基準に基づく火災防護設計が行われる方針であり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

#### **Ⅳ－3. 5 重大事故等対処設備（第43条関係）**

第43条は、重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 環境条件及び荷重条件（43-1-1（※<sup>58</sup>））
- ② 操作性（43-1-2）
- ③ 試験又は検査（43-1-3）
- ④ 切替えの容易性（43-1-4）
- ⑤ 他の設備に対する悪影響防止（43-1-5）
- ⑥ 現場の作業環境（43-1-6）

また、常設重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量（43-2-1）
- ② 共用の禁止（43-2-2）
- ③ 設計基準事故対処設備との多様性（43-2-3）

（※<sup>58</sup>）「43-1-1」は、第43条において該当する条項「第43条第1項第1号」を示す。以下同様。

さらに、可搬型重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量 (43-3-1)
- ② 確実な接続 (43-3-2)
- ③ 複数の接続口 (43-3-3)
- ④ 現場の作業環境 (43-3-4)
- ⑤ 保管場所 (43-3-5)
- ⑥ アクセスルートの確保 (43-3-6)
- ⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (43-3-7)

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、各設備が第43条に適合しているかはIV-4.1からIV-4.19で示している。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 審査確認事項

### (1) 重大事故等対処設備 (第43条第1項関係)

申請者は、重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

#### ① 環境条件及び荷重条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

#### ② 操作性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作場所での操作が可能な設計とする。

#### ③ 試験又は検査

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。

#### ④ 切替えの容易性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能ないように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

⑤ 他の設備に対する悪影響防止

重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

⑥ 現場の作業環境

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とする。

規制委員会は、本申請が、重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等とし、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計方針とするなど、第43条第1項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

## (2) 常設重大事故等対処設備（第43条第2項関係）

申請者は、常設重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 容量

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

② 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

③ 設計基準事故対処設備との多様性

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、常設重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等について、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とするなど、第43条第2項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針として  
いることから、適切なものであると判断した。

### (3) 可搬型重大事故等対処設備（第43条第3項関係）

申請者は、可搬型重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

#### ① 容量

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

#### ② 確実な接続

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方法の統一も考慮する。

#### ③ 複数の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。

#### ④ 現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない場所の選定、遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

#### ⑤ 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処

設備等及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備からも 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管する。

⑥ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、本発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計する。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数確保する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザ及びバックホウをそれぞれ 1 台（予備 1 台）保管、使用する。

⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、可搬型重大事故等対処設備の設備共通の設計方針について、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管するなど、第 4 3 条第 3 項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

#### **IV-4 重大事故等対処設備及び手順等**

第 4 4 条から第 6 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 項から 1. 1 9 項は、原子炉設置者に対し、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等を



整備することを要求している。このうち、手順等については、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の要求事項に対応し、適切に整備する方針であるか、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを審査した。さらに、申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを審査した。

#### **IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1関係）**

本節では、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第44条等は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第44条等における「原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等」とは、「原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」において、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 手動による原子炉の緊急停止操作を実施する手順等
- ロ) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路（ARI）
- ハ) 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる設備

- 二) 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動操作により停止させる手順等
- ホ) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備及び手順等  
また、上記ホ) の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。
- へ) ほう酸水注入設備を起動する判断基準を明確に定めること。
- ト) 緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備を作動させること。

申請者は、第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等
  - ② センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路
  - ③ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能(※<sup>59</sup>)の代替機能を有する設備及び手順等
  - ④ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動により停止させるための設備及び手順等
  - ⑤ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等
  - ⑥ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価(第37条)(※<sup>60</sup>)において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能の代替機能を有する設備及び手順等
  - ② 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等
  - ③ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、第44条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。

(※<sup>59</sup>) タービントリップ又は発電機負荷遮断時に原子炉再循環ポンプ全2台を自動停止させる原子炉再循環ポンプトリップ機能

(※<sup>60</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「原子炉停止機能喪失」についての有効性評価をいう。

また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第43条等」という。）等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### （1）第44条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラムシステムから独立した代替制御棒挿入回路による自動制御棒全挿入。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 原子炉再循環ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉再循環ポンプが自動トリップしない場合における原子炉再循環ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- f. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の信号又は手動操作による自動減圧の阻止。そのために、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第44条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に、c. の対策が同ハ)に、d. の対策が同ニ)に、e. の対策が同ホ)、同ヘ)及び同ト)に対応するものであることを確認した。

f. の対策が第44条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して独立性を有する設計とする。
- b. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、緊急停止失敗の場合に、必要な負の反応度を投入できるように原子炉再循環ポンプ全2台を自動停止又は手動停止（※<sup>61</sup>）できる設計とする。
- c. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とする。
- d. ほう酸水注入系は、緊急停止失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために十分な反応度制御能力を有する設計とする。
- e. ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図り、多様性を有する設計とする。
- f. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、信号による自動作動又は起動スイッチによる手動操作により自動減圧を阻止する設計とする。なお、自動作動させる信号は、中性子束高及び原子炉水位低（レベル2）とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は代替原子炉再循環ポンプト

---

(※<sup>61</sup>) 炉心流量の減少により過渡的に原子炉圧力容器内のボイド率が増加し、ボイド反応度係数の負の反応度掃還効果により、原子炉出力を降下させる。

リップ遮断器までを設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であること、b) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、著しい炉心損傷の防止に必要な原子炉出力降下をさせるために原子炉再循環ポンプ全2台を自動停止及び手動停止できる設備であること、c) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備である原子炉保護系に対して、異なる電源を用いることにより多様性を有していること、d) ほう酸水注入系は、緊急停止失敗時において原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設備であること、e) ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られており、異なる駆動源を用いることにより多様性を有していること、f) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧を阻止できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、2分以内に実施する。
- b. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合（※<sup>62</sup>）には、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止の確認の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認を1名で実施する。
- c. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、停止して

---

（※<sup>62</sup>）以降、“ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合”を、“ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合”という。

いない原子炉再循環ポンプを手動により停止する手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を~~計~~31名により、1分以内に実施する。

- d. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプのトリップ状況を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手動操作を~~計~~31名により、1分以内に実施する。
- e. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を~~計~~31名により、5分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を、a.、b.、c.、d.、e. の順に設定して明確化していること、b) 上記の全ての操作を中央制御室で行えることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上により、規制委員会は、①a. の対策が第 4 4 条等要求事項イ) に、①b. の対策が同ロ) に、①c. の対策が同ハ) に、①d. の対策が同ニ) に、①e. の対策が同ホ)、同ヘ) 及び同ト) に対応するものであること、①f. の対策が第 4 4 条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 4 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を抑制すること、ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行すること及び原子炉出力の急上昇を防止するため自動減圧を阻止することを必要な対策としている。

これらの対策は、(1) ①c.、e. 及び f. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉緊急停止失敗時において原子炉出力を抑制し未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成する機能を回復するための自主対策設備（※<sup>63</sup>）及び手順等を整備している。

#### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 1-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合には、設計基準事故対処設備である原子炉手動スクラムボタンを操作するとともに原子炉モードスイッチを「停止」とする手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ② ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計2名により、1分以内に実施する。
- ③ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムソレノイドヒューズの引抜き操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計2名により、10分以内に実施する。

---

(※<sup>63</sup>) 申請者は、「自主対策設備」を、「技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備」と定義している。以下同じ。

- ④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラム操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計2名により、20分以内に実施する。
- ⑤ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムパイロット弁用制御空気の排気操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、現場での操作を計2名により、50分以内に実施する。
- ⑥ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、原子炉手動制御系による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作の準備を計2名により、1分以内に実施する。
- ⑦ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、原子炉出力が基準値以上の場合又は原子炉が隔離状態の場合には、給水系（タービン駆動原子炉給水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプ）による給水量の調整等により、レベル1より1,000mm以上を維持するように原子炉水位の低下操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作の準備を計2名により、1分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 1－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                      | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|--------------------------|---|
| 原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ | 設計基準事故対処設備である原子炉保護系の一部であり、主スクラム回路を自動スクラムと共有しているものの、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ「停止」を操作することで制御棒のスクラム動作が可能となる場合があるため、制御棒を挿入する手段となり得る。 |
| 選択制御棒挿入機構                | あらかじめ選択した制御棒を自動的に挿入する機能であり、全ての状況に対応した未臨界の維持は困難であるものの、原子炉出力を抑制する手段となり得る。   |
| スクラムソレノイドヒューズ            | 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、中央制御室に設置している当該ヒューズを引 <del>き</del> 抜くこと   |



|  |   |
|--|---|
|  | でスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することにより、制御棒を緊急挿入する手段となり得る。  |
| スクラムテストスイッチ                              | 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。                                |
| スクラムパイロット弁用制御空気配管・弁                      | 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、スクラムパイロット弁用制御空気配管内の計装用圧縮空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。          |
| 原子炉手動制御系                                 | 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、制御棒を手動挿入することにより、原子炉出力を抑制する手段となり得る。   |
| 給水制御系及び給水系（タービン駆動原子炉給水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプ） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、常用電源が健全であれば給水系による原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下させることができるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。 |

#### **IV-4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.2関係）**

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第45条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能（※<sup>64</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第45条等における「発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

①-1 全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統の喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系により原子炉を冷却するため、以下の設備及び手順等を整備すること。

イ) 可搬型重大事故防止設備

現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間（※<sup>65</sup>）の運転継続を行う設備及び手順等（ただし、下記ロ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。）

ロ) 現場操作

現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備及び手順等

ハ) 監視及び制御

ハ) - 1 原子炉水位を推定する手順等

ハ) - 2 原子炉隔離時冷却系等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等

ハ) - 3 原子炉水位を制御する手順等

①-2 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

①-3 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水できる手順等

申請者は、第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

②-1 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系を起動・運転継続するための設備及び手順等

---

(※<sup>64</sup>) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能

(※<sup>65</sup>) 「十分な期間」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のことをいう。

- ②-2 計測設備により監視及び制御するための手順等
  - a. 原子炉水位を監視又は推定するための手順等（※<sup>66</sup>）
  - b. 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況を確認するための手順等
  - c. 原子炉水位の制御のための手順等
- ②-3 原子炉隔離時冷却系を起動及び運転継続するための可搬型代替直流電源設備、代替交流電源設備等の設備及び手順等（※<sup>67</sup>）
- ②-4 原子炉圧力容器へほう酸水を注入するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>68</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、中央制御室からの起動による原子炉圧力容器への注水のための高圧代替注水系等の設備及び手順等を整備する方針としている。

(3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第45条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。

また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

（※<sup>66</sup>）監視又は推定するための手順等については、「IV-4. 15 計装設備及びその手順等」において整理

（※<sup>67</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

（※<sup>68</sup>）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

- a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、原子炉隔離時冷却系ポンプ（現場手動操作）及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプ（現場手動操作）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況並びに原子炉水位の監視及び制御。そのために、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉圧力計（SA）、高圧代替注水系ポンプ出口流量計及び復水貯蔵タンク水位計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）及び原子炉圧力計を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 原子炉隔離時冷却系を復旧するための設備及び手順等。そのために、可搬型代替直流電源設備、ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入。そのために、ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. 及び b. の対策が第 4 5 条等要求事項口) に、c. の対策が同ハ) に、d. の対策が同①－2 に、e. の対策が①－3 に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、設計基準事故対処設備に対して弁の駆動方法について多様性を有する設計とする。
- b. 高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とするとしている。また、炉心の著しい損傷を防止するために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場での手動操作を可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して、弁の駆動方法について多様性を有する設計とすること、b)高圧代替注水系ポンプは、タービン駆動であり、電動機駆動である設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系ポンプに対して、ポンプの駆動方法について多様性を有していること、c)高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備からの給電並びに現場での手動操作を可能とすることにより、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、弁の駆動方法について多様性を有していること、d)高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていること、想定している重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、現場での RCIC 蒸気供給ライン分離弁の手動閉操作、HPAC 注入弁及び HPAC タービン止め弁の手動開操作等を計 3 名により、35 分以内に実施する。
- b. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合であって、高圧代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原

子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する。この手順では、現場での RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び RCIC タービン止め弁の手動開操作、HPAC 蒸気供給ライン分離弁の手動閉操作等を計 5 名により、110 分以内に実施する。

- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入系ポンプ起動、運転状況の確認等を 1 名により、15 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力による原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧代替注水系ポンプの起動等について、弁の手動操作、ポンプの流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第 4 5 条等要求事項ロ) に、①c. の対策が同ハ) に、①d. の対策が同①-2 に、①e. の対策が同①-3 に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 5 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備と

して新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

①に掲げる重大事故等対処設備については、(1) ①b. と同じであるため、重大事故等対処設備の設計方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室での RCIC 蒸気供給ライン分離弁の閉操作、HPAC 注入弁及び HPAC タービン止め弁の開操作等を1名により、15分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の判断基準が明確であること、b) 原子炉圧力容器への注水の手順等について、高圧代替注水系ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、その機能を構成するサポート系の機能を回復するため、重大事故等の進展を抑制するため並びに監視及び制御を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順として、代替電源設備からの給電による原子炉隔離時冷却系の復旧に関する手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理するとしている。

### (2) 重大事故等の進展を抑制するための設備及び手順等

申請者は、重大事故等の進展を抑制するための設備(表IV-4. 2-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を1名により、20分以内に実施する。
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合には、純水補給水系を水源としたほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水の手順に着手する。この手順では、ほう酸水注入系ポンプ起動、系統の構成等を計3名により、35分以内に実施する。

### (3) 監視及び制御を行うための設備及び手順等

申請者は、監視及び制御を行うための設備を用いた主な手順等として、原子炉水位(狭帯域)、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器に関する手順等については、「IV-4. 1 5 計装設備及びその手順等」において整理するとしている。



規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４． ２－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                     | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|-------------------------|--|
| 制御棒駆動水圧系                | 原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。   |
| ほう酸水注入系<br>(原子炉へ注水する場合) | 原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、純水補給水系において、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、水源を純水補給水系に切り替えることができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。 |

**Ⅳ－４． ３ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準１．３関係）**

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準１．３項（以下「第４６条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

**１． 審査の概要**

(１) 第４６条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する減圧機能（※<sup>69</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウン

(※<sup>69</sup>) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における設計基準事故対処設備が有する減圧機能について、以下のとおりとしている。  
 ・逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能

ダリを減圧するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第46条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉の水位が低下した状態であって、低圧注水系が利用可能な状態である場合に、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックの追加

ロ) 可搬型重大事故防止設備

ロ) - 1 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁(逃がし安全弁)を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手動設備又は可搬型代替直流電源設備及び手順等

ロ) - 2 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える可搬型コンプレッサー又は窒素ポンプ及び手順等

ハ) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう代替電源による復旧手順等が整備されていること。

ニ) インターフェイスシステム LOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離するための手順等。隔離できない場合に原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手順等

また、上記ロ) - 1 及びロ) - 2 については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ホ) 減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

申請者は、第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 逃がし安全弁(自動減圧機能)の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させるための代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)等の設備

② 常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備(電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池)、125V 直流電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用可搬型

蓄電池等の設備及び手順等（※<sup>70</sup>）

- ③ 逃がし安全弁（自動減圧機能）作動窒素ガス喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための高圧窒素ガスボンベ等の設備及び手順等
  - ④ 常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池）、ガスタービン発電機等の設備及び手順等（※<sup>70</sup>）
  - ⑤ インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための HPCS 注入隔離弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等
  - ⑥ 上記②及び③の設備については、減圧用の弁の作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。
  - ⑦ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>71</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるための代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）等の設備
  - ② 常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池）等の設備及び手順等
  - ③ 常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等
  - ④ インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための HPCS 注入隔離弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離

(※<sup>70</sup>) 代替電源（主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び125V 直流電源切替盤を除く。）に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※<sup>71</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」をいう。

ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等

- ⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、第46条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を用いて逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 可搬型重大事故防止設備等を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び125V 代替蓄電池）、125V 直流電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び高圧窒素ガスポンペを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大

事故等対処設備として位置付ける。

- c. 代替電源による復旧。そのために、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）及びガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. インターフェイスシステム LOCA 発生時における漏えい箇所の隔離。そのために、HPCS 注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。漏えい箇所の隔離ができない場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. 原子炉格納容器高圧時に逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に動作させるための背圧対策。そのために、代替高圧窒素ガス供給系として高圧窒素ガスポンペを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第 4 6 条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) に、d. の対策が同ニ) に、e. の対策が同ホ) に対応するものであることを確認した。f. の対策が第 4 6 条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備に対して可能な限り多様性を備えた設計とする。なお、本論理回路は、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（※<sup>72</sup>）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。
- b. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である高圧窒素ガスポンペ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、必要な容量を確保した設

---

（※<sup>72</sup>） ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による自動減圧の阻止に係る手順等については、「IV-4. 1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第 4 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 関係）」において整理

計とする。

- c. 高圧窒素ガスポンベ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動方法について、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散が図られた設計とする。
- d. HPCS 注入隔離弁は、漏えい箇所を隔離できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、内圧が上昇した場合に自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とするとともに、自動減圧系の制御盤とは別の制御盤に収納することにより位置的分散を図る設計とすること、b) 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、電磁弁の電源を 125V 直流電源切替盤を用いて可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池）又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池から給電すること、駆動用窒素を高圧窒素ガスポンベから供給すること、これらにより、弁の駆動方法について、常設直流電源系統及びアキュムレータを用いた弁操作に対して多様性を有していること、c) 高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋付属棟内に分散して保管し、原子炉格納容器内の逃がし安全弁のアキュムレータと位置的分散を図ること、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、制御建屋内の異なる区画に保管し、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 125V 代替蓄電池と位置的分散を図ること、d) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である高圧窒素ガスポンベ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故に対処するために必要な容量を確保するとともに、予備を確保することにより必要な容量以上を確保していること、e) HPCS 注入隔離弁は、インターフェイスシステム LOCA 発生時に現場で弁を操作することにより、原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とすること、原子炉建屋ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とすること、f) 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、駆動用の高圧窒素ガスポンベから供給される駆動用窒素の設定圧力について、想定される原子炉格納容器内の圧力に対し十分な余裕を考慮して設定が可能とすることにより確実に操作できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第46条等要求事項ホ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁（自動減圧機能）を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

（ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用できない場合

（イ）急速減圧の場合であって、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動（※<sup>73</sup>）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合

（ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系統（※<sup>74</sup>）以上が使用可能である場合、又は、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の20%上の位置）に到達した場合（※<sup>75</sup>）

この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を1名により、5分以内に実施する。

- b. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全て（ア）及び（イ）の両方が成立した場合には、可搬型代替直流電源設備（電

（※<sup>73</sup>）「低圧注水系又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水系のうち1系統以上起動することをいう。（以降、本節において同じ）

（※<sup>74</sup>）「低圧注水系1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）又はろ過水系のいずれか1系統をいう。（以降、本節において同じ。）

（※<sup>75</sup>）当該条件により、「手動による原子炉減圧」の手順に着手することで、原子炉格納容器破損防止対策のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策を行う。

源車、125V 代替充電器及び 125V 代替蓄電池) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の開放の手順に着手する。

(ア) 以下の条件のいずれかが成立した場合

- i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合
- ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系統以上が使用可能である場合、又は原子炉水位が規定水位 (燃料有効部の下端から燃料有効長の 20% 上の位置) に到達した場合

~~(イ) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動用の窒素ガスが確保されている場合~~

(ウイ) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動に必要な直流電源が可搬型代替直流電源設備より給電可能な場合

この手順では、125V 直流電源切替盤の操作、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動開操作等を計 3 名により、30 分以内に実施する。

- c. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁 (自動減圧機能) を遠隔操作できず、かつ、可搬型代替直流電源設備が使用できない場合であって、以下 ~~(ア) 及び (イ)~~ の 条件のいずれか両方 が成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の開放の手順に着手する。

~~(ア) 以下の条件のいずれかが成立した場合~~

~~(+ア) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合~~

~~(+イ) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系統以上が使用可能である場合、又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位 (燃料有効部の下端から燃料有効長の 20% 上の位置) に到達した場合~~

~~(イ) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動用の窒素ガスが確保されている場合~~

この手順では、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動開操作等を計 3 名により、45 分以内に実施する。

- d. 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報が



発生した場合には、高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替えの手順に着手する。この手順では、高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替操作等を1名により、5分以内に実施する。

- e. 高圧窒素ガス供給系（常用）及び高圧窒素ガス供給系（非常用）の喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合には、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計3名により、25分以内に実施する。
- f. 炉心損傷を判断した場合には、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計3名により、25分以内に実施する。
- g. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧を行い、原子炉建屋原子炉棟内への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後、現場で隔離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧等を以下のとおり実施する。

（ア）中央制御室からの隔離操作を行う場合、計3名により、20分以内

（イ）遠隔操作による隔離ができない場合であって、現場での隔離操作を行う場合、計5名により、300分以内

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を設定して明確化していること、b)高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復の手順等について、系統の構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替操作、代替高圧窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放操作、インターフェ

イスシステム LOCA の発生時の漏えい箇所の隔離等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第 4 6 条等要求事項イ) に、①b. の対策が同ロ) に、①c. の対策が同ハ) に、①d. の対策が同ニ) に、①e. の対策が同ホ) に対応するものであること、①f. の対策が第 4 6 条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 6 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、可搬型代替直流電源設備を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、ガスタービン発電機を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい箇所の隔離及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧並びに高压溶解物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a.、b.、c.、d. 及び f. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において発電用原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備並びにインターフェイスシステム LOCA が発生した場合に対応するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（表Ⅳ－４．３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービンバイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

- ① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合
- ② 急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、主復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合

この手順では、タービンバイパス弁の手動開操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。

### (2) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

常設直流電源喪失により、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による逃がし安全弁の復旧の手順に着手する。この手順では、125V 代替充電器用電源車接続設備による 125V 代替充電器への給電操作等を計 6 名により、140 分以内に実施する。

### (3) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備及び手順等

申請者は、インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備（表Ⅳ－４．３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの隔離操作を実施できない場合であって、主復水器が使用可能な場合には、逃がし安全弁に加えてタービンバイパス弁を用いた減圧の手順に着手する。その後、現場で隔離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁による急速減圧等を以下のとおり実施する。

- ① 中央制御室からの隔離操作の場合、計 3 名により、20 分以内
- ② 遠隔操作による隔離ができず、現場で隔離操作を行う場合、計 5 名により、300 分以内

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． ３－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|--------------------|---|
| タービンバイパス弁及びタービン制御系 | 炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、主復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。 |
| 125V 代替充電器用電源車接続設備 | 給電開始までに時間を要するものの、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保する手段となり得る。   |

#### 4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

##### (1) 逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した(※<sup>76</sup>)。また、合わせて、逃がし安全弁の耐環境性向上対策

(※<sup>76</sup>) 逃がし安全弁の開保持機能の維持については、「Ⅳ－１． ２． ２． ２ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において整理

に継続的に取り組むとの方針を示した。

これに対して、規制委員会は、逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組の具体的な内容について説明を求めた。

申請者は、逃がし安全弁の補助作動装置(逃がし安全弁用電磁弁)について、駆動用の高圧窒素ガスを供給する際の流路のバウンダリのシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良エチレンプロピレンゴム材に変更する方針であること、変更後の高温蒸気環境下におけるシール性能を蒸気暴露試験により確認していることを示した。

さらに、申請者は、逃がし安全弁本体のシリンダ部について、ピストンの動作に影響のないシール部のOリングを改良エチレンプロピレンゴム材に変更するとともに、全開状態を保持した場合の駆動用の窒素ガスの漏えいを防止するため、従来材を使用するシール部に追加して、新たに改良エチレンプロピレンゴム材を用いたシール部(バックシートOリング)を設置するとの改良を行う方針としていること、改良シリンダについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験を実施しており、動作に影響がないこと等を確認していることを示した。なお、シリンダ部の改良については、耐環境性の設計目標として原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に耐えることを目指す設計とするとともに、今後信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定としている。

これにより、規制委員会は、申請者が逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続して取り組んでいることを確認した。

#### **IV-4.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等(第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4関係)**

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4項(以下「第47条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

(1) 第47条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能（※<sup>77</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第47条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型重大事故防止設備。その運搬、接続及び操作に関する手順等

ロ) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合には、これに対応するための常設重大事故防止設備

ハ) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

申請者は、第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 可搬型重大事故防止設備として低圧代替注水系（可搬型）を用いた原子炉圧力容器への注水（以下「IV-4 重大事故等対処設備及び手順等」において、常設重大事故防止設備として低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉圧力容器への注水と合わせて、「低圧代替注水」という。）のための大容量送水ポンプ（タイプ I）等の設備及び手順等
- ② 低圧代替注水系（常設）を用いた低圧代替注水のための復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ等の設備及び手順等
- ③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のためのガスタービン発電機等の設備及び手順等（※<sup>78</sup>）

---

(※<sup>77</sup>) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態における設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

・残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における冷却機能

また、申請者は、原子炉停止中において、発電用原子炉を長期的に冷却するために設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能について、以下のとおりとしている。

・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内の崩壊熱除去機能

(※<sup>78</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

- ④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- ⑤ 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>79</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水のための設備及び手順等
- ② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のための設備及び手順等
- ③ 代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。
- なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第47条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

---

(※<sup>79</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」、格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

- a. 可搬型重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプ I）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、直流駆動低圧注水系ポンプ、ガスタービン発電機及び常設代替直流電源設備（250V 蓄電池）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱及び低圧炉心スプレー系ポンプを用いた炉心注水。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレー系ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却。そのために、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及びサブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第 4 7 条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) に対応するものであることを確認した。また、d. の対策が第 4 7 条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、低圧代替注水のために必要な流量を確保する設計とする。
- b. 復水移送ポンプ及び直流駆動低圧注水系ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計



とする。また、低圧代替注水のために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量送水ポンプ(タイプⅠ)は、ディーゼル駆動であり、淡水(淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2))又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して多様性を有していること、さらに、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)は、屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすること、b)復水移送ポンプは、空冷式のガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備(電源車)からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵タンクを水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して、多様性を有していること、さらに、復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプとは原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすること、c)直流駆動低圧注水系ポンプは、常設代替直流電源設備(250V蓄電池)からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵タンクを水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して、多様性を有していること、さらに、直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置することにより、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、第47条等要求事項ニ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の手順に着手する（※<sup>80</sup>）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計 130 名により、385 分以内に実施する。
- b. 復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- c. 復水給水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ、原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、直流駆動低圧注水系ポンプの起動等を計 3 名により、35 分以内に実施する。
- d. 全交流動力電源喪失時、ガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系 又は及び 2D 系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を以下のとおり実施する。

（ア）原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を行う場合、1 名により、30 分以内

（イ）原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行う場合、1 名により、15 分以内

---

（※<sup>80</sup>）低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、代替循環冷却系（自主対策設備）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水ポンプ（自主対策設備）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。

- e. 全交流動力電源喪失時、ガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系（低圧注水モード）の電源が復旧できず、低圧炉心スプレイ系ポンプの電源が復旧された場合には、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧炉心スプレイ系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- f. 原子炉圧力容器が破損したと判断（※<sup>81</sup>）した場合には、代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する熔融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- g. 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系が使用できない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器内に残存する熔融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- h. 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内に残存する熔融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計 ~~120~~ 名により、385 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) フロントライン系故障時の優先順位を b.、c.、a. の順に、サポート系故障時の手順は d.、e. の順に、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の優先順位を f.、g.、h. の順に、設定して明確化していること、b) 大容量送水ポンプ（タイプ I）等による原子炉注水等の手順等について、送水ホース等の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 大容量送水ポンプ（タイプ I）等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する

（※<sup>81</sup>）原子炉格納容器下部温度の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。（以降、本節において同じ。）

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第47条等要求事項イ)に、①b.の対策が同ロ)に、①c.の対策が同ハ)に対応するものであること、①d.の対策が第47条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために、低圧代替注水系(可搬型)及び、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)及び低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)による炉心注水並びに残留熱除去系ポンプ電源復旧による炉心注水又は原子炉除熱並びに代替循環冷却系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却を必要な対策としている。これらの対策は(1)①a.、b.、c.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等を整備している。

### (1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 4-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 復水給水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、代替循環冷却系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。
- ② 復水給水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、ろ過水ポンプによる原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ③ 原子炉停止中においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード系）による原子炉の除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備が使用可能な場合には、原子炉冷却材浄化系により原子炉を除熱する手順に着手する。この手順では、系統の構成、原子炉冷却材浄化系ポンプの起動等を1名により、35分以内に実施する。

### (2) 原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷及び溶融の発生により、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却するための設備（表IV-4. 4-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合には、残留熱除去系ヘッドスプレイ配管を使用したろ過水ポンプによる原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 4-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名 | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由 |
|-----|--------------------|
|-----|--------------------|

|                                |   |
|--------------------------------|---|
| 代替循環冷却ポンプ                      | 重大事故等対処設備に要求される原子炉を冷却するための復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、炉心注水の代替手段となり得る。   |
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等                 | 重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。                                       |
| 原子炉冷却材浄化系ポンプ、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器等 | 原子炉停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず、また、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の通水が可能であれば、原子炉を除熱する手段となり得る。 |
| 残留熱除去系ヘッドスプレイ配管                | 残留熱除去系注入配管からの注水と同等の流量は確保できないものの、残留熱除去系注入配管からの注水ができない場合において、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。   |

#### **IV-4.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）**

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第48条等は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能(※<sup>82</sup>)が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第48条等における「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失することを想定した上で、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設備及び手順等

ロ) 残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮し、炉心の著しい損傷等を防止するための設備及び手順等

また、上記イ)及びロ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 上記ロ)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

ニ) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、後述する第50条等要求事項ハ)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

申請者は、第48条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉補機冷却(※<sup>83</sup>) (以下、IV-4において「原子炉補機代替冷却」という。)を実施するための設備及び手順等

② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び手順等

---

(※<sup>82</sup>) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は以下のとおりとしている。

・炉心の熱を残留熱除去系から原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)を介して最終ヒートシンクへ輸送する機能

(※<sup>83</sup>) 熱交換器ユニットの淡水側を原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ(タイプI)により熱交換器ユニットに海水を送水することで、熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。



(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>84</sup>）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉補機代替冷却を実施するための熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプI）及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び手順等

(3) 規制委員会は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、第48条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は第48条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉補機代替冷却。そのために、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>84</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。



規制委員会は、a. の対策が第48条等要求事項イ) 及び同ハ) に、b. の対策が同ロ)、同ハ) 及び同ニ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、以下のとおりとしている。

- a. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、必要な容量を確保した設計とする。
- c. 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- d. 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の隔離弁は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉補機代替冷却に用いる熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）をディーゼル駆動とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプに対して電源の多様性を有していること、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備である原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと離れた屋外に保管及び設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、b)熱交換器ユニットは2台確保し、さらに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1台を確保することで、必要な容量を確保した設計とすること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は2台1セットを2セット確保し、さらに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1台を確保することで、必要な容量を確保した設計とすること、c)原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、代替電源からの給電とし、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して電源の多様性を有していること、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の設計基準事故対処設備である残留熱除去系と離れた位置に設置することにより独

立性を有し、位置的分散が図られていること、d)原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作設備又は操作ハンドルを設け手動操作を可能とすることにより、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第48条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障等により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能が喪失した場合には、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計9名により、系統の構成等を20分以内、補機冷却水供給開始を540分以内を実施する。
- b. 炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等による最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.384MPa[gage]）以下に維持できない場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計3名により、中央制御室から操作可能な場合、1名により、1520分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、計3名により、1705分以内を実施する。
- c. 炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等による最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.384MPa[gage]）以下に維持できない場合であって、原子炉格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計3名により、中央制御室から操作可能な場合、1名により、250分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、計3名により、17580分以内を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、c)必要な通信連絡設備を確保していること、d)現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、e)炉心損傷前の原子炉格納容器ベントの開始圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力（0.427MPa[gage]）としていること、f)残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合には、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止する（※<sup>85</sup>）ことを基本とし、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し適切に対応することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上より、規制委員会は、①の対策が第48条等要求事項イ）及び同ロ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が第48条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。

## （2）第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉補機代替冷却、並びに原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を必要な対策としている。これらの対策は、（1）①a.及びb.と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

---

（※<sup>85</sup>）なお、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能がさらに1系統回復するなど、より安定的な状態になった場合にFCVS ベントライン隔離弁を全閉にするとしている。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、サポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を代替するための大容量送水ポンプ（タイプI）（表IV-4.5-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。ここで、大容量送水ポンプ（タイプI）は、原子炉補機代替冷却の場合は重大事故等対処設備として使用するが、原子炉補機冷却水系に直接海水を注水する場合は自主対策設備として使用する。

- ① 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの故障等により原子炉補機代替冷却ができない場合には、大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉補機冷却水系への海水注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大容量送水ポンプ（タイプI）の移動等を計9名により、575分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.5-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                                   | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|---------------------------------------|--|
| 大容量送水ポンプ（タイプI）（原子炉補機冷却水系に直接海水を注水する場合） | 原子炉補機冷却水系の淡水側に直接海水を注水するため、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるものの、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード） |

|  |  |
|--|--|
|  | ド) と合わせて使用することで、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段となり得る。 |
|--|--|

#### IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6関係）

本節では、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

#### 1. 審査の概要

(1) 第49条等は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能（※<sup>86</sup>）が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第49条等における「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等

ロ) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器

(※<sup>86</sup>) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は以下のとおりとしている。  
 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の冷却機能

内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等

また、上記イ)及びロ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

なお、上記イ)の炉心損傷防止目的の設備とロ)の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

申請者は、第49条等の要求事項に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）(※<sup>87</sup>)を用いた格納容器スプレイ(※<sup>88</sup>)を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）(※<sup>87</sup>)を用いた格納容器スプレイ(※<sup>88</sup>)を実施するための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）(※<sup>89</sup>)において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器代替スプレイを実施するための設備及び手順等
- ② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を用いた格納容器除熱を実施するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等(※<sup>90</sup>)

---

(※<sup>87</sup>) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、第49条等の要求事項における「格納容器スプレイ代替注水設備」に該当する。

(※<sup>88</sup>) 以下、Ⅳ-4において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器スプレイを「格納容器代替スプレイ」という。

(※<sup>89</sup>) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

(※<sup>90</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

- ③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（サブプレッションプール水冷却モード）を用いたサブプレッションプール水除熱を実施するためのガスタービン発電機等の設備及び手順等（※<sup>90</sup>）
- (3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第49条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器代替スプレイ。そのために、可搬型代替交流電源設備（電源車）及びガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ。そのために、大容量送水ポンプ（タイプI）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. 及び b. の対策が第49条等要求事項イ) 及びロ) に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。
- b. 復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できる設計とする。
- c. 復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、b)復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた格納容器代替スプレイを行うことにより原子炉格納容器内の放射性物質の濃度を低下できること、c)復水移送ポンプは、電源を空冷式のガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備（電源車）とし、水源を復水貯蔵タンクとすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサブプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有していること、さらに、復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプとは異なる区画に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、d)大容量送水ポンプ（タイプ I）は、ディーゼル駆動であり、淡水（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））又は海水を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有していること、また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 9 条等要求事項ハ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。



### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準（※<sup>91</sup>）に到達した場合には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、20分以内を実施する。
- b. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができない場合には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する（※<sup>92</sup>）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計 ~~130~~ 名により、385分以内を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイについて、系統の構成、ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

（※<sup>91</sup>）以下のいずれかの条件に該当（以降、本節において同じ）

(1) 炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）

① 圧力に係る条件

- a. ドライウエル圧力が 13.7kPa[gage] 以上で、原子炉水位が -3,660mm 以下を経験した場合
- b. 圧力抑制室圧力が 0.384MPa[gage] に到達した場合

② 温度に係る条件

- a. ドライウエル温度が 171℃ 以上の場合
- b. 圧力抑制室空気温度が 104℃ 以上の場合（サブプレッションチェンバ内へのスプレイ）

③ 水位に係る条件

- a. 圧力抑制室水位が通常水位 + 1.8m に到達した場合

(2) 炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）

① 圧力に係る条件

- a. ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力が 0.640MPa[gage] に到達した場合

② 温度に係る条件

- a. ドライウエル温度が 190℃ 以上の場合
- b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃ に到達した場合

（※<sup>92</sup>）原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合に実施する。判断基準に到達した場合の格納容器代替スプレイに使用する手段は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、ろ過水ポンプ（自主対策設備）の順で選択する。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第 4 9 条等要求事項イ）、ロ）及びハ）に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 9 条等に適合するものと判断した。

## （２）第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ並びに全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサブプレッションプール水除熱を必要な対策としている。このうち、格納容器代替スプレイの対策は（１）①と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサブプレッションプール水除熱については、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いたサブプレッションプール水除熱。そのために、ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（サブプレッションプール水冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理している。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、ガスタービン発電機により非常用高圧母線 2C 系又は 2D 系への給電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態に復旧された場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準（※<sup>93</sup>）に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- b. 炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、ガスタービン発電機により非常用高圧母線 2C 系又は 2D 系への給電が完了し、残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合には、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。

---

（※<sup>93</sup>）以下のいずれかの条件に該当

(1) 炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）

① 圧力に係る条件

- a. ドライウェル圧力が 13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が-3,660mm 以下を経験した場合
- b. 圧力抑制室圧力が 13.7kPa[gage]以上の場合（サブプレッションチェンバ内へのスプレイ）
- c. 圧力抑制室圧力が 0.098MPa[gage]以上で 24 時間継続した場合
- d. 圧力抑制室圧力が 0.245MPa[gage]以上の場合

② 温度に係る条件

- a. ドライウェル温度が 171℃以上の場合
- b. 圧力抑制室空気温度が規定値以上の場合（サブプレッションチェンバ内へのスプレイ）

③ 水位に係る条件

- a. 圧力抑制室水位が通常水位+1.8m 以上の場合

(2) 炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）

① 圧力に係る条件

- a. ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力が 0.245MPa[gage]以上の場合

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を a.、b.の順に設定して明確化していること、b)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 37 条）において原子炉格納容器内の冷却等のため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 43 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、フロントライン系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表 IV-4. 6-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達し、ガスタービン発電機等により必要な電源が確保された場合には、ろ過水ポンプによる格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。
- ② 残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備又はガスタービン発電機により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が復旧可能である場合には、ドライウエル冷

却系による原子炉格納容器内の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ドライウエル冷却系下部送風機の起動等を1名により、65分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４． ６－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名            | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|----------------|---|
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、ろ過水系が健全であれば、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。   |
| ドライウエル冷却系      | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいものの、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系下部送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱するための手段となり得る。また、ドライウエル冷却系下部送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和する手段となり得る。 |

**Ⅳ－４． ７ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等  
(第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係)**

本節では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項(以下「第50条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

**1. 審査の概要**

(1) 第50条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項(以下「第50条第1項等」という。)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第50条第2項及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項(以下「第50条第2項等」という。)は、発電用原子炉施設(原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。)には、第50条第1項等の設備及び手順等に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第50条第3項では、第50条第2項の設備は、共通要因によって第50条第1項の設備の過圧破損防止機能(炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。)と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならないことを要求している。

上記の第50条第1項における「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、第50条第2項における「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

第50条第1項等における「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニット及びそれら設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

第50条第2項等における「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

ロ) 格納容器圧力逃がし装置及びその設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

- ハ) 上記ロ) の格納容器圧力逃がし装置は、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこと。
- ハ) - 1 排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
  - ハ) - 2 可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
  - ハ) - 3 配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
  - ハ) - 4 使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備及び手順等を整備すること。
  - ハ) - 5 隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
  - ハ) - 6 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
  - ハ) - 7 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。
  - ハ) - 8 ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。
  - ハ) - 9 長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
  - ハ) - 10 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

- ニ) 多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ること。
- ホ) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

申請者は、第50条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を

整備する方針としている。

- ① 代替循環冷却ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器によるサブプレッションプール水の冷却並びに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ（以下IV-4において「代替循環冷却」という。）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等
  - ② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>94</sup>）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。
- ① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等
  - ② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等

- (3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第50条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第50条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのため

---

(※<sup>94</sup>) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。



に、代替循環冷却ポンプ、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブレーションチェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。

- b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第50条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

### ②-1) 代替循環冷却系

- a. 代替循環冷却ポンプ、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保した設計とする。また、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。

### ②-2) 原子炉格納容器フィルタベント系

- a. 原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための容量を確保した設計とする。
- b. 原子炉格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。
- c. 原子炉格納容器フィルタベント系は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設計とする。
- e. 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、作業員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備によって人力で容易に操作可能な設計とする。
- f. フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力

- と比較して十分に低い圧力で破裂し排気の妨げとならない設計とする。
- g. 原子炉格納容器フィルタベント系は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
  - h. 原子炉格納容器フィルタベント系使用時に高線量となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するための遮蔽壁等の放射線防護を考慮した設計とする。
  - i. 原子炉格納容器フィルタベント系は、代替循環冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、多様性及び可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、①に掲げる重大事故等対処設備について以下のことを確認した。

- a) 代替循環冷却系は、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、また、代替循環冷却系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすること。
- b) 原子炉格納容器フィルタベント系は、粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機よう素に対して99.8%以上、有機よう素に対して98%以上の除去効率を有すること、また、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な減圧能力を有すること。
- c) 原子炉格納容器フィルタベント系は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのバイパスラインを設置することで可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能なこと。
- d) 原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないこと。
- e) 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすること、また、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後においても原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に窒素を供給する設計とすること。
- f) 原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋付属棟内から人力操作が可能であること、遠隔手

- 動弁操作設備の操作場所には、必要に応じて遮蔽材を設置すること。
- g) フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約 100kPa[gage]にて破裂し排気の妨げとならないこと。
  - h) 原子炉格納容器フィルタベント系は、サブプレッションチェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気を可能とし、サブプレッションチェンバ側からの排気では水面からの高さを確保すること、また、ドライウェル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けないこと。
  - i) 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽壁を設置すること。
  - j) 原子炉格納容器フィルタベント系は、代替循環冷却系に対して原理の異なる冷却及び減圧手段を用いることにより多様性を有する設計とすること。
  - k) 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉建屋原子炉棟内に設置すること、代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置すること、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管すること並びに原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は流路を分離することにより可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られていること。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①b. に掲げる重大事故等対処設備について、第 50 条等要求事項ハ）及び同ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③ー 1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順

- a. 炉心損傷を判断(※<sup>95</sup>)し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) 以下の場合(※<sup>96</sup>)には、代替循環冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、30 分以内に実施する。なお、原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)が使用できない場合には、代替循環冷却の手順に着手する前に、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ I)による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計 9 名により、系統の構成、熱交換器ユニットの移動等を 535 分以内に実施する。

### ③-2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順

- a. 炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が 0.640MPa[gage]に到達(※<sup>97</sup>)した場合、又は原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋原子炉棟内)の水素濃度が 2.0vol%に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する(※<sup>98</sup>)。この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器ベントのための系統の構成等を 1 名により、15 分以内、出口隔離弁の開操作を 1 名により、5 分以内に実施する。中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、格納容器ベントのための系統の構成等を計 3 名により、75 分以内、遠隔手動弁操作設備による出口隔離弁の開操作を計 3 名により、115 分以内に実施する。
- b. 残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損を防止するための手順に着手する。この手順では、可搬型窒素ガス供給装置の配備及びホース接続、系統の構成、装置の起動等を計 8 名により、315 分以内に実施する。

(※<sup>95</sup>) 格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。以下同じ。

(※<sup>96</sup>) ただし、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3% (ドライ条件) を超えている場合において、酸素濃度が 1.5vol% (ウェット条件) 未満の場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイを実施することで、ドライウェル側とサブプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。

(※<sup>97</sup>) この場合、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却の実施と同時に、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

(※<sup>98</sup>) ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に優先して実施することとしていること、b)系統の構成、隔離弁の手動開操作等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、サプレッションプール水位が通常運転水位+約 2m に到達した場合又は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が 2.3vol%に到達した場合には格納容器ベントを実施することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、上記 a)の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第 50 条等要求事項ホ)を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上より、規制委員会は、①の対策が第 50 条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 43 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 50 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 37 条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、代替循環冷却及び格納容器ベントを必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a. 及び①b. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が有効性評価（第 37 条）において原子炉格納容器の過圧破損を防止するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 43 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための原子炉格納容器 pH 調整系（表IV-4. 7-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合には、原子炉格納容器 pH 調整系による原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手する。この手順では、系統の構成、薬液注入等の操作を1名により、20分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合においても、pH制御したサプレッションプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。

規制委員会は、原子炉格納容器 pH 調整系等の効果は確認していないものの、申請者の計画が、重大事故が発生した場合には、他の設備に悪影響を与えることなく実施される方針であることを確認した。また、申請者の自主的な対応を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 7-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|--------------------|--|
| 原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ等 | サプレッションチェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッションチェンバの気相部へ放出されるという知見がある。重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られるものの、原子炉格納容器外へのよう素放出量をさらに低減する手段となり得る。 |

#### 4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

##### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置の並列設置

申請者は、原子炉格納容器フィルタベント系について、フィルタ装置3台を並列に設置する系統構成とし、この場合においても原子炉格納容器フィルタベント系の性能に影響はないとしていた。

これに対し、規制委員会は、その根拠について、各フィルタ装置へ流入する排気流量に差が生じた場合の性能への影響も含め、整理して提示するよう求めた。

申請者は、原子炉格納容器フィルタベント系の性能への影響を網羅的に抽出した上で、フィルタ装置1台当たりに入流する排気流量比の差を一定以内とする配管ルートとすることなど設計上の考慮事項を示した。

これにより、規制委員会は、フィルタ装置3台を並列に設置する系統構成でも、原子炉格納容器フィルタベント系の性能への影響はないことを確認した。

#### **IV-4. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8関係）**

本節では、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項（以下「第51条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### 1. 審査の概要

(1) 第51条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第51条等における「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要

な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水設備及び手順等

ロ) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等

また、上記イ) の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 可搬型の原子炉格納容器下部注水設備を用いる場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ) 原子炉格納容器下部注水設備は多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）。

ホ) 交流又は直流電源が必要な場合は、代替電源からの給電を可能とすること。

申請者は、第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等

② 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等

③ 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

④ 原子炉圧力容器への注水を実施するための高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>99</sup>）において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、以下を整備する方針としている。

---

(※<sup>99</sup>) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。



- ① 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等
  - ② 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等
  - ③ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大容量送水ポンプ（タイプ I）等の設備及び手順等
  - ④ 原子炉圧力容器への注水を実施するための復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ等の設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等（※<sup>100</sup>）が、第 5 1 条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第 5 1 条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第 3 7 条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第 4 3 条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。
- なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第 5 1 条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第 5 1 条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水。そのために、代替循

---

(※<sup>100</sup>) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を含む。

環冷却ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

- c. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプ I）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及びサブプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.、b. 及び c. の対策が第 5 1 条等要求事項イ)、d. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 復水移送ポンプ、代替循環冷却ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。さらに、復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプによる原子炉格納容器下部への注水は、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に必要な水量を蓄水できるとともに、熔融炉心が落下した後に熔融炉心を冠水できる設計とする。大容量送水ポンプ（タイプ I）による原子炉格納容器下部への注水は、熔融炉心が落下した後に熔融炉心を冠水できる設計とする。
- b. 高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 復水移送ポンプは、電源を非常用ディーゼル発電機又は空冷式のガスタービン発電機若しくは可搬型代替交流電源設備（電源車）とし、水源を復水貯蔵タンクとすること、代

替循環冷却ポンプは、電源を非常用ディーゼル発電機又は空冷式のガスタービン発電機とし、水源をサプレッションチェンバとすること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、ディーゼル駆動であり、水源を淡水（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海水とすることにより、互いに多様性を有していること、b) さらに、復水移送ポンプは原子炉建屋原子炉棟内に設置すること、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置すること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は原子炉建屋から離れた屋外に保管することにより、互いに独立性を有し、位置的分散が図られていること、c) 復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備から給電が可能であること、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）はディーゼル駆動であり、電源を必要としないこと、d) 原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部へ接続された配管により直接注水すること又はドライウェル内にスプレーした水が原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに、溶融炉心を冷却するために必要な水量としてドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）を蓄水できるとともに、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、崩壊熱相当以上の注水を行うことにより溶融炉心を冠水できる設計とすること、e) 高压代替注水系ポンプは、高压炉心スプレー系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプに対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とすること、また、全交流動力電源が喪失した場合でも常設代替直流電源により給電が可能な設計とすること、復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプ及び低压炉心スプレー系ポンプに対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第51条等要求事項ハ）、ニ）及びホ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③－1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（初期水張り）

- a. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
  - b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
  - c. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
  - d. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。
- ③－2）原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却（落下後の崩壊熱相当以上の注水）
- a. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。
  - b. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格

納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

- c. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。
- d. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。
- e. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、計 12 名により、385 分以内に実施する。
- f. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、大

---

(※<sup>101</sup>) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水は、ドライウェル水位を 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）から 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）の範囲に維持する。

容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、計 12 名により、385 分以内に実施する。

③-3) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

- a. 炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、高圧代替注水系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- b. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、代替循環冷却ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- c. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- d. 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計 12 名により、385 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための手順として初期水張りについて③-1) a.、b.、c.、d. の順に、また、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水について③-2) a.、b.、c.、d.、e.、f. の順にそれぞれ設定して明確化していること、b) 原子炉格納容器下部への注水、原子炉圧力容器への注水等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記③-1)及び③-2)の手順等が第51条等要求事項イ)、③-3)の手順等が同ロ)に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.及びc.の対策が第51条等要求事項イ)に、①d.の対策が同ロ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ハ)、同ニ)及び同ホ)に適合する措置を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)、原子炉格納容器代替スプレー冷却系(常設)、代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレー冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を必要な対策としている。これらの対策は、(1)①a.、b.、c.及びd.と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、全交流動力電源喪失を想定することにより、自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

## (1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、全交流動力電源が喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備（表IV-4.8-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（初期水張り）
  - a. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°Cに到達した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。
  - b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°Cに到達した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及びろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ろ過水ポンプ（スプレー管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施する。
- ② 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（落下後の崩壊熱相当以上の注水）
  - a. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下した後の溶融炉心の冷却を行うため、ろ過水ポ



ンプ（スプレイ管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

- b. 原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及びろ過水ポンプ（スプレイ管使用）が使用できない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電源が確保された場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下した後の溶融炉心の冷却を行うため、ろ過水ポンプ（ペDESTAL注水配管使用）を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する（※<sup>101</sup>）。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、5分以内に実施する。

## （2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための設備及び手順等

申請者は、全交流動力電源が喪失した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表IV-4.8-2参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合であって、代替電源設備により、制御棒駆動水圧系による注水に必要な電源が確保された場合には、制御棒駆動水圧系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、制御棒駆動水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ② 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水ができない場合において、系統構成が可能な場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、直流駆動低圧注水系ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ③ 炉心損傷を判断した場合であって、復水給水系、非常用炉心冷却系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、代替電源設備により、ろ過水ポンプによる注水

に必要な電源が確保された場合には、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．８－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  
(落下溶融炉心の冷却)**

| 設備名            | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|----------------|---|
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段となり得る。 |

**表Ⅳ－４．８－２ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  
(溶融炉心の落下の遅延又は防止)**

| 設備名            | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|----------------|---|
| 制御棒駆動水ポンプ等     | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、原子炉圧力容器内を冷却するためには十分な容量は有していないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。 |
| 直流駆動低圧注水系ポンプ等  | 全交流動力電源喪失の場合には、系統構成のために現場での操作が必要であるものの、系統構成が可能な場合には、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。    |
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は有しておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。          |

**Ⅳ－４．９ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9関係）**

本節では、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項（以下「第52条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

(1) 第52条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第52条等における「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉格納容器内を不活性化する設備及び手順等

ロ) 水素を原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止する設備、放射性物質を低減する設備並びに水素及び放射性物質濃度を測定する設備及びそれらの手順等

ハ) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる水素濃度監視設備及び手順等

また、上記イ)、ロ) 及びハ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

ホ) 水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

申請者は、第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等

② 原子炉格納容器内から水素及び酸素を排出するための原子炉格納容器フィルタベント系及び手順等

③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計、格納容器内雰囲気酸素濃度計及び手順等 (※<sup>102</sup>)

(※<sup>102</sup>) 原子炉補機冷却機能が喪失した場合にサンプルガスの海水冷却に用いる大容量送水ポンプ (タイプ I) 等に関する設備及び手順等については、「IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」において整理

- ④ 上記設備のためのガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等（※<sup>103</sup>）
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>104</sup>）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等
  - ② 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等
  - ③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第52条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。
- なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための設備を整備している。

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。  
そのために、可搬型窒素ガス供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉格納容器内は、原子炉の通常運転中においては原子炉格納容器調気系（※<sup>105</sup>）により不活性化した状態が維持されている。

---

(※<sup>103</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※<sup>104</sup>) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」についての有効性評価をいう。

(※<sup>105</sup>) 申請者は、通常運転中に原子炉格納容器内の不活性化に用いる設備を原子炉格納容器調気系と称している。原子炉起動時に原子炉格納容器調気系を用いて原子炉格納容器内を窒素ガスにより置換し、原子炉運転中においては原子炉格納容器内を不活性化した状態を維持している。

- b. 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出。なお、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、フィルタ装置により放射性物質を低減すること並びに排出経路にフィルタ装置出口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタを設置することを含む。そのために、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置、フィルタ装置出口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C) 及び格納容器内雰囲気水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内雰囲気酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第5 2条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内を不活性化するために必要な容量を有する設計とする。
- b. 原子炉格納容器フィルタベント系は、排出経路での水素爆発を防止できる設計とする。また、原子炉格納容器内から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減できる設計とする。さらに、排出経路の水素濃度の監視及び放射性物質濃度の推定ができる設計とする。
- c. 格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定ができる計測範囲とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 原子炉格納容器フィルタベント系、格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃域とならないよう抑制できる設計とすること、b)原子炉格納容器フィルタベント系は、あらかじめ配管内を窒素で置換しておくことで、使用時に排出経路内の水素濃度及び酸素濃度が可燃域とならないようにすること、フィルタ装置により原子炉格納容器から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減すること、排出経路の配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置することにより放射線量率を測定し放射性物質濃度を推定すること、排出経路にフィルタ装置出口水素濃度計を設置することにより水素濃度を監視すること、c)格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、計測誤差を考慮した上で、適切な計測範囲を確保していること(※<sup>106</sup>)、他の設備と電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさないこと、d)格納容器内水素濃度計 (D/W) 及び格納容器内水素濃度計 (S/C) は代替電源設備である 125V 代替蓄電池等からの給電に対応した設計とすること、e)原子炉格納容器フィルタベント系、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は代替電源設備であるガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第52条等要求事項二)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 3.5vol% (ドライ条件) に到達した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉

(※<sup>106</sup>) 格納容器内水素濃度計 (D/W)、格納容器内水素濃度計 (S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計について、申請者は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視すること、可燃限界濃度を監視することを目的としている。具体的な計測範囲は次のとおりであり、適切な計測範囲を確保していることを確認した。

格納容器内水素濃度計 (D/W) : 0~100vol%

格納容器内水素濃度計 (S/C) : 0~100vol%

格納容器内雰囲気水素濃度計 : 0~30vol%及び 0~100vol%

格納容器内雰囲気酸素濃度計 : 0~30vol%

格納容器内の不活性化の手順に着手する。この手順では、可搬型窒素ガス供給装置の配備、ホース接続、系統の構成、装置の起動等を計 8 名により、315 分以内に実施する。なお、原子炉格納容器調気系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施する。

- b. 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）かつ 1.5vol%（ウェット条件）に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を 1 名により、20 分以内に実施する。
- c. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計 (D/W) 及び格納容器内水素濃度計 (S/C) による原子炉格納容器内の水素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視を 1 名で実施する。
- d. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認及び原子炉補機代替冷却水系による冷却機能を確保した後に手順に着手する。この手順では、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 必要な手順等を明確化していること、b) 必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、f) 原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前に実施することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、上記 a.、b.、c. 及び d. の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第 5 2 条等要求事項ホ) を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が、第 5 2 条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ) 及び同ホ) に対応するものであること、また、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 2 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、評価項目（f）「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の不活性化、水素濃度及び酸素濃度の監視、及びそれらの設備の代替給電としている。これらの対策は（1）①a. ~~及び~~c. ~~及び~~と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度制御及び低減のための自主対策設備及び手順等を整備するとした。

### (1) 原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系（表Ⅳ-4.9-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手する。こ



の手順では、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を1名により、20分以内に実施する（※<sup>107</sup>）。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．９－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名        | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|------------|---|
| 可燃性ガス濃度制御系 | 炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下での水素の処理に期待できず、また、原子炉格納容器内の圧力に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。 |

**Ⅳ－４．１０ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０関係）**

本節では、水素爆発による原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０項（以下「第５３条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

**１．審査の概要**

(1) 第５３条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５３条等における「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）。その設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等

(※<sup>107</sup>) 可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は、180分以内としている。

ロ) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる  
監視設備

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、PAR 動作監視装置及び手順等
- ② 水素濃度を測定し監視するための原子炉建屋内水素濃度計及び手順等
- ③ 上記設備のための125V 代替蓄電池等の代替電源設備及び手順等(※<sup>108</sup>)

(2) 規制委員会は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第53条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 原子炉建屋内の水素濃度上昇の抑制。そのために、PAR（電源を必要としない。）及び PAR 動作監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>108</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

- b. 原子炉建屋内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建屋内水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第53条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. PAR 及び PAR 動作監視装置は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- b. PAR は、適切な位置に配置され、水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。
- c. 原子炉建屋内水素濃度計は、適切な位置に配置され、原子炉建屋内の水素濃度の測定ができる計測範囲を有する設計とする。
- d. PAR 動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)PAR は、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、PAR 動作監視装置は水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とすること、b)PAR は、水素の効率的な除去を考慮して原子炉建屋燃料取替床内に分散させた配置とすること、PAR の台数の設定に当たっては、水素発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量(約 990 kg)、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値(10%/日)とし、ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計(19 個)とすること、c) 原子炉建屋内水素濃度計は、原子炉建屋原子炉棟内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0~10vol%を計測範囲としていることにより適切な計測範囲を確保していること、d)PAR 動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度計は代替電源設備である 125V 代替蓄電池等からの給電が可能であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第53条等要求事項ハ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. PAR は、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員による準備や起動操作は不要である。炉心損傷を判断した場合には、PAR 動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視等を1名で実施する。なお、非常用ガス処理系が運転している際に、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合には、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する（※<sup>109</sup>）。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

よって、規制委員会は、①の対策が第53条等要求事項イ）、同ロ）及び同ハ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

---

(※<sup>109</sup>) 非常用ガス処理系に関する設備及び手順等については、「IV-4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等」において整理

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器外への水素の漏えい抑制及び原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための自主対策設備及び手順等を整備している。

#### (1) 原子炉格納容器外への水素の漏えい抑制のための設備及び手順等

申請者は、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を防止することにより水素の漏えいを抑制するための原子炉格納容器頂部注水系（常設）及び原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（表IV-4.10-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、燃料プール補給水ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- ② 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備、ホースの接続等を計 10 名により、380 分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合、注水によりドライウェル主フランジ締付ボルトが冷却されたときに発生する応力が降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはないことなどから他の設備に与える悪影響がないとしている。

#### (2) 原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための設備及び手順等

申請者は、原子炉建屋原子炉棟内からの水素排出のための原子炉建屋ベント設備（表IV-4.10-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建屋ベント設備による水素排出の手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ベント設備の開放等を計 3 名により、60 分以内に実施す

る。なお、上記の原子炉建屋ベント設備を開放する場合には、放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する（※<sup>110</sup>）。

以上により、規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。なお、規制委員会は、原子炉格納容器頂部注水系（常設）又は原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水については、他の対策との優先度を考慮しつつ早期に手順着手することが望ましいと考える。

**表Ⅳ－４．１０－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                                 | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|-------------------------------------|--|
| 原子炉格納容器頂部注水系（常設）及び原子炉格納容器頂部注水系（可搬型） | 原子炉格納容器からの水素の漏えいを防止する効果に不確かさがあるものの、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋原子炉棟内への水素の漏えいを抑制するための手段となり得る。 |
| 原子炉建屋ベント設備                          | 放射性物質の低減機能がないものの、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が PAR で処理しきれない場合は、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止するための手段となり得る。                               |

#### **Ⅳ－４．１１ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準 １．１１関係）**

本節では、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準 １．１１項（以下「第５４条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

なお、本節において、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。

（※<sup>110</sup>）放水砲に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１２ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

## 1. 審査の概要

(1) 第54条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.11項は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失（以下「想定事故1」という。）し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因（以下「想定事故2」という。）により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第54条第2項及び重大事故等防止技術的能力基準1.11項は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第54条等における「想定事故1」又は「想定事故2」に対する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ等）及び手順等

ロ) 使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等

大量の水の漏えいその他の要因による水位の異常な低下に対する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ハ) 可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン、ポンプ等）及び手順等

ニ) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備及び手順等

さらに、使用済燃料プールの監視のための以下の設備及び手順等を整備するとしている。

ホ) 使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を計測するための設備及び手順等

ヘ) 使用済燃料プールの状態をカメラにより監視するための設備及び手順等

また、上記イ)、ハ) 及びホ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ト) 上記イ) の代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持できるものであること。

チ) 上記ハ) のスプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

リ) 上記ホ) の計測設備は、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

ヌ) 上記ホ) の計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第54条等の要求事項を満たすため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 使用済燃料プールへの代替注水のための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等
- ② 使用済燃料プールからの除熱のための設備及び手順等
- ③ 使用済燃料プールへのスプレイのための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等の設備及び手順等
- ④ 原子炉建屋への放水のための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等の設備及び手順等（※<sup>111</sup>）
- ⑤ 状態監視（使用済燃料プールの温度、水位等の計測）のための設備及び手順等
- ⑥ 状態監視設備に給電するためのガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等（※<sup>112</sup>）

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 使用済燃料プールへの代替注水を行うための設備及び手順等
- ② 使用済燃料プールを監視するための設備及び手順等
- ③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

---

(※<sup>111</sup>) 原子炉建屋への放水に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 2 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

(※<sup>112</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理



また、使用済燃料プールで発生した熱を燃料プール冷却浄化系から原子炉補機代替冷却水系を介して最終ヒートシンクへ輸送するため、以下の設備及び手順等を整備するとしている。

④ 使用済燃料プールからの除熱のための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、使用済燃料プールの冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第54条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 使用済燃料プールへの代替注水。そのために、大容量送水ポンプ(タイプI)、燃料プール代替注水系(常設配管)、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱。そのために、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI)を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 使用済燃料プールへのスプレイ及び原子炉建屋への放水砲等による放水。そのために、大容量送水ポンプ(タイプI)、スプレイノズル、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、ホース、ホース延長回収車、注水用ヘッダ、大容量送水ポンプ(タイプII)及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 使用済燃料プールの状態監視。そのために、使用済燃料プール水位/温度計(ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度計(ガイドパルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)

及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第 5 4 条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) 及び同ニ) に、d. の対策が同ホ) 及び同ヘ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設の注水設備に対して多様性を有し、また、位置的分散が図られる設計とする。
- b. 大容量送水ポンプ（タイプ I）及びスプレイノズルによる代替注水及びスプレイは、使用済燃料プールの水位が低下した場合でも放射線量が高くなるおそれの少ない屋外で操作可能な設計とする。
- c. 使用済燃料プールへの代替注水設備及び状態監視設備は他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 代替注水設備は、使用済燃料プールの冷却設備又は注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる設計とする。
- e. スプレイ設備は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料プールへの注水を実施しても水位の低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和できる設計とする。
- f. 状態監視設備は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
- g. 状態監視設備は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。
- h. 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールを除熱できる容量を確保した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 大容量送水ポンプ（タイプ I）は、ディーゼル駆動であり、淡水（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサブプレッションチェンバとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対して多様性を有していること、また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は屋外に保管することにより、原子炉建屋原子炉棟内に設

置する残留熱除去系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、b)燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プールスプレイ系(常設配管)及びスプレイノズルを使用した代替注水及びスプレイは、使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも使用済燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建屋の外での操作が可能な設計とすること、c)ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は他の設備に悪影響を及ぼさないよう通常運転時には系統から分離された設計とすること、d)大容量送水ポンプ(タイプI)が使用済燃料プールの水位を維持するために必要な容量を有すること、e)燃料損傷を緩和するため、スプレイ設備は使用済燃料プール全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、f)使用済燃料プール水位/温度計(ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度計(ガイドパルス式)及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設計とすること、g)状態監視設備は代替電源設備であるガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすること、h)熱交換器ユニットは、使用済燃料プールを冷却するために必要な除熱能力を有すること、i)大容量送水ポンプ(タイプI)は、使用済燃料プールの冷却を行うために必要な量の水を熱交換器ユニットへ給水できるものであること、j)熱交換器ユニットは、3台(1台1セットを2セット及び予備1台)、大容量送水ポンプ(タイプI)は、5台(2台1セットを2セット及び予備1台)を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第54条等要求事項ト)、同チ)、同リ)及び同ヌ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③ー1) 使用済燃料プールへの注水の手順

- a. 燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プー

ルへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 ~~130~~ 名により、380 分以内  
に実施する。

- b. a. の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プール代替注水系（常設配管）が使用できない場合には、原子炉建屋大物搬出入口を經由し、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内  
に実施する。
- c. b. の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建屋大物搬出入口を經由できない場合には、原子炉建屋扉を經由し、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内  
に実施する。

### ③-2) 使用済燃料プールへのスプレイの手順

- a. 使用済燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+6m を下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）の配備及びホース接続、系統の構成等を計 ~~130~~ 名により、380 分以内  
に実施する。
- b. a. の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールスプレイ系（常設配管）が使用できない場合には、原子炉建屋大物搬出入口を經由し、燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内  
に実施する。
- c. b. の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建屋大物搬出入口を經由できない場合には、原子炉建屋扉を經由し、燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の配置、系統の構成等を計 13 名により、380 分以内  
に実施する。

### ③-3) 使用済燃料プールの監視

重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認する。

### ③－４）燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱

- a. 全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により使用済燃料プールからの除熱機能が失われた後、常設代替電源設備等からの給電が完了している場合であつて、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水が確保されている場合には、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱の手順に着手する。この手順では、燃料プール冷却浄化系ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順等を明確化していること、b)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）等による代替注水及びスプレイの手順等について、接続作業、ポンプの起動等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配置、ホースの接続等、冷却水の供給作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、d)大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、e)移動経路を確保していること、f)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、g)必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が、第54条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)、同ホ)、同ヘ)、同ト)、同チ)、同リ)及び同ヌ)に対応するものであること、また、第43条等に従つ

て適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、使用済燃料プールへの注水、**代替**燃料プール冷却**浄化**系による使用済燃料プールからの除熱、使用済燃料プールの監視、及びそれらの設備への代替給電を必要な対策としている。これらの対策は（1）①a.、b.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、使用済燃料プールの冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、使用済燃料プールへの代替注水、**代替**スプレー及び漏えい緩和のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) 使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料プールへの代替注水のための設備（表IV-4.11-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、ろ過水タンクが使用できる場合には、ろ過水ポンプ等による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ろ過水ポンプ等の起動、使用済燃料プールへの注水を計3名により、45分以内に実施する。

### (2) 使用済燃料プールへの**代替**スプレーのための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料プールへの**代替**スプレーのための設備（表IV-4.11-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は使用済燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合であって、火災が発生していない場合には、化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールスプレイ系（常設配管）を用いた使用済燃料プールへの代替スプレイの手順に着手する。水源としてろ過水タンクを使用する。この手順では、ホースの敷設、化学消防自動車及び大型化学高所放水車の起動、使用済燃料プールへのスプレイを計7名により、125分以内に実施する。

### (3) 使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は使用済燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、使用済燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和に着手する。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計3名により、180分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１１－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                        | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|----------------------------|---|
| ろ過水ポンプ、ろ過水タンク等             | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用済燃料プールへの注水の代替手段となり得る。          |
| 化学消防自動車、大型化学高所放水車及びろ過水タンク  | 重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用済燃料プールへのスプレイの代替手段となり得る。        |
| ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ | 使用済燃料プールに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。 |

#### **Ⅳ－４． １２ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第５５条及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １２ 関係）**

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・ 第５５条及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １２ 項（以下「第５５条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **１． 審査の概要**

(１) 第５５条等は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等の整備を要求している。

第５５条等における「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉建屋に放水できる設備及び手順等

ロ) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備及び手順等

また、上記イ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。

ニ) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ホ) 放水設備は、複数の原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

申請者は、第５５条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等の設備及び手順等
- ② 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するためのシルトフェンス及び手順等
- ③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、泡消火薬剤混合装置等の設備及び手順等



(2) 規制委員会は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、放水砲及び泡消火薬剤混合装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、シルトフェンスを重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第55条等要求事項イ)に、上記 b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲は、海を水源とし、車両により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できるとともに、原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とする。大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は、2台(故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計3台)、放水砲は、1台(故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台)を保管する。なお、

本申請が複数の原子炉施設の同時使用を想定するものでないため、第55条等要求事項ホ)は、適用しない。

- b. 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、放水砲及び泡消火薬剤混合装置は、海を水源とし、車両により運搬、移動でき、航空機燃料火災に対応するため、泡消火薬剤と混合しながら複数の方向から原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とする。泡消火薬剤混合装置は、1台(故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台)を保管する。
- c. 海洋への放射性物質の拡散を抑制するシルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、南側排水路排水枘、タービン補機放水ピット、北側排水路排水枘及び取水口の設置場所に各2組(バックアップを含めて、各3組)とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉建屋の屋上まで放水できること、車両により運搬、移動できるため、原子炉建屋に対して、複数の方向から放水できること、b)航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡消火薬剤混合装置等により泡消火薬剤を混合し、放水砲等による泡消火ができる仕様であること、c)放水砲等による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、発電所から海洋への流出箇所の南側排水路排水枘、タービン補機放水ピット、北側排水路排水枘及び取水口にシルトフェンスを設置することにより放射性物質の拡散の抑制を図る方針であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、①a.に掲げる重大事故等対処設備について、第55条等要求事項ハ)及び同ニ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合には、

原子炉建屋への放水の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計 6 名により、395 分以内に実施する。手順に着手したときの状況が継続している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋ベント設備を開放する場合、燃料プールにスプレーができない場合、又はモニタリングポストの指示値が一桁上昇した場合には、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を起動し放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計 6 名により、10 分以内に実施する。

- b. 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、シルトフェンスを用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、南側排水路排水柵及びタービン補機放水ピットへの 1 重目の設置を計 10 名により、75 分以内に実施し、南側排水路排水柵及びタービン補機放水ピットへの 2 重目のシルトフェンス設置並びに北側排水路排水柵及び取水口へのシルトフェンスの設置を計 10 名により、190 分以内に実施する。
- c. 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火の手順に着手する。この手順では、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から、泡消火薬剤混合装置及び放水砲までホースを敷設後、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び泡消火薬剤混合装置を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計 6 名により、205 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等により、原子炉建屋又は原子炉建屋周辺へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉建屋等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡手段を確保していること、e)大容量送水ポンプ（タイプⅡ）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第55条等要求事項イ)に、①b.の対策が同ロ)にそれぞれ対応するものであること、①a.に掲げる重大事故等対処設備が同ハ)及び同ニ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための自主対策設備及び手順等、航空機衝突による航空機燃料火災時に泡消火を実施するための自主対策設備及び手順等、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等

申請者は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備(表IV-4.12-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 大容量送水ポンプ(タイプII)及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、放射性物質吸着材を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、南側排水路集水柵及び北側排水路集水柵への吸着材の設置の作業を計4名により、190分以内に実施する。

#### (2) 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等

申請者は、泡消火を実施することによって初期対応における延焼を防止するための設備(表IV-4.12-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び泡原液搬送車並びに大型化学高所放水車及び泡原液備蓄車による泡消火の手順に着手する。この手順では、水源として耐震性防火水槽、防火水槽、ろ過水タンク又は屋外消火栓を使用し、ホースを敷設後、化学消防自動車、大型化学高所放水車

等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、化学消防自動車を使用する場合、計6名により、40分以内に実施し、大型化学高所放水車を使用する場合、計6名により、120分以内に実施する。

### (3) 原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等

申請者は、原子炉建屋へ放水する場合には、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備（表IV-4. 12-1参照）を必要に応じて用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 12-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                              | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|----------------------------------|--|
| 放射性物質吸着材                         | 吸着材を設置するために時間を要するものの、放射性物質の吸着効果が期待でき、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための手段となり得る。  |
| 化学消防自動車、泡原液搬送車、大型化学高所放水車及び泡原液備蓄車 | 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、早期に消火活動を開始できるため、航空機燃料飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大を防止するための手段となり得る。 |
| ガンマカメラ及びサーモカメラ                   | 大気への放射性物質の放出を直接抑制する手段ではないものの、原子炉建屋へ放水する際に、放射性物質及び熱を検出するための手段となり得る。   |

### IV-4. 13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13関係）

本節では、重大事故等の収束に必要なとなる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。

- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

(1) 第56条等は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

具体的には、第56条等における「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる設備及び手順等

ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。

ハ) 海を水源として利用できること。

また、上記イ)、ロ) 及びハ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。

ホ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ヘ) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

申請者は、第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心注水するための代替水源（復水貯蔵タンク）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源（サブプレッションチェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ④ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源として海水を供給するための設備及び手順等
- ⑤ 淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへ水を

補給するための設備及び手順等

- ⑥ 復水貯蔵タンクへ海水を補給するための設備及び手順等
- ⑦ 淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) へ海水を補給するための設備及び手順等
- ⑧ サプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替のための設備及び手順等
- ⑨ 淡水から海水への水源切替のための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価 (第37条) において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心注水するための代替水源 (復水貯蔵タンク) の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源 (サプレッションチェンバ) の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2)) の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ④ 淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) から復水貯蔵タンクへ水を補給するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、重大事故等の収束に必要な水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、第56条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。また、有効性評価 (第37条) において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、第56条等と同じく適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第56条等の規制要求に対する設備及び手順

## ① 対策と設備

申請者は、第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備等を整備するとしている。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧代替注水系による炉心注水。そのために、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心注水。そのために、サプレッションチェンバ及び残留熱除去系を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）からの注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための海水の注水。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 復水貯蔵タンクへの淡水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 復水貯蔵タンクへの海水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、ホース延長回収車及び注水用ヘッダを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- g. 淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への海水の補給。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、ホース及びホース延長回収車を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- h. サプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替。そのために、サプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- i. 淡水から海水への水源切替。そのために、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を新たに重大事故等対処設備として整備する。

規制委員会は、上記 a.、b.、c.、d.、e.、f. 及び g. の対策が第56条等要求事項イ) に、c. の対策が同ロ) に、d.、f. 及び g. の対策が同ハ) に、a.、b.、c.、d.、e.、f. 及び g. の対策が同ニ) に、c.、d.、e.、f. 及び g.



の対策が同ホ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 高圧代替注水系に使用する復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、原子炉建屋原子炉棟内に設置するサブプレッションチェンバと位置的分散を図る設計とする。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための残留熱除去系（低圧注水モード）は、重大事故の収束に必要な容量に対して十分な容量を有する設計とする。
- c. 淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源として原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水するために使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管し、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。
- d. 復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への淡水又は海水の補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図る設計とする。また、復水貯蔵タンクの代替水源として、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を複数の淡水源として確保する設計とする。
- e. 淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源として使用済燃料プールへの注水を行うために使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、屋外に保管し、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、原子炉建屋原子炉棟内に設置するサブプレッションチェンバと位置的分散を図ること、b)残留熱除去系ポンプの容量は、重大事故の収束に必要な容量に対して十分な容量を有すること、c)淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源とした注水を行うための大容量送水ポンプ（タイプⅠ）~~及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）~~は屋外に保管することとし、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できること、d)復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への淡水又は海水補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タ

イブⅡ)は、屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図るとともに、設計基準事故対処設備の水源枯渇に対する代替淡水源として、複数の淡水源が確保できること、e)淡水貯水槽(No. 1)、淡水貯水槽(No. 2)又は海を水源として注水を行うために使用する大容量送水ポンプ(タイプⅠ)は屋外に保管され、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等の発生時において、復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心注水ができず、かつ、原子炉水位低(レベル3)以上を維持できない場合の復水貯蔵タンクを水源とした炉心注水の手順の整備については「Ⅳ-4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。
- b. 重大事故等の発生時において、全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備から非常用高圧母線2C系又は2D系への受電の完了後、残留熱除去系ポンプが使用可能な状況に復旧された場合のサブプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプ電源復旧後の原子炉圧力容器への注水の手順の整備については「Ⅳ-4.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。
- c. 重大事故等の発生時において、復水貯蔵タンク又はサブプレッションチェンバを水源とした注水ができない場合には、淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)の起動等を計9名により、380分以内を実施する。
- d. 重大事故等の発生時において、淡水の注水ができない場合には、海を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)の起動等を計9名により、380分以内を実施する。

- e. 重大事故等の発生時において、復水貯蔵タンクへの補給が必要な場合には、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) から復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動等を計 10 名により、380 分以内に実施する。
- f. 重大事故等の発生時において、淡水貯水槽 (No. 1)、淡水貯水槽 (No. 2) 及び淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給ができない場合には、海水を復水貯蔵タンクに補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動等を計 10 名により、380 分以内に実施する。
- g. 重大事故等の発生時において、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が枯渇するおそれがある場合には、海水を淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ (タイプ II) の起動等を計 9 名により、295 分以内に実施する。
- h. 重大事故等の発生時において、サプレッションプール水温度が 80°C に到達した場合のサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替の手順の整備については、「IV-4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。
- i. 重大事故等の発生時において、淡水を水源とした送水又は補給ができない場合には、水源を淡水から海水へ切り替える手順に着手する。復水貯蔵タンクへの補給を淡水から海水に切り替える手順は、df. の手順と同様である。

規制委員会は、申請者の計画において、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバが水源として使用できない場合、代替水源である淡水貯水槽 (No. 1)、淡水貯水槽 (No. 2) 及び海水の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替の優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルート確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡手段を確保していること、大容量送水ポンプ (タイプ I) 等の運搬、接続等を行う作業環境 (作業空間、温度等) に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①i. に掲げる対策について、第 5 6 条等要求事項へ）に適合する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a.、b.、c.、d.、e.、f. 及び g. に掲げる対策が第 5 6 条等要求事項イ）に、①c. に掲げる対策が同ロ）に、①d.、f. 及び g. に掲げる対策が同ハ）に、①a.、b.、c.、d.、e.、f. 及び g. に掲げる対策が同ニ）に、①c.、d.、e.、f. 及び g. に掲げる対策が同ホ）に、①h. 及び i. に掲げる対策が同ヘ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 6 条等に適合するものと判断した。

## （2）第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び使用済燃料プールの冷却をするために、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とする原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源とする注水、復水貯蔵タンク又は淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への補給に必要な対策とそのための重大事故等対処設備及び手順等を整備するとしている。これらの対策は、（1）①a.、b.、c. 及び e. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、重大事故等の収束に必要な水を提供するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等の収束に必要な水を提供するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

**(1) 淡水タンク（純水タンク等）から原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水する設備及び手順等**

申請者は、淡水タンクを水源とした注水のための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、復水貯蔵タンク、サブプレッションチェンバ、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源とした注水ができない場合には、淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計9名により、380分以内に実施する。

**(2) 復水貯蔵タンクへ補給する設備及び手順等**

申請者は、復水貯蔵タンクから炉心等へ注水する場合において、復水貯蔵タンクへの補給のための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合には、淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動等を計10名により、380分以内に実施する。
- ② 重大事故等の発生時に、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合であって、淡水タンク及び海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給ができない場合で、火災が発生していない場合には、耐震性防火水槽を水源とした化学消防自動車による復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、化学消防自動車の起動等を計6名により、65分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．１３－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                        | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|----------------------------|--|
| 淡水タンク（純水タンク、ろ過水タンク及び原水タンク） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。また、補給に必要な水量は確保できない場合はあるものの、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タ |

|                  |   |
|------------------|---|
|                  | ンクへの補給ができない場合には、復水貯蔵タンクへの淡水を補給するための代替手段としての設備となり得る。   |
| 化学消防自動車及び耐震性防火水槽 | 補給に必要な水量が確保できない場合はあるが、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合で、重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していない場合には、耐震性防火水槽の水を復水貯蔵タンクへ補給する手段として有効である。 |

#### **IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1.4関係）**

本節では、電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1.4項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

（1）第57条等は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するため、必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第57条等における「必要な電力を確保するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

- イ) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）及び手順等
- ロ) 常設代替電源設備として交流電源設備及び手順等
- ハ) 上記イ) 及びロ) の代替電源設備は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とすること。

- ニ) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の給電が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の給電を行うことが可能であること。
- ホ) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気(直流)の給電を行うことが可能である可搬型直流電源設備
- へ) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できる手順等
- ト) 複数号機が設置されている発電所では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめ手動で接続可能なケーブル等を敷設しておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意する手順等
- チ) 所内電気設備(モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

申請者は、第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機により給電を実施するための設備及び手順等
- ② 号炉間電力融通~~恒設~~ケーブル(常設)又は号炉間電力融通~~予備~~ケーブル(可搬型)により代替電源(交流)からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため適用されない。
- ③ 可搬型代替交流電源設備として電源車により給電を実施するための設備及び手順等
- ④ 所内常設蓄電式直流電源設備として125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bにより給電するための設備及び手順等
- ⑤ 常設代替直流電源設備として125V代替蓄電池及び250V蓄電池により給電するための設備及び手順等
- ⑥ 可搬型代替直流電源設備として125V代替蓄電池、250V蓄電池、125V代替充電器、250V充電器及び電源車により給電するための設備及び手順等
- ⑦ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① ガスタービン発電機を代替交流電源として給電を実施するための設備及び手順等

② 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を代替直流電源として給電を実施するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等が、第57条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第57条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

a. 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、電源車、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。

c. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B を重大事故等対処設備として新たに整備する。

d. 常設代替直流電源設備からの給電。そのために、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備する。



- e. 可搬型代替直流電源設備からの給電。そのために、電源車、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 代替所内電気設備による給電。そのために、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第 5 7 条等要求事項ロ)、b. 及び e. の対策が同イ)、c. 及び d. の対策が同ニ)、f. の対策が同チ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 緊急用高圧母線に接続されたガスタービン発電機及び電源車は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。以下本節において同じ。）に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。
- c. 電源車、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、蓄電池及び充電器に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、電源車は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。
- d. ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系は、設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、これらは、設置場所で操作可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) ガスタービン発電機、電源車、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G

系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系は設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ること、b) 電源車は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり給電が可能な設計とすること、c) 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B は、1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切り離して計 24 時間の給電が可能な設計とすること、125V 代替蓄電池は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切り離して計 24 時間の給電が可能な設計とすること、250V 蓄電池は、1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わずに 24 時間の給電が可能な設計とすること、d) 所内電気設備は、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有する設計であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 57 条等要求事項ハ)、同ニ)、同ホ) 及び同チ) に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、ガスタービン発電機を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、起動状態確認、給電の確認等を計 2 名により、15 分以内実施する。
- b. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、電源車を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、電

源車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計7名により、125分以内に実施する。

- c. 全交流動力電源が喪失し、125V 充電器~~盤~~-2A 及び 125V 充電器~~盤~~-2B の交流入力電源が喪失した場合には、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を 125V 直流主母線~~盤~~-2A 電圧、及び125V 直流主母線~~盤~~-2B 電圧、125V 直流主母線 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線 2B-1 電圧で確認する。また、250V 充電器の交流入力電源が喪失した場合には、250V 蓄電池を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を 250V 直流主母線電圧で確認する。その後、中央制御室における1時間以内の不要な負荷の切離しを1名により、5分以内に実施する。
- d. 全交流動力電源が喪失し、1時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B の不要な負荷の切離しの手順に着手する。この手順では、中央制御室における1時間以内の不要な負荷の切離しを1名により、5分以内に実施する。また、現場における8時間以内の不要な負荷の切離しを計2名により、60分以内に実施する。
- e. 全交流動力電源が喪失し、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合には、125V 代替蓄電池を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、125V 代替蓄電池の給電切替操作を計3名により、50分以内に実施する。また、現場における8時間以内の不要な負荷の切離しを計2名により、15分以内に実施する。
- f. 全交流動力電源が喪失し、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合には、電源車を用いた可搬型代替直流電源設備による給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計6名により、130分以内に実施する。
- g. 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、ガスタービン発電機を用いた緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を1名により、15分以内に実施する。
- h. 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、電源車を用いた緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構

成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 6 名により、130 分以内に実施する。

- i. 各機器の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、電源車、ガスタービン発電機等への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリの準備、ホースの敷設、給油等を計 2 名により、電源車等への燃料補給を 175 分以内に実施し、ガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給を 185 分以内に実施する（※<sup>113</sup>）。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順として a.、b. の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として c.、d.、e.、f. の順に設定して明確化していること、b) 代替電源からの給電、燃料補給の手順等について、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記 b. 及び e. の手順等が第 5 7 条等要求事項へ）に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 5 7 条等要求事項イ）、同ロ）、同ニ）及び同チ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ハ）、同ニ）、同ホ）及び同チ）に適合する設計方針であること、③b. 及び f. の手順等が第 5 7 条等要求事項へ）に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 7 条等に適合するものと判断した。

## （２）第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、必要な電力を確保するために、ガスタービン発電機を常設代替交流電源設備とした給電並びに 125V 蓄電池 2A、

---

（※<sup>113</sup>） 軽油タンクからタンクローリへの燃料補給を 135 分以内に実施し、タンクローリから電源車等への燃料補給を 40 分以内に実施する。また、軽油タンクからタンクローリへの燃料補給を 135 分以内に実施し、タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給を 50 分以内に実施する。

125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を代替直流電源とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a.、c.、d. 及び e. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 37 条）において、電源の確保に関して必要となる重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 43 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 電源の確保に関する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、電源の確保に関する機能を回復させるための設備（表Ⅳ－4. 14－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 全交流動力電源喪失後、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電ができない場合であって、可搬型代替直流電源設備である電源車による給電ができない場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による 125V 代替充電器への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計 6 名により、140 分以内に実施する。
- ② 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 3 名により、30 分以内に実施する。
- ③ 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 8 名により、225 分以内に実施する。

- ④ 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 2 名により、35 分以内に実施する。
- ⑤ 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 2C 系及び 2D 系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた 3 号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線 2G 系への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 7 名により、225 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４． 1 4－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由**

| 設備名                | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|--------------------|---|
| 125V 代替充電器用電源車接続設備 | 給電開始までに時間を要するものの、可搬型代替直流電源設備である電源車の代替手段となり得る。               |
| 号炉間電力融通設備          | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。 |

**Ⅳ－４． 1 5 計装設備及びその手順等（第 5 8 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1． 1 5 関係）**

本節では、計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・ 第 5 8 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1． 1 5 項（以下「第 5 8 条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるかを確認した。

**1. 審査の概要**

(1) 第58条等は、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第58条等における「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順等

イ) - 1 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位の推定

イ) - 2 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量の推定

イ) - 3 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定める。

ロ) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測、監視又は記録する設備及び手順等

ハ) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視する手順等（テスター又は換算表等）

また、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。（最高計測可能温度等）

申請者は、第58条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等

② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等

③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等

④ パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等

⑤ 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。（最高計測可能温度等）

(2) 規制委員会は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等が、第58条等に基づく要求事項に対応し、適切に整備される方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（※<sup>114</sup>）（表IV-4.15-1参照）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電及び可搬型計測器による計測。そのために、可搬型計測器並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備（※<sup>115</sup>）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）としてSPDS表示装置、データ収集装置及びSPDS伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>114</sup>) 申請者は、基準で要求される重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを「重要監視パラメータ」と定義し、当該パラメータを計測する機器を「重要計器」と定義している。また、重要監視パラメータを推定するための代替パラメータを「重要代替監視パラメータ」と定義している。

(※<sup>115</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理



d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、発電用原子炉施設の状態を把握するための当該パラメータの他チャンネル（※<sup>116</sup>）による計測及び代替パラメータの計測による当該パラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネルの重要計器（以下「重要計器（他チャンネル）」（※<sup>117</sup>）という。）及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第58条等要求事項イ）及び同ロ）に、b. の対策が同ハ）に、c. の対策が同ロ）に対応するものであること、d. の対策が第58条等要求事項のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであることを確認した。

表Ⅳ－4. 15－1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

| 重要監視パラメータ   | 重要計器<br>(計測範囲)                                      | 検出器<br>の種類                      | 重要代替計器等<br>(代表) (※ <sup>118</sup> )  |  |
|-------------|---|---------------------------------|--|--|
|             |   |                                 | 重要計器に故障の疑いがある場合  | 重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ <sup>119</sup> )                              |
| 原子炉压力容器内の温度 | 原子炉压力容器温度<br>(0～500℃)                               | 熱電対                             | ・多重性を有する重要計器の他の検出器<br>・原子炉圧力 (SA) (0～11MPa) (※ <sup>120</sup> )                    | 損傷炉心の冷却失敗の判断値 (300℃) を監視可能                                       |
| 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 (SA)<br>(0～11MPa)                             | 弾性圧力検出器<br>(※ <sup>121</sup> )  | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル<br>・原子炉圧力 (0～10MPa)<br>・原子炉压力容器温度 (0～500℃) (※ <sup>120</sup> ) | 重大事故等時において、原子炉压力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の 1.2 倍 (10.34MPa) を監視可能      |
| 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域)<br>(-3,800～1,500mm (※ <sup>122</sup> )) | 差圧式水位検出器<br>(※ <sup>123</sup> ) | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル<br>・原子炉水位 (SA 広帯域)<br>( - 3,800 ～ 1,500mm                      | 重大事故等時において、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位 (燃料域) にて、原子炉水位制御範囲から有効燃料棒底部まで監視可能 |
|             | 原子炉水位 (燃料域)<br>(-3,800～1,300mm (※ <sup>127</sup> )) |                                 |  |  |

(※<sup>116</sup>) チャンネルとは、多重化された片系統の計器をいう。

(※<sup>117</sup>) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネルの「重要計器」と記載しているが、本節では分かりやすく「重要計器（他チャンネル）」と記載

(※<sup>118</sup>) 複数ある重要代替計器の代表を記載

(※<sup>119</sup>) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載

(※<sup>120</sup>) 原子炉压力容器内が飽和状態と仮定し、原子炉压力容器温度又は原子炉圧力を推定

(※<sup>121</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む。) と大気圧の差を計測

(※<sup>122</sup>) 基準点 (0mm) はドライヤスカート底部付近 (原子炉压力容器零レベルより 1,313cm)

(※<sup>123</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む。) と原子炉压力容器下部の差圧を計測

(※<sup>127</sup>) 基準点 (0mm) は有効燃料棒頂部付近 (原子炉压力容器零レベルより 900cm)

|                  |   |  |  |   |
|------------------|---|--|--|---|
|                  |   |  | (※ <sup>122</sup> ) (※ <sup>124</sup> )<br>・原子炉水位 (SA 燃料域)<br>( - 3,800 ~ 1,300mm<br>(※ <sup>127</sup> ) (※ <sup>124</sup> )<br>・高圧代替注水系ポンプ出口<br>流量(0~120m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>125</sup> )<br>・原子炉圧力 (SA) (0~<br>11MPa) 及び圧力抑制室圧<br>力 (0~1MPa[abs]) (※ <sup>126</sup> ) |   |
| 原子炉圧力容器<br>への注水量 | 高圧炉心スプレイ系ポンプ<br>出口流量<br>(0~1,500m <sup>3</sup> /h)                          | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の高圧炉心ス<br>プレイ系ポンプの最大注水<br>量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能  |
|                  | 高圧代替注水系ポンプ出口<br>流量<br>(0~120m <sup>3</sup> /h)                              | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の高圧代替注<br>水系ポンプの最大注水量<br>(90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能  |
|                  | 原子炉隔離時冷却系ポンプ<br>出口流量<br>(0~150m <sup>3</sup> /h)                            | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の原子炉隔離<br>時冷却系ポンプの最大注水<br>量 (90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能   |
|                  | 低圧炉心スプレイ系ポンプ<br>出口流量<br>(0~1,500m <sup>3</sup> /h)                          | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・圧力抑制室水位 (0~5m)<br>(※ <sup>130</sup> )   | 重大事故等時の低圧炉心ス<br>プレイ系ポンプの最大注水<br>量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能  |
|                  | 代替循環冷却ポンプ出口流<br>量<br>(0~200m <sup>3</sup> /h)                               | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・圧力抑制室水位 (0~5m)<br>(※ <sup>130</sup> )   | 重大事故等時の代替循環冷<br>却ポンプを用いた原子炉圧<br>力容器注水時における最大<br>注水量 (150m <sup>3</sup> /h) を監視可<br>能                                  |
|                  | 残留熱除去系洗浄ライン流<br>量 (残留熱除去系ヘッドスプ<br>レイライン洗浄流量)<br>(0~220m <sup>3</sup> /h)    | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の復水移送ポ<br>ンプ又は大容量送水ポンプ<br>(タイプ I) を用いた低圧<br>代替注水系 (残留熱除去系 A<br>系ライン) における最大注<br>水量 (199m <sup>3</sup> /h) を監視可能 |
|                  | 残留熱除去系洗浄ライン流<br>量 (残留熱除去系 B 系格納容<br>器冷却ライン洗浄流量)<br>(0~220m <sup>3</sup> /h) | 差 圧 式<br>流 量 検<br>出 器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3,200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の大容量送水<br>ポンプ (タイプ I) を用い<br>た低圧代替注水系 (残留熱<br>除去系 B 系ライン) におけ<br>る最大注水量 (199m <sup>3</sup> /h) を<br>監視可能        |

- (※<sup>124</sup>) 原子炉水位 (SA 広帯域) は他の広帯域の原子炉水位と、また、原子炉水位 (SA 燃料域) は他の燃料域の原子炉水位と同じ基準面器で計測器が異なる。
- (※<sup>125</sup>) 原子炉圧力容器への注水量、崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定
- (※<sup>126</sup>) LOCA の発生がなく、水位が主蒸気配管より上になるまで注水した場合には、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から炉心の冠水を推定
- (※<sup>128</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測
- (※<sup>129</sup>) 復水貯蔵タンク水位の変化量及び注水時間から注水量を推定
- (※<sup>130</sup>) 圧力抑制室水位の変化量及び注水時間から注水量を推定

|                        |  |   |   |  |
|------------------------|--|---|---|--|
|                        | 直流駆動低圧注水系ポンプ<br>出口流量 (0~100m <sup>3</sup> /h)                              | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3, 200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の直流駆動低<br>圧注水系ポンプを用いた原<br>子炉圧力容器注水時にお<br>ける最大注水量 (80m <sup>3</sup> /h) を監<br>視可能                     |
|                        | 残留熱除去系ポンプ出口流<br>量 (0~1, 500m <sup>3</sup> /h)                              | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・圧力抑制室水位 (0~5m)<br>(※ <sup>130</sup> )  | 重大事故等時の残留熱除去<br>系ポンプの最大注水量<br>(1, 136m <sup>3</sup> /h) を監視可能  |
| 原子炉格納容器<br>への注水量       | 残留熱除去系洗浄ライン流<br>量(残留熱除去系ヘッドス<br>プレイライン洗浄流量)<br>(0~220m <sup>3</sup> /h)    | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3, 200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の復水移送ポ<br>ンプを用いた原子炉格納容<br>器代替スプレイ冷却系(残<br>留熱除去系 A 系ライン) に<br>おける最大注水量 (88m <sup>3</sup> /h)<br>を監視可能 |
|                        | 残留熱除去系洗浄ライン流<br>量(残留熱除去系 B 系格納容<br>器冷却ライン洗浄流量)<br>(0~220m <sup>3</sup> /h) | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3, 200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の復水移送ポ<br>ンプを用いた原子炉格納容<br>器代替スプレイ冷却系(残<br>留熱除去系 B 系ライン) に<br>おける最大注水量 (88m <sup>3</sup> /h)<br>を監視可能 |
|                        | 原子炉格納容器代替スプレ<br>イ流量<br>(0~100m <sup>3</sup> /h)                            | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・原子炉格納容器下部水位<br>(0. 5m、1. 0m、1. 5m、2. 0m、<br>2. 5m、2. 8m) 及びドライウ<br>ェル水位 (0. 02m、0. 23m、<br>0. 34m) (※ <sup>131</sup> ) | 重大事故等時の大容量送水<br>ポンプ(タイプ I) を用い<br>た原子炉格納容器代替ス<br>プレイ冷却系による最大注<br>水量 (88m <sup>3</sup> /h) を監視可能            |
|                        | 代替循環冷却ポンプ出口流<br>量<br>(0~200m <sup>3</sup> /h)                              | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・原子炉格納容器下部水位<br>(0. 5m、1. 0m、1. 5m、2. 0m、<br>2. 5m、2. 8m) 及びドライウ<br>ェル水位 (0. 02m、0. 23m、<br>0. 34m) (※ <sup>131</sup> ) | 重大事故等時の代替循環冷<br>却ポンプを用いた原子炉格<br>納容器スプレイ時にお<br>ける最大注水量 (150m <sup>3</sup> /h) を監<br>視可能                     |
|                        | 原子炉格納容器下部注水流<br>量 (0~110m <sup>3</sup> /h)                                 | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | ・復水貯蔵タンク水位(0~<br>3, 200m <sup>3</sup> ) (※ <sup>129</sup> )   | 重大事故等時の復水移送ポ<br>ンプ又は大容量送水ポン<br>プ(タイプ I) を用いた原<br>子炉格納容器下部注水系に<br>よる最大注水量 (80m <sup>3</sup> /h) を監<br>視可能   |
|                        | 原子炉格納容器<br>内の温度  | ドライウェル温度<br>(0~300℃)                    | 熱電対   | ・多重性を有する重要計器<br>の他の検出器<br>・ドライウェル圧力 (0~<br>1MPa[abs]) (※ <sup>132</sup> )                                  |
| 圧力抑制室内空気温度<br>(0~300℃) |  | 熱電対                                     | ・多重性を有する重要計器<br>の他の検出器<br>・サブプレッションプール水<br>温度 (0~200℃) (※ <sup>133</sup> )  |  |

(※<sup>131</sup>) 原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の変化量と注水時間から注水量を推定

(※<sup>132</sup>) 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定

(※<sup>133</sup>) 空気温度と水温が平衡状態と仮定し、空気温度又は水温を推定

|                   |  |  |   |   |
|-------------------|--|--|---|---|
|                   | サブレーションプール水温<br>(0~200℃)                           | 測 温 抵<br>抗 体                                 | ・多重性を有する重要計器<br>の他の検出器<br>・圧力抑制室内空気温度(0<br>~300℃) (※ <sup>133</sup> )   | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器限界圧力<br>(0.854MPa) におけるサブ<br>レーションプール水の飽和<br>温度(約 178℃) を監視可能 |
|                   | 原子炉格納容器下部温度<br>(0~700℃)                            | 熱 電 対  | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器下部に熔融炉<br>心が落下した場合における<br>原子炉圧力容器の破損検知<br>が可能                 |
| 原子炉格納容器<br>内の圧力   | ドライウエル圧力<br>(0~1MPa[abs])                          | 弾 性 圧<br>力 検 出<br>器(※ <sup>134</sup> )       | ・圧力抑制室圧力 (0~<br>1MPa[abs]) (※ <sup>135</sup> )<br>・ドライウエル温度 (0~<br>300℃) (※ <sup>132</sup> )                        | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器限界圧力<br>(0.854MPa) をドライウエル<br>圧力又は圧力抑制室圧力<br>にて監視可能           |
|                   | 圧力抑制室圧力<br>(0~1MPa[abs])                           | 弾 性 圧<br>力 検 出<br>器(※ <sup>134</sup> )       | ・ドライウエル圧力 (0~<br>1MPa[abs]) (※ <sup>135</sup> )<br>・圧力抑制室内空気温度(0<br>~300℃) (※ <sup>132</sup> )                      |   |
| 原子炉格納容器<br>内の水位   | 圧力抑制室水位<br>(0~5m) (※ <sup>136</sup> )              | 差 圧 式<br>水 位 検<br>出 器<br>(※ <sup>137</sup> ) | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・代替循環冷却ポンプ出口<br>流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )                          | 重大事故等時において、外<br>部水源注水量限界 (通常運<br>転水位+約 2m (※ <sup>136</sup> )) の範<br>囲を監視可能         |
|                   | 原子炉格納容器下部水位<br>(0.5m、1.0m、1.5m、2.0m、<br>2.5m、2.8m) | 電 極 式<br>水 位 検<br>出 器                        | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・原子炉格納容器下部注水<br>流量 (0~110m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )                          | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器下部への注水<br>による圧力容器ベDESTAL<br>部の蓄水状況を監視可能                       |
|                   | ドライウエル水位<br>(0.02m、0.23m、0.34m)                    | 電 極 式<br>水 位 検<br>出 器                        | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・原子炉格納容器下部注水<br>流量 (0~110m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )                          | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器下部の熔融炉<br>心の冷却に必要な水深<br>(0.23m) を監視可能                         |
| 原子炉格納容器<br>内の水素濃度 | 格納容器内雰囲気水素濃度<br>(0~30vol%/0~100vol%)               | 熱 伝 導<br>率 式 水<br>素 検 出<br>器                 | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・格納容器内水素濃度<br>(D/W) (0~100vol%) 及び<br>格納容器内水素濃度 (S/C)<br>(0~100vol%) (※ <sup>139</sup> ) | 重大事故等時において、炉<br>心の著しい損傷時に変動す<br>る可能性のある範囲 (0~<br>100vol%) を監視可能                     |
| 原子炉格納容器<br>内の酸素濃度 | 格納容器内酸素濃度<br>(0~30vol%)                            | 熱 磁 気<br>風 式 酸<br>素 検 出<br>器                 | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器内の酸素濃度<br>の変動範囲 (0~4.3vol%)<br>を監視可能                          |

(※<sup>134</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力の絶対圧力を計測

(※<sup>135</sup>) 圧力抑制室圧力はドライウエル圧力-0.0125MPa からドライウエル圧力+0.0069MPa の範囲で推移

(※<sup>136</sup>) 基準点 (0m) は通常運転水位 (O.P. -3,850mm)

(※<sup>137</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる圧力抑制室圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む。) と圧力抑制室下部の差圧  
を計測

(※<sup>138</sup>) 流量と注入時間から水位を推定

(※<sup>139</sup>) 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、水素吸蔵材料式水素検出器を用いて  
計測

|                          |  |                                 |   |  |
|--------------------------|--|---------------------------------|---|--|
| 原子炉格納容器内の放射線量率           | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)<br>( $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ )  | 電離箱                             | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   | 炉心損傷の判断値（停止直後で約 $10 \text{Sv/h}$ ）を監視可能  |
|                          | 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)<br>( $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ )  | 電離箱                             | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   |  |
| 未臨界の維持<br>又は監視           | 中性子束<br>起動領域モニタ<br>( $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ), $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )) | 核分裂電離箱                          | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・平均出力領域モニタ ( $0 \sim 125\%$ ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )) (※ <sup>140</sup> )   | 設計基準事故（制御棒落下）初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様 |
|                          | 平均出力領域モニタ<br>( $0 \sim 125\%$ ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ))   | 核分裂電離箱                          | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・起動領域モニタ ( $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ), $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )) (※ <sup>141</sup> ) |  |
| 最終ヒートシンクの確保<br>(代替循環冷却系) | 代替循環冷却系系統水の温度<br>( $0 \sim 200^\circ\text{C}$ )  | 测温抵抗体                           | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・圧力抑制室内空気温度 ( $0 \sim 300^\circ\text{C}$ ) (※ <sup>133</sup> )   | 重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 ( $0.854 \text{MPa}$ ) におけるサブプレッションプールの飽和温度 (約 $178^\circ\text{C}$ ) を監視可能              |
|                          | 残留熱除去系熱交換器入口温度<br>( $0 \sim 300^\circ\text{C}$ )   | 熱電対                             | ・サブプレッションプール水温度 ( $0 \sim 200^\circ\text{C}$ )  | 重大事故等時において、代替循環冷却系系統水の最高使用温度 ( $186^\circ\text{C}$ ) を監視可能   |
|                          | 代替循環冷却系の系統流量<br>( $0 \sim 200 \text{m}^3/\text{h}$ )   | 差圧式流量検出器<br>(※ <sup>128</sup> ) | (低圧代替注水時)<br>・圧力抑制室水位 ( $0 \sim 5\text{m}$ )<br>(※ <sup>130</sup> )   | 重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 ( $150 \text{m}^3/\text{h}$ ) を監視可能                                    |
|                          |  |                                 | (原子炉格納容器スプレイ時)<br>・原子炉格納容器下部水位 ( $0.5\text{m}$ , $1.0\text{m}$ , $1.5\text{m}$ , $2.0\text{m}$ , $2.5\text{m}$ , $2.8\text{m}$ ) 及びドライウエル水位 ( $0.02\text{m}$ , $0.23\text{m}$ , $0.34\text{m}$ ) (※ <sup>131</sup> )  | 重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量 ( $150 \text{m}^3/\text{h}$ ) を監視可能                                  |
| 最終ヒートシンクの確保              | 格納容器圧力逃がし装置スクラビ<br>フィルタ装置水位 (広帯域)<br>( $0 \sim 3, 650 \text{mm}$ )   | 差圧式水位検出器<br>(※ <sup>142</sup> ) | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル   | 重大事故等時のフィルタ装置機能維持のための水位を監視可能   |

(※<sup>140</sup>) 原子炉起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能

(※<sup>141</sup>) 起動領域モニタが測定できる領域を超えた場合には平均出力領域モニタによって監視可能

(※<sup>142</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置内の圧力（気相部）とフィルタ装置下部の差圧を計測

|                       |                                |   |                                |  |   |
|-----------------------|--------------------------------|---|--------------------------------|--|---|
| (原子炉格納容器フィルタベント系)     | ング水の水位                         |   |                                |  |   |
|                       | 格納容器圧力逃がし装置の圧力                 | フィルタ装置入口圧力(広帯域)<br>(-0.1~1MPa)                | 弾性圧力検出器<br>(※ <sup>143</sup> ) | ・ドライウェル圧力(0~1MPa[abs])又は圧力抑制室圧力(0~1MPa[abs])(※ <sup>144</sup> )          | 重大事故等時の原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の最高使用圧力(0.854MPa)を監視可能                                 |
|                       | フィルタ装置出口圧力(広帯域)<br>(-0.1~1MPa) | 弾性圧力検出器<br>(※ <sup>143</sup> )                |                                |  |   |
|                       | フィルタ装置スクラビング水温度                | フィルタ装置水温度<br>(0~200℃)                         | 熱電対                            | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル  | 重大事故等時の原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能                                      |
|                       | 格納容器圧力逃がし装置出口の放射線量率            | フィルタ装置出口放射線モニタ<br>( $10^{-2}$ ~ $10^5$ mSv/h) | 電離箱                            | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル  | 重大事故等時のフィルタ装置出口の最大線量当量率(約 $1.9 \times 10^3$ mSv/h(※ <sup>145</sup> ))を監視可能          |
|                       | 格納容器圧力逃がし装置出口の水素濃度             | フィルタ装置出口水素濃度<br>(0~30vol%/0~100vol%)          | 熱伝導式水素検出器                      | ・格納容器内水素濃度(D/W)(0~100vol%)又は格納容器内水素濃度(S/C)(0~100vol%)(※ <sup>146</sup> ) | 原子炉格納容器ベント後の原子炉格納容器フィルタベント系の配管内の水素燃焼の可燃限界(水素濃度:4vol%)を監視可能                          |
| 最終ヒートシンクの確保(耐圧強化ベント系) | 耐圧強化ベント系の放射線量率                 | 耐圧強化ベント系放射線モニタ<br>( $10^{-2}$ ~ $10^5$ mSv/h) | 電離箱                            | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル  | 重大事故等時の耐圧強化ベント系の排気ラインの最大線量当量率(約 $2.0 \times 10^{-2}$ mSv/h(※ <sup>147</sup> ))を監視可能 |
| 最終ヒートシンクの             | 残留熱除去系                         | 残留熱除去系熱交換器入口温度<br>(0~300℃)                    | 熱電対                            | ・原子炉圧力容器温度(0~500℃)(※ <sup>148</sup> )                                    | 重大事故等時の残留熱除去系系統水の最高使用温度(186℃)を監視可能  |

(※<sup>143</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力を計測

(※<sup>144</sup>) 傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。

(※<sup>145</sup>) 原子炉停止後に炉心損傷し、原子炉格納容器ベント開始を原子炉停止後1時間と想定した線量率

(※<sup>146</sup>) フィルタ装置出口水素濃度は、原子炉格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とほぼ同じ濃度となる。

(※<sup>147</sup>) 炉心損傷前にベントすることを想定した保守的な線量率(炉心損傷の判断値(停止直後で約10Sv/h)を包絡)

(※<sup>148</sup>) 原子炉圧力容器温度と残留熱除去系熱交換器入口温度の関係(実績値)を基に推定

|                               |                                   |   |  |   |  |
|-------------------------------|-----------------------------------|---|--|---|--|
| 確保<br>(残留<br>熱除去<br>系)        | 系統水<br>の温度                        | 残留熱除去系熱交換器出口<br>温度<br>(0~300℃)                    | 熱電対  | ・残留熱除去系熱交換器入<br>口温度(0~300℃)(※ <sup>149</sup> )  | 重大事故等時の残留熱除去<br>系系統水の最高使用温度<br>(186℃)を監視可能                                   |
|                               | 残留熱<br>除去系<br>系統水<br>の流量          | 残留熱除去系ポンプ出口流<br>量<br>(0~1,500m <sup>3</sup> /h)   | 差圧式<br>流量検<br>出器<br>(※ <sup>128</sup> )  | ・残留熱除去系ポンプ出口<br>圧力(0~4MPa)  | 重大事故等時の残留熱除去<br>系ポンプの最大注水量<br>(1,136m <sup>3</sup> /h)を監視可能                  |
| 格納容<br>器バイ<br>パスの<br>監視       | 原子炉<br>圧力容<br>器内の<br>水位及<br>び圧力   | 原子炉水位(広帯域)<br>(-3,800~1,500mm)(※ <sup>122</sup> ) | 差圧式<br>水位検<br>出器<br>(※ <sup>123</sup> )  | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・原子炉水位(SA広帯域)<br>(-3,800~1,500mm(※ <sup>122</sup> ))<br>(※ <sup>124</sup> )、原子炉水位<br>(SA燃料域)(-3,800~<br>1,300mm(※ <sup>127</sup> ))(※ <sup>124</sup> ) | 重大事故等時において、原<br>子炉水位(広帯域)及び原<br>子炉水位(燃料域)にて、原<br>子炉水位制御範囲から燃料<br>有効長底部まで監視可能 |
|                               |                                   | 原子炉水位(燃料域)<br>(-3,800~1,300mm)(※ <sup>127</sup> ) |  |   |  |
|                               | 原子炉圧力(SA)<br>(0~11MPa)            | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>121</sup> )            | ・多重性を有する重要計器<br>の他チャンネル<br>・原子炉圧力(0~10MPa)<br>・原子炉圧力容器温度(0~<br>500℃)(※ <sup>120</sup> )  | 重大事故等時において、原<br>子炉圧力容器最高使用圧力<br>(8.62MPa)の1.2倍<br>(10.34MPa)を監視可能   |  |
| ドライ<br>ウエルの<br>温度<br>及び圧<br>力 | ドライウエル温度<br>(0~300℃)              | 熱電対   | ・多重性を有する重要計器<br>の他の検出器<br>・ドライウエル圧力(0~<br>1MPa[abs])(※ <sup>132</sup> )                  | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器の限界温度<br>(200℃)を監視可能。さら<br>に可搬型計測器にて350℃<br>まで計測可能  |  |
|                               | ドライウエル圧力<br>(0~1MPa[abs])         | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>134</sup> )            | ・圧力抑制室圧力(0~<br>1MPa[abs])(※ <sup>135</sup> )<br>・ドライウエル温度(0~<br>300℃)(※ <sup>132</sup> ) | 重大事故等時において、原<br>子炉格納容器限界圧力<br>(0.854MPa)をドライウエル<br>圧力又は圧力抑制室圧力<br>にて監視可能  |  |
| 原子炉<br>格納容<br>器外の<br>系統圧<br>力 | 高圧炉心スプレー系ポンプ<br>出口圧力<br>(0~12MPa) | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>150</sup> )            | ・原子炉圧力(SA)(0~<br>11MPa)(※ <sup>151</sup> )   | 重大事故等時の高圧炉心ス<br>プレー系ポンプの最高使用<br>圧力(10.8MPa)を監視可能  |  |
|                               | 低圧炉心スプレー系ポンプ<br>出口圧力<br>(0~5MPa)  | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>150</sup> )            | ・原子炉圧力(SA)(0~<br>11MPa)(※ <sup>151</sup> )   | 重大事故等時の低圧炉心ス<br>プレー系ポンプの最高使用<br>圧力(4.41MPa)を監視可能  |  |
|                               | 残留熱除去系ポンプ出口圧<br>力<br>(0~4MPa)     | 弾性圧<br>力検出<br>器<br>(※ <sup>150</sup> )            | ・原子炉圧力(SA)(0~<br>11MPa)(※ <sup>151</sup> )   | 重大事故等時の残留熱除去<br>系ポンプの最高使用圧力<br>(3.73MPa)を監視可能   |  |

(※<sup>149</sup>) 熱交換器ユニットの熱交換量(設計値)を用いて水温を推定

(※<sup>150</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる出口圧力を計測

(※<sup>151</sup>) 定期試験時に漏えいがあった場合に推定

|             |                 |   |                                     |  |  |
|-------------|-----------------|---|-------------------------------------|--|--|
| 水源の確保       | 水源の水位           | 復水貯蔵タンク水位<br>(0~3, 200m <sup>3</sup> )  | 差圧式水位検出器<br>(※ <sup>152</sup> )     | ・残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )<br>・原子炉格納容器下部注水流量 (0~110m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> ) | 復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル (0~3, 173m <sup>3</sup> ) を監視可能                                   |
|             |                 | 圧力抑制室水位<br>(0~5m) (※ <sup>136</sup> )   | 差圧式水位検出器<br>(※ <sup>137</sup> )     | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル<br>・代替循環冷却ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) 又は残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1, 500m <sup>3</sup> /h) (※ <sup>138</sup> )   | 圧力抑制室水位の変動範囲 (0.05~2.27m) を監視可能  |
| 原子炉建屋内の水素濃度 |                 | 原子炉建屋内水素濃度<br>(0~10vol%)  | 触媒式水素検出器                            | ・多重性を有する重要計器の他チャンネル<br>・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 (0~500°C) (※ <sup>153</sup> )   | 重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可燃限界 (水素濃度: 4vol%) を監視可能  |
|             |                 |   | 気体熱伝導式水素検出器                         |  |  |
| 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プールの水位及び温度 | 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) (-4, 300~7, 300mm、0~120°C)  | ガイドパルス式水位検出器<br>(※ <sup>154</sup> ) | ・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) (0~7, 010mm、0~150°C)<br>・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (高線量 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h、低線量 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h) (※ <sup>155</sup> )                      | 重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。<br>重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能 |
|             |                 |   | 測温抵抗体                               |  |  |
|             | 使用済燃料プールの放射線量率  | 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (高線量 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h、低線量 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h) | 電離箱                                 | ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) (-4, 300 ~ 7, 300mm、0~120°C) (※ <sup>155</sup> )  | 重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲 (5.4×10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>7</sup> mSv/h) にわたり監視可能        |

(※<sup>152</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるタンクの水頭圧と大気圧の差を計測

(※<sup>153</sup>) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定

(※<sup>154</sup>) パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測

(※<sup>155</sup>) 遮蔽計算により算出した水位と線量率の関係により推定



|             |               |        |  |   |
|-------------|---------------|--------|--|---|
| 使用済燃料プールの状態 | 使用済燃料プール監視カメラ | 可視光カメラ | ・使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)(-4,300～7,300mm、0～120℃)<br>・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)(高線量 $10^1 \sim 10^3$ mSv/h、低線量 $10^{-2} \sim 10^0$ mSv/h) | — |
|-------------|---------------|--------|--|---|

・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。

・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を明確にする。
- b. 設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等△の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等)を明確にしていること、b)重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、重要代替計器又は可搬型計測器により発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していること、c)安全パラメータ表示システム(SPDS)等により重大事故等への対応に必要なパラメータが一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第58条等要求事項二)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する。
- b. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。
- c. 重大事故等時に、監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計2名により、55分以内に実施する。
- d. 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるパラメータの記録の手順に着手する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)推定する手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)パラメータの推定に当たり、複数の代替パラメータの中から計測される値の確からしさを考慮し、使用する代替パラメータの優先順位を定めて有効な情報を把握するとしていること、c)可搬型計測器によるパラメータの監視手順については、計測範囲、測定場所を明確にするとともに換算表等を定め必要な教育を行うこととしていること、d)安全パラメータ表示システム（SPDS）等により重大事故等への対応に必要となるパラメータが記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存すること、e)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、f)必要な通信連絡設備を確保していること、g)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上により、規制委員会は、①a.の対策が第58条等要求事項イ)及び同ロ)に、①b.の対策が同ハ)に、①c.の対策が同ロ)に対応するものであること、①d.の対策が第58条等要求事項のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が同ニ)に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備する方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、重要計器(他チャンネル)、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備(表IV-4. 15-2参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネルの常用計器(以下「常用計器(他チャンネル)」という。)、重要代替監視パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器(以下「常用代替計器」という。)によるパラメータの推定に着手する。

#### (2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．１５－２参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 直流電源喪失により、温度、圧力、水位及び注水量等のパラメータが監視できない場合には、125V 代替充電器用電源車接続設備による電源機能回復に着手する。この手順では、125V 代替充電器用電源車接続設備による125V 代替充電器への給電操作を計6名により、140分以内に実施する。
- ② 非常用所内電気設備の非常用高圧母線2C系及び2D系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた3号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線2G系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計32名により、35分以内に実施する。
- ③ 非常用所内電気設備の非常用高圧母線2C系及び2D系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた3号炉の非常用ディーゼル発電機による緊急用低圧母線2G系への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計87名により、225分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１５－２ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名                          | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|------------------------------|---|
| 主要パラメータの常用計器（他チャンネル）及び常用代替計器 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がない計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。例) ドライウェル圧力 (0~600kPa[abs]) は、主要パラメータのドライウェル圧力の常用代替計器であり、原子炉格納容器内の圧力を計測可能である。 |
| 125V 代替充電器用電源車接続設備           | 給電開始までに時間を要するものの、給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。  |
| 号炉間電力融通設備                    | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。   |

#### **IV-4.16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16関係）**

本節では、原子炉制御室について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第26条第1項第2号に基づき追加要求となった、原子炉制御室に発電用原子炉施設外の状況を把握できる設備を有するか。

重大事故等対処施設としては、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるための申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

- ・第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

##### **1. 審査の概要**

- (1) 第26条第1項第2号は、発電用原子炉施設の外の状態を把握する設備を有することを要求している。また、第26条の設置許可基準規則解釈第2項は、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第59条等は、発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備及び手順等を要求している。第59条等における「運転員がとどまるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性については次の要件を満たすものであること。

イ) - 1 第37条において想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に

成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。

- イ) - 2 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- イ) - 3 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- イ) - 4 判断基準は、運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
- イ) - 5 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置すること。
- イ) - 6 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。
- ロ) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。
- ハ) 原子炉制御室用の空調、照明等に用いる電源として、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等

申請者は、第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 中央制御室及び中央制御室待避所の遮蔽、中央制御室送風機等による室内の適切な空調のための設備及び手順等
- ② 非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等
- ③ 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部を閉止するための設備及び手順等
- ④ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確認するための設備及び手順等
- ⑤ 運転員等の全面マスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないための体制の整備
- ⑥ チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するための設備及び手順等

- ⑦ ガスタービン発電機からの給電により、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、非常用ガス処理系排風機及び可搬型照明（SA）を維持するための設備及び手順等（※<sup>156</sup>）

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、運転員等が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第26条としての要求

申請者は、第26条の規定に適合するため、同条第1項第2号の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とする。
- ② 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、監視カメラ、気象観測設備等を設置することにより、原子炉制御室から原子炉施設外の状況を昼夜にわたり把握すること及び電話、FAX等を設置することにより、地震、津波、竜巻情報等を把握することができる方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### (2) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

---

(※<sup>156</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

申請者は、第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）等により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、中央制御室遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室排風機等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等の全面マスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないようにする。
- b. 非常用ガス処理系により、重大事故時に二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減。そのために、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部を担う原子炉建屋ブローアウトパネル開放時の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止。そのために、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確認。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 可搬型照明（SA）により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型照明（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持込みを防止する。

規制委員会は、上記 a.、b. 及び c. の対策が第59条等要求事項イ) に、上記 f. の対応が同ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は2系統を有する。また、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）



は中央制御室待避所内に運転員がとどまることができるよう十分な供給量を確保する。

- b. 非常用ガス処理系は、原子炉格納容器から二次格納施設内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減できる換気率を確保できる設計とする。
- c. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、現場において人力により操作できる設計とする。
- d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、必要な数（バックアップを含む。）を確保するとともに、それらの保管場所を分散する。
- e. 可搬型照明（SA）は、非常用照明に対して電源の多様性を備え、必要な数（バックアップを含む。）を確保するとともに、それらの保管場所を分散する。
- f. 中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、非常用ガス処理系排風機及び可搬型照明（SA）は、ガスタービン発電機から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽による遮蔽、外気を遮断し中央制御室送風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）による適切な空調により居住性を確保できること、また、運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないように、全面マスク等の着用、運転員等の交代を考慮、非常用ガス処理系の運転、原子炉建屋ブローアウトパネル開放時の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止により運転員の被ばく低減を図るとともに、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は人力操作が可能な設計とすること、b)酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、外気の遮断以降、室内の濃度の確認ができること、c)可搬型照明（SA）は、非常用照明に対して電源の多様性を有していること、d)中央制御室の代替電源設備は、ガスタービン発電機とし、外部電源及び非常用ディーゼル発電機に対して多様性、独立性を有していること及び異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認した。

なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動

力電源喪失」を想定し、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で約51mSvと評価されていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。また、規制委員会は、申請者が①a.に掲げる対策が第59条等要求事項イ）－4に、①b.の対策が同イ）－5に、①c.の対策が同イ）－6に適合する設計方針であることを確認した。

なお、申請者は、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量の評価に当たって、原子炉施設の安全解析に用いる気象条件として、これまでの1991年11月から1992年10月までの気象資料に代えて、2012年1月から2012年12月までの1年間にわたり敷地において観測された気象資料を使用するとしている。このため、規制委員会は、気象資料の代表性について審査を行った。

規制委員会は、気象資料の代表性について、申請者が被ばく評価ガイドを踏まえ、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）に基づいて検討を行っており、本申請による気象資料（2012年1月から2012年12月までの気象資料）が長期間の気象状態を適切に代表していることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。

- a. 中央制御室換気空調系は、原子炉建屋原子炉棟排気放射能高、燃料取替エリア放射能高のいずれかによる隔離信号により、自動的に事故時運転モードとなるため、事故時運転モード状態を確認するための手順に着手する。この手順では、事故時運転モードの状態確認を1名により、5分以内に実施する。
- b. 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調系の事故時運転モードが停止した場合には、常設代替交流電源設備による中央制御室換気空調系の起動手順に着手する。この手順では、ガスタービン発電機からの受電後、中央制御室換気空調系の再起動操作等を1名により、15分以内に実施する。
- c. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる必要がある場合には、中央制御室待避所を加圧する手順に着手する。この手順では、中央制御室待避所加圧設備の高圧空気を

ボンベユニット接続端止め弁の開操作等を計2名により、15分以内に実施する。また、原子炉格納容器フィルタベント系を中央制御室で操作する約20分前には、中央制御室待避所の加圧のため、加圧空気供給ライン流量調整弁前弁、後弁の開操作等を1名により、10分以内に実施する。

- d. 原子炉水位低（L-3）、ドライウェル圧力高、原子炉建屋原子炉棟排气放射能高、燃料取替エリア放射能高及び原子炉建屋原子炉棟換気空調系全停のいずれかの信号が発生した場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の起動等を1名により、5分以内に実施する。また、非常用ガス処理系の起動時に原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態を確認し、開放状態になっている場合には、中央制御室からの操作により閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を1名により、5分以内に実施する。
- e. 全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備からの受電により非常用ガス処理系が自動起動しない場合には、非常用ガス処理系を手動により起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の手動による起動等を1名により、5分以内に実施する。
- f. 交流動力電源が確保されている場合であって、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合には、中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を1名により、5分以内に実施する。
- g. 全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合であって、炉心が健全であることを確認した場合には、人力による原子炉建屋ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する。この手順では、人力による原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を使用した開口部の閉止操作を計2名により、200分以内に実施する。
- h. 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する手順に着手する。この手順では、現場作業を行う運転員が全面マスクを着用する。なお、重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。

- i. 中央制御室換気空調系設備が事故時運転モードとなった場合には、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により、実施する。運転員が中央制御室待避所へ待避した場合には、中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により、実施する。
- j. 中央制御室の照明が使用できない場合には、可搬型照明（SA）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型照明（SA）等の設置・点灯操作を1名により、10分以内に実施する。
- k. 炉心損傷を判断し、原子炉格納容器第二隔離弁（FCVS ベントライン隔離弁）の開操作が完了した場合には、中央制御室待避所に可搬型照明（SA）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型照明（SA）の設置を1名により、5分以内に実施する。
- 1. 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアの設置を計2名により、90分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室及び中央制御室待避所の適切な空調を行うための手順等を整備し、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を実施するとしていること、c) 運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないための手順等を整備するとしていること、d) 可搬型照明（SA）の確保のための手順等を整備するとしていること、e) 中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備していることを確認した。

以上の確認などから、申請者が、①a.、b.、c.、d.、e.及びf.に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.及びc.の対策が第59条等要求事項イ)に、①f.の対策が同ロ)に対応するものであること、①a.の対策が同イ)－4に、①b.の対策が同イ)－5に、①c.の対策が同イ)－6に適合する設計方針である

こと、①a.、b.、c.、d.、e.及びf.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 原子炉制御室の居住性を確保するための設備及び手順等

申請者は、中央制御室内の照明確保のための設備(表IV—4.16—1参照)を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、非常用照明を使用するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV—4.16—1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名   | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|-------|--|
| 非常用照明 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、中央制御室の照明の代替設備となり得る。 |

#### IV—4.17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等(第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係)

本節では、監視測定設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった事項として、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、ま

た、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

- (1) 第31条の設置許可基準規則解釈第5項は、モニタリングポストについて、非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第60条等は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備及び手順等の整備を要求している。第60条等における「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設備及び手順等

ロ) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備の配備

ハ) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設備及び手順等

ニ) 代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備及び手順等

ホ) 敷地外でのモニタリングについて、他の機関との適切な連携体制を構築する手順等

へ) 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段の検討

申請者は、第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① モニタリングポストが機能喪失した場合に、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ② 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータをいう。）による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ③ 発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型放射線計測装置等により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ④ 気象観測設備が機能喪失した場合に、代替気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ⑤ 代替交流電源設備である常設代替交流電源設備からの給電により、モニタリングポストでの放射線量の監視及び測定を継続するための設備及び手順等（※<sup>157</sup>）
- ⑥ 敷地外でのモニタリングについて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制の構築のための手順等
- ⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、第60条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第60条等に適合するものと判断した。

---

(※<sup>157</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第31条としての要求

申請者は、第31条の規定に適合するため、第31条の設置許可基準規則解釈第5項の追加要求規定について、以下の設備を整備している。

- ① モニタリングポストは、非常用交流電源設備に接続するとともに、モニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電力の供給を可能とする設計とする。
- ② 中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者による監視測定設備の設計において、モニタリングポストは、非常用交流電源設備に接続するとともに、電源切替時の停電時に専用の無停電電源装置からの電力の供給により、電源復旧までの期間を担保することができる方針としていること、また、これらの伝送系は有線及び無線によって多様性を有するものとする方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

### (2) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. モニタリングポストが機能喪失した場合には、可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、放射性よう素測定装置の代替としてγ線サーベイメータ、放



放射性ダスト測定装置の代替として $\beta$ 線サーベイメータ)により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- c. 重大事故等が発生した場合、可搬型放射線計測装置(可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ、 $\beta$ 線サーベイメータ、 $\alpha$ 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ)により、発電所及びその周辺(周辺海域測定時は小型船舶に積載)において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測装置及び小型船舶を重大事故対処設備として新たに整備する。
- d. 気象観測設備が機能喪失した場合、代替気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、代替気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。
- f. 重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壤の撤去等により、モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。

規制委員会は、a.、b.及びc.の対策が第60条等要求事項イ)及び同ロ)に、d.の対策が同ハ)に、e.の対策が同ホ)に、f.の対応が同ヘ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬型モニタリングポストは、モニタリングポストに対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- b. 可搬型放射線計測装置(可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータ)は、放射能観測車搭載機器に対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- c. 可搬型放射線計測装置( $\alpha$ 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ)は、必要な台数を確保する。
- d. 代替気象観測設備については、気象観測設備に対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、代替測定に必要な台数を確保する。

- e. 小型船舶は、周辺海域での放射線量等の測定に必要な台数を確保する。
- f. モニタリングポストは、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測装置は、モニタリングポスト及び放射能観測車搭載機器の機能喪失に対して、放射性物質の濃度及び放射線量の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、モニタリングポスト及び放射能観測車搭載機器に対して、異なる場所であつ耐震性を有する建屋内に保管することで位置的分散を図ること、b)可搬型放射線計測装置（電離箱サーベイメータ及び $\alpha$ 線サーベイメータ）は、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、c)代替気象観測設備は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、気象観測設備に対して、屋外の異なる場所に保管することで位置的分散を図ること、d)小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できるとともに、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、e)モニタリングポストは、代替電源設備である常設代替交流電源設備からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から d. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリングポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリングポストを6台配置する場合には、運搬・設置等を計4名により、270分以内を実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

- b. 重大事故等が発生した後、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラ等が測定機能を喪失したと判断した場合には、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順に着手する。この手順では、車両等による移動、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり100分以内に実施する。
- c. 重大事故等が発生した後、スタック放射線モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり100分以内に実施する。
- d. 重大事故等が発生した後、放射性廃棄物放出水モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり70分以内に実施する。
- e. 重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又はスタック放射線モニタの指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり70分以内に実施する。
- f. 重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又はスタック放射線モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計3名により、90分以内に実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計3名により、1箇所当たり110分以内に実施する。
- g. 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリングポストを2台配置する場合には、運搬、設置等を計2名により、90分以内に実施する。また、測定データは、緊急時対策所

に自動伝送され、記録される。また、緊急時対策所の加圧判断のために可搬型モニタリングポスト1台の設置を計2名により、40分以内に実施する。

- h. 緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び降水量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、代替気象観測設備による風向、風速その他の気象観測条件の代替測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置等を計2名により、210分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- i. 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。
- j. 事故後の周辺汚染により測定ができなくなるおそれがあると判断した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手する。なお、モニタリングポストについては、検出器保護カバーの交換、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等、可搬型モニタリングポストについては、養生シートの交換、除草、周辺の土壌撤去等及び可搬型放射線計測装置については、遮蔽材による包囲、バックグラウンドレベルの低い場所への移動等により、バックグラウンド低減対策を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 発電用原子炉施設から放出される放射線量の測定について、可搬型モニタリングポストの運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、c) 空気中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定について、可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、d) 海上での放射性物質の濃度及び放射線量の測定について、小型船舶の準備、可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、e) 風向、風速その他の気象条件の測定について、代替気象観測設備の運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、f) 敷地外でのモニタリングについて国及び地方公共団体との連携体制を構築する手順等を整備していること、g) 周辺汚染により測定ができなくなることを避けるためのバックグラウンド低減対策の手順等を整備していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する

る共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.、c.の対策が第60条等要求事項イ)及びロ)に、①d.の対策が同ハ)に、①e.の対策が同ホ)に、①f.の対策が同ヘ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第60条等に基づく要求事項に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対応における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、放射線量等を監視測定するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 放射線量等の測定のための自主的な対策としての設備及び手順等

申請者は、放射線量等の測定を行うための設備(表IV-4.17-1参照)を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングポストは、その機能が健全であれば継続して使用する。
- ② 放射能観測車搭載機器は、それらの機能が健全であれば継続して使用する。
- ③ Ge半導体式試料放射能測定装置、可搬型Ge半導体式放射能測定装置及びガスフロー測定装置は、その機能が健全であれば継続して使用する。
- ④ 気象観測設備は、その機能が健全であれば継続して使用する。

#### (2) 放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、モニタリングポストへの常用電源の供給が途絶えた場合の給電のための設備(表IV-4.17-1参照)を用いた主な設備及び手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認する。
- ② 常設代替交流電源設備からモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から常設代替交流電源設備に切り替える。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 17-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名  | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|--|--|
| モニタリングポスト  | 通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではな <del>く</del> <u>いものの</u> 、 <del>機能喪失の可能性のあるものの</del> 、事故対応に対して有効な手段となり得る。 |
| 放射能観測車搭載機器                                       | 通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではな <del>く</del> <u>いものの</u> 、事故対応に対して有効な手段となり得る。                             |
| Ge 半導体式試料放射能測定装置、可搬型 Ge 半導体式試料放射能測定装置及びガスフロー測定装置 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。  |
| 気象観測設備   | 通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。   |
| モニタリングポスト専用の無停電電源装置                              | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。  |

**IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18関係）**

本節では、緊急時対策所について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

- ・設計基準対象施設としては、第34条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計であるか。
- ・重大事故等対処施設としては、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18項（以下「第61条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

- (1) 第34条は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設置することを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に緊急時対策所を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第61条等は、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、①必要な指示を行う対策要員がとどまることができる適切な措置を講じること、②必要な指示ができるよう、必要な情報を把握できる設備を設けること、③内外の必要のある場所と発電所との通信連絡を行うために必要な設備を設けること、④必要な数の対策要員を収容できること及びこれらの手順等を整備することを要求している。第61条等における緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。

ロ) 緊急時対策所と原子炉制御室は想定される事象に対して共通要因により同時に機能喪失しないこと。

ハ) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。

ニ) 緊急時対策所の居住性が確保され、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。

ホ) 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件（※<sup>158</sup>）に適合するものとする。

ヘ) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分

（※<sup>158</sup>）

- ・ 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ・ プールーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
- ・ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- ・ 判断基準は、対策要員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

できること。

- ト) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
- チ) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。
- リ) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

また、「重大事故等に対処するために必要な数の対策要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の対策要員を含むものとする。

申請者は、第61条等の要求事項に対応するため、以下の措置を行うための設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。
- ② 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。
- ③ 代替電源設備（ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用））からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多様性を確保する（※<sup>159</sup>）。
- ④ 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置）、緊急時対策所加圧設備（緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）及び差圧計）等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等
- ⑤ 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件に適合するものとする。
- ⑥ 重大事故等対策要員等の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等
- ⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等
- ⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等
- ⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリア

---

(※<sup>159</sup>) 代替電源（電源車（緊急時対策所用）を除く。）に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理



を設置するための資機材及び手順等

- ⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等
- ⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の重大事故等対策要員等を収容するための設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第34条としての要求

申請者は、第34条の追加要求規定に適合するため、以下の設備を整備する方針としている。

原子炉施設に異常が発生した場合に、本発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。

規制委員会は、申請者による緊急時対策所の設計において、原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、原子炉制御室以外の場所に設置する方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### (2) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 代替電源からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスター

ビン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機接続盤、軽油タンク、タンクローリ、緊急用高圧母線 2F 系、電源車（緊急時対策所用）、緊急時対策所軽油タンク及び緊急時対策所用高圧母線 J 系を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- b. 緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置）、緊急時対策所加圧設備（緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）及び差圧計）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等に対処するために必要な数の重大事故等対策要員等の収容。そのために、緊急時対策所に重大事故等対策要員等の装備（線量計、マスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに 1 週間活動するための飲料水、食料等及びチェンジングエリア用資機材等を新たに整備する。
- d. 緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を構成する SPDS 表示装置、データ収集装置及び SPDS 伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 緊急時対策所と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、緊急時対策所に衛星電話設備、無線連絡設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第 6 1 条等要求事項ハ) に、b. の対策が同ニ) に、上記 c. の対策が同ヘ)、同ト)、同チ) 及び同リ) に対応するものであることを確認した。

また、a. 及び b. の対策が第 6 1 条等のうち①重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策要員等がとどまるための対策、c. の対策が第 6 1 条等のうち④重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策要員等を収容するための対策、d. の対策が第 6 1 条等のうち②重大事故等に対処するために必要な情報を把握するための対策、e. の対策が第 6 1 条等のうち③発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けることに対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し機能を喪失しない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。
- b. 緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。
- c. 緊急時対策所の電源設備は、ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用）により多様性を確保する。
- d. 緊急時対策所は、居住性を確保し、重大事故等対策要員等がとどまることができるように、適切な遮蔽及び換気ができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、b) 緊急時対策所は、制御建屋にある中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで位置的分散を図ること、c) 緊急時対策所の電源設備は、緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものとして、ガスタービン発電機を2台設置すること及び電源車（緊急時対策所用）については、1台保管することにより多様性を確保すること、d) 緊急時対策所は、緊急時対策所にとどまる重大事故等対策要員の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、建屋と一体となった緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備の設置及び気密性を確保する設計とすることを確認した。

なお、重大事故等対策要員等の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件として考慮しない評価を行い、7日間で約0.7mSvであることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備について、第61条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及

び同ホ) に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。緊急時対策所は、重大事故が発生するおそれがある場合等、発電所対策本部を設置する準備として、立ち上げる。

#### ③-1 代替電源設備からの給電の手順

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合であって、外部電源及び非常用電源設備による給電ができない場合には、電源車（緊急時対策所用）からの給電の手順に着手する。この手順では、電源車の準備及び起動操作を重大事故等対応要員 3 名により、30 分以内に実施する。

#### ③-2 居住性を確保するための手順等

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所換気空調系を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所換気空調系の起動操作等を重大事故等対策要員 1 名により、5 分以内に実施する。
- b. 炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）による緊急時対策所等内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、起動操作等を重大事故等対策要員 1 名により、3 分以内に実施する。
- c. 周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリングポスト等により確認された場合には、緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）を停止する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所換気空調系の操作等を重大事故等対策要員 1 名により、5 分以内に実施する。
- d. プルーフ通過中に緊急時対策所にとどまる重大事故等対策要員等は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等 54 名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために要員 36 名のうち 2 号炉運転員 7 名を除いた 29 名の合計 83 名と想定している。

#### ③-3 必要な数の要員の収容に係る手順等

- a. 原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 10 条特定事象が発生し、格納容器内雰囲気放射線モニタ等により炉心損傷を判断した場合には、チェンジングエリアの運用を開始する手順に着手する。この手順は、床、壁等の養生、各資機材の設置等を重大事故等対策要員 2 名により、緊急時対策所では 20 分以内に実施する。
- b. 緊急時対策所には、重大事故等に対処する重大事故等対策要員等を最大 200 名収容する。このため、重大事故等対策要員等の装備（線量

計、マスク等)を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持及び管理する。

③-4 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関わる手順等

- a. 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、緊急時対策所立ち上げ時に重大事故等対策要員1名により操作する。
- b. 重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、常に最新となるよう維持及び管理する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順等を明確化していること、b)緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備等の操作手順等を整備するとしていること、c)電源車(緊急時対策所用)から、緊急時対策所への給電についての操作手順等を整備するとしていること、d)緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設置等の手順等を定めるとしていること、e)重大事故等対策要員等が7日間外部からの支援がなくても緊急時対策所の機能を維持できる資機材を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(手順等に関する共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.、b.、c.、d.及びe.の対策が第61条等要求事項ハ)、同ニ)、同ヘ)から同リ)及び情報把握、通信連絡、収容数に関する要求に対応するものであること、①a.、b.、c.、d.及びe.に従って整備する重大事故等対処設備が同イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に適合する設計方針であること、①a.、b.、c.、d.及びe.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所内外との通信連絡を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表IV-4. 1 8-9-1 参照）を用いた主な手順等として、以下のとおりとしている。

- ① 設備が健全である場合、移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）を使用するとしており、その手順は、「IV-4. 1 9 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等」において記載のとおりとしている。

### (2) 予備電源車（自主対策設備）から給電するための設備及び手順等

申請者は、緊急時対策所へ給電するための予備電源車（自主対策設備）（表IV-4. 1 8-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

緊急時対策所を立ち上げる場合であって、外部電源、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び電源車（緊急時対策所用）による給電ができない場合には、予備電源車（自主対策設備）からの給電の手順に着手する。この手順では、電源車の準備及び起動操作を重大事故等対応要員3名により、1205分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 1 8-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名  | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由  |
|--|---|
| 移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。 |
| 予備電源車（自主対策設備）  | 給電開始までに時間を要するものの、電源を確保する手段となり得る。                              |

#### 4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

##### (1) 緊急時対策所の構造

申請者は、当初、3号炉原子炉建屋内に緊急時対策所を設置し、将来は、設置予定の免震重要棟内に移設する計画としていた。

その後、申請者からは、当初申請の後、「震源を特定せず策定する地震動」(Ss-N1)、プレート間地震 (Ss-F1、F2)、海洋プレート内地震 (Ss-D3、Ss-F3) の追加及びプレート地震 (Ss-D1)、海洋プレート地震 (Ss-D2) の見直しを踏まえ検討を重ねたところ、免震重要棟で計画していた一般の免震装置をそのまま採用することは困難であり、免震重要棟を設置するためには、新たな仕様の免震装置の設計や性能の実証が必要であり、現段階では免震装置の設計の成立の見通しを得ることができなくなったとして、免震重要棟の設置に替えて実績のある耐震構造の緊急時対策建屋を建設し、同棟内に緊急時対策所を設置する計画に変更したいとの説明があった。

規制委員会は、耐震構造の建物に設置する緊急時対策所が、免震重要棟に設置するものと同様以上の性能を有することを示すことを求めた。

これに対し申請者は、耐震構造であっても、免震構造と同様に基準地震動による地震力に対して建屋を弾性範囲内に収めることにより、建屋の構造体全体の信頼性を確保すること、地震時の居住性については、免震構造と耐震構造の事務建屋における2011年東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ、耐震構造を採用する場合の設計上の配慮を加えることにより改善を図るとの方針を示した。

以上により、規制委員会は、緊急時対策所を免震重要棟内ではなく耐震構造の緊急時対策建屋内に設置するとの申請者の方針が第61条等に適合する設計方針であることを確認した。

#### **IV-4. 19 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等(第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係)**

本節では、通信連絡設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第35条第1項及び同条第2項に基づき追加要求となった事項として、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指

示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設けること、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設けることを確認した。

重大事故等対処施設としては、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19項（以下「第62条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

## 1. 審査の概要

- (1) 第35条第1項は、設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすることを追加要求している。また、同条第2項は、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを追加要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第62条等は、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第62条等における「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの受電が可能な通信連絡設備及び手順等
- ロ) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等

申請者は、第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 発電用原子炉施設の内外の必要な場所と通信連絡を行うとともに、通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための衛星電話



設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備、緊急時対策所用代替交流電源設備等の設備及び手順等（※<sup>160</sup>）

- ② 計測等を行った特に重要なパラメータを本発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線連絡設備等の設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第62条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第35条としての要求

申請者は、第35条第1項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。
- ② 緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。
- ③ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

また、申請者は、第35条第2項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所外の本店（宮城）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信連絡設備を設置する設計とする。

---

(※<sup>160</sup>) 代替電源に関する設備（緊急時対策所用代替交流電源設備を除く。）及び手順等については、「IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。緊急時対策所用代替交流電源設備については、「IV-4.18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等」において整理。

- ② 緊急時対策支援システム (ERSS) へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備 (※<sup>161</sup>)、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (※<sup>162</sup>) を設置する設計とする。
- ③ 通信連絡設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。
- ④ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

規制委員会は、申請者による設計が、以下の方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

- ① 設計基準事故が発生した場合において、本発電所内の人に必要な指示ができるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設けること。
- ② 本発電所外の必要な場所と通信連絡するため、通信設備及びデータ伝送設備が常時使用できるよう、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性を有する専用通信回線を設けること。
- ③ これら通信連絡設備等は非常用所内電源又は無停電電源に接続すること。

## (2) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、第62条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡及び代替電源設備からの受電。そのため、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム (SPDS)、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用代替交流電源設備及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>161</sup>) データ伝送設備とは、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち、SPDS 伝送装置を示す。

(※<sup>162</sup>) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX から構成される。

規制委員会は、a. の対策が第6 2条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム (SPDS) は、代替電源設備から給電され、電源の多様性を有する設計とする。
- b. 衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム (SPDS) は、通信方式の多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム (SPDS) は、緊急時対策所代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備等から給電され、これらの電源は、水冷であるディーゼル発電機に対し空冷式であること等から、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していること、b) 通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム (SPDS) を設けることにより、有線系回線、無線系回線及び衛星系回線による通信方式の多様性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第4 3条 (重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項) に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

### ③-1 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有

#### a. 発電所内

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場 (屋内) と中央制御室との間の連絡には携行型通話装置を、現場 (屋外) と緊急時対策所との間の連絡には無線連絡設備を、

中央制御室と緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する。

これらのうち携行型通話装置に関する手順は、使用する端末の通話装置用ケーブルの接続、連絡等を実施する。

b. 発電所外

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により、緊急時対策所と本店（宮城）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等は、緊急時対策所用代替交流電源設備等に接続された所内の電源系統から給電できる手順等を整備していること、c) 炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等は、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等により発電所内外で共有される手順等を整備していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第 6 2 条等要求事項イ) に、①b. の対策が同ロ) に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 6 2 条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための自主対策設備、手順等を整備するとしている。

### (1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表IV-4. 19-1 参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 19-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

| 設備名  | 申請者が自主対策設備に位置付けた理由   |
|--|--|
| 移動無線設備、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、社内テレビ会議システム及び専用電話設備（地方公共団体向ホットライン） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、通信連絡設備の代替手段となり得る。 |

## V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 関係）

III章及びIV章において、設計基準対象施設に関して変更申請がなされた内容について審査し、結果を示した。また、IV章において、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等に関して適切に整備する方針であるか審査し、結果を示した。

加えて、重大事故等防止技術的能力基準は、大規模損壊に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるか審査した。

重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項は、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

- 一 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 炉心の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 三 原子炉格納容器の破損の影響を緩和するための対策に関すること。
- 四 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 五 放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 手順書の整備
2. 体制の整備
3. 設備及び資機材の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準2. 1項及び同項の解釈を踏まえて必要な検討を加えた上で策定されており、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関して必要な手順書、体制及び資機材等が適切に整備される方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準2. 1項に適合しているものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 手順書の整備

申請者は、大規模損壊が発生した場合の手順書の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電用原子炉施設の安全性に与える影響、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンス（IV-1. 1 事故の想定参照）などを考慮する。
- (2) 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確実性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備する。
  - ① 発電用原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順及び対応

操作の実行判断を行うための手順を整備する。

- ② 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。
- ③ 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合は、状況把握がある程度可能な場合を含め、以下の対応を考慮して手順を整備する。
  - a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失並びに緊急時対策所の監視機能喪失により、状況把握が困難な場合は、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。
  - b. 中央制御室又は緊急時対策所の監視機能の一部が健全である場合は、安全機能等の状況把握を行い、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。
- ④ 重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及びその影響の緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する。
- ⑤ 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における 1. 2 項から 1. 1 4 項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加して整備する。

規制委員会は、申請者の手順書の整備の計画が大規模損壊の発生により重大事故等発生時の手順がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた手順書を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

## 2. 体制の整備

申請者は、大規模損壊発生時の体制について、以下のとおりとしている。

## (1) 教育及び訓練

大規模損壊への対応のための重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する。また、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した原子力防災管理者及びその代行者への個別の教育及び訓練を実施する。

さらに、運転員及び重大事故等対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、期待する運転員及び重大事故等対策要員以外の運転員及び重大事故等対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

## (2) 体制の整備

- ① 大規模損壊時の体制については、通常原子力防災組織を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても柔軟に対応できるようにするとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提として、以下の基本的な考え方にに基づき整備する。
  - a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても本発電所構内に運転員 15 名、初期消火要員（消防車隊）6 名、その他の重大事故等対策要員 23 名計 44 名を常時確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても対応できる体制とする。
  - b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における重大事故等対策要員、1、3号炉運転員及び初期消火要員（消防車隊）は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合においても対応できるよう分散して待機する。
  - c. 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とする。
  - d. 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることができる体制とする。
  - e. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの参集に時間を要する場合も想定し、本発電所構内の運転員、重大事故等対策要員及び緊急時対策要員並びに初期消火要員（消防車隊）により当面の間は事故対応を行うことができる体制とする。



- f. プルーム放出時は、最低限必要な運転員、重大事故等対策要員、1、3号炉運転員、初期消火要員（消防車隊）はそれぞれ中央制御室待避所及び緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の重大事故等対策要員は、本発電所構外へ一時避難し、その後、本発電所へ再参集する。
- ② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び重大事故等対策要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外に代替可能なスペースも状況に応じて活用する。
- ③ 大規模損壊発生時における本発電所外部からの支援体制として、本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。また、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制を構築する。

規制委員会は、申請者の体制の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

### 3. 設備及び資機材の整備

申請者は、大規模損壊発生時に必要な設備及び資機材の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、以下の事項を考慮して整備する。
- ① 共通要因による同等の機能を有する設備の損傷の防止  
可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。
- ② 共通要因による複数の可搬型設備の損傷の防止  
同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、同一機能を有する複数の可搬型重大事故等対処設備の間で十分な離隔距離を確保し、複数箇所に分散して配置する。
- (2) 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、以下のとおり配備する。また、大規模損

壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及び制御建屋から 100m 以上離隔をとった場所に配備する。

- ① 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲等を配備する。
- ② 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。
- ③ 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な通信手段を配備する。

規制委員会は、申請者の設備及び資機材の整備の計画が、共通要因により同時に機能喪失しないよう十分な配慮を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた設備及び資機材の整備を行う方針としていることから、適切なものと判断した。

## VI 審査結果

東北電力株式会社が提出した「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）」（平成25年12月27日申請、令和元年9月19日、令和元年11月6日、及び令和元年11月19日 及び令和2年2月7日補正）を審査した結果、当該申請は、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係る部分に限る。）、第3号及び第4号に適合しているものと認められる。

## 略語等

本審査書で用いられる主な略語等は以下のとおり

| 略語等            | 名称又は説明  |
|----------------|---|
| 安全重要度分類        | 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めて分類すること |
| 安全評価指針         | 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針                                      |
| 溢水ガイド          | 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド  |
| 解釈別記 1         | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 1                    |
| 解釈別記 2         | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 2                    |
| 解釈別記 3         | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 3                    |
| 外部火災ガイド        | 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド  |
| 格納容器破損モード      | 格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの                              |
| 火災防護基準         | 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準                                  |
| 火山ガイド          | 原子力発電所の火山影響評価ガイド  |
| 機器条件           | 重大事故等対処設備の機器条件  |
| 技術的能力指針        | 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針  |
| 規制委員会          | 原子力規制委員会  |
| 原子炉水位高 (レベル 8) | これらの燃料有効長頂部からの高さは以下のとおり                                       |
| 原子炉水位低 (レベル 3) | 原子炉水位高 (レベル 8) : +560cm                                       |
| 原子炉水位低 (レベル 2) | 原子炉水位低 (レベル 3) : +444cm                                       |
| 原子炉水位低 (レベル 1) | 原子炉水位低 (レベル 2) : +316cm<br>原子炉水位低 (レベル 1) : +47cm             |
| 原子炉等規制法        | 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律                                     |
| 事故シーケンスグループ    | 炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの                   |
| 事故条件           | 評価上想定する事故の条件  |
| 地震ガイド          | 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド   |
| 地盤ガイド          | 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド                                      |
| 重大事故等防止技術的能    | 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事                                      |

|            |   |
|------------|---|
| 力基準        | 故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準  |
| 重要事故シーケンス  | 各事故シーケンスグループにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス   |
| 申請者        | 東北電力株式会社  |
| 設置許可基準規則   | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則   |
| 設置許可基準規則解釈 | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈  |
| 全交流動力電源喪失  | 外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳  |
| 操作条件       | 重大事故等対処設備の操作条件  |
| 大規模損壊      | 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊  |
| 竜巻ガイド      | 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド  |
| 地質ガイド      | 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド   |
| 津波ガイド      | 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド   |
| 停止中評価ガイド   | 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド  |
| 評価事故シーケンス  | 各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス   |
| 保安規定       | 女川原子力発電所原子炉施設保安規定   |
| 本申請        | 女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（平成25年12月27日申請、令和元年9月19日、令和元年11月6日、 <u>及び令和元年11月19日及び令和2年2月7日補正</u> ）                               |
| 本発電所       | 女川原子力発電所  |
| 有効性評価ガイド   | 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド  |
| ATWS       | スクラム失敗を伴う過渡事象（Anticipated Transient Without Scramの略。）。運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された（必要とされた）にもかかわらず、原子炉安全保護系（あるいは停止系）の故障等により原子炉が緊急停止しない事象 |

|           |  |
|-----------|--|
| ABWR      | 改良型沸騰水型原子炉                                     |
| ARI       | 代替制御棒挿入回路                                      |
| BWR       | 沸騰水型原子炉  |
| CRD       | 制御棒駆動機構  |
| DCH       | 格納容器雰囲気直接加熱                                    |
| DG        | ディーゼル発電機                                       |
| ECCS      | 非常用炉心冷却装置系                                     |
| ERSS      | 緊急時対策支援システム                                    |
| FCI       | 溶融燃料－冷却材相互作用                                   |
| HPCS      | 高圧炉心スプレイ系                                      |
| LOCA      | 原子炉冷却材喪失事故                                     |
| MCCI      | 溶融炉心・コンクリート相互作用                                |
| NUPEC     | 財団法人原子力発電技術機構                                  |
| PAR       | 静的触媒式水素再結合装置                                   |
| PCT       | 燃料被覆管最高温度                                      |
| PDS       | プラント損傷状態                                       |
| PRA       | 確率論的リスク評価                                      |
| PWR       | 加圧水型原子炉  |
| RCIC      | 原子炉隔離時冷却系                                      |
| RHR       | 残留熱除去系   |
| SFP 評価ガイド | 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド |
| SGTS      | 非常用ガス処理系                                       |
| SLCS      | ほう酸水注入設備                                       |
| SPDS      | 安全パラメータ表示システム                                  |
| SRV       | 逃がし安全弁   |
| O. P.     | 女川原子力発電所工事用基準面                                 |