

## 九州電力株式会社川内原子力発電所 1号炉及び2号炉の審査書案に対する意見募集の結果等及び発電用原子炉設置変更許可について（案）

平成26年9月10日  
原子力規制委員会

### 1. 経緯

原子力規制委員会は、平成25年7月8日に九州電力株式会社から核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の8第1項の規定に基づき提出された川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書を受理した。また、平成26年4月30日、6月24日及び9月4日に、同社から当委員会に対し同申請の補正書の提出がなされた。

当委員会は、本申請について、審査会合等において審査を進めてきたところ、原子炉等規制法第43条の3の8第2項において準用する同法第43条の3の6第1項各号のいずれにも適合しているものと認められることから、審査の結果の案を取りまとめ、科学的・技術的意見の募集を行うとともに、原子力委員会及び経済産業大臣の意見を聴くこととしていた。（平成26年7月16日 原子力規制委員会）

今般、科学的・技術的意見の募集並びに原子力委員会及び経済産業大臣への意見聴取の結果を踏まえ、当該設置変更許可の可否について判断を行うこととする。

### 2. 申請書に関する審査書案に対する意見募集の結果

#### (1) 意見募集の概要

- 1) 期間：平成26年7月17日～8月15日（30日間）
- 2) 対象：九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書案（原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係るもの））に対する科学的・技術的意見

#### (2) 御意見の総数

17819件

※御意見の全体は原子力規制委員会のホームページに後日掲載予定です。

※なお、同一の方から同一の意見が複数寄せられたものもありましたが、原子力規制庁の意見送付宛先に到着したものを全て計上しています。

### **(3)御意見に対する回答**

寄せられた御意見については、以下のとおりとりまとめた。

(別紙1) 審査書(案)に対する御意見への考え方(I～III章関連)

(別紙2) 審査書(案)に対する御意見への考え方(IV～V章関連)

(別紙3) その他の御意見について

#### **3. 審査書について**

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

#### **4. 原子力委員会への意見聴取の結果**

原子炉等規制法第43条の3の8第2項において準用する同法第43条の3の6第3項に基づき、同法第43条の3の6第1項第1号に規定する許可の基準の適用について原子力委員会の意見を聴いたところ、別紙5のとおり「本件申請については、(略)発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められるとする原子力規制委員会の判断は妥当である」との回答があった。

#### **5. 経済産業大臣への意見聴取の結果**

原子炉等規制法第71条第1項に基づき、経済産業大臣の意見を聴いたところ、別紙6のとおり「許可することに異存はない」との回答があった。

#### **6. 発電用原子炉設置変更許可処分の取扱いについて**

以上を踏まえ、本申請が原子炉等規制法第43条の3の6第1項各号に規定する許可の基準のいずれにも適合していると認められることから、同法第43条の3の8第1項の規定に基づき、設置変更の許可を別紙7のとおり行うこととする。

### <これまでの経緯>

- 平成 25 年 7 月 8 日 九州電力株式会社が川内原子力発電所1号炉及び2号炉の設置変更許可申請書を提出
- 平成 26 年 4 月 30 日 九州電力株式会社が当該設置変更許可申請の補正書を提出
- 平成 26 年 6 月 24 日 九州電力株式会社が当該設置変更許可申請の補正書を提出
- 平成 26 年 7 月 16 日 原子力規制委員会は、当該設置変更許可申請に対する審査の結果の案をとりまとめ、審査書案に対する科学的・技術的意見の募集の実施を了承、原子力委員会、経済産業大臣への意見聴取の実施を決定
- 平成 26 年 8 月 5 日 原子力委員会から意見聴取に対する回答を受領
- 平成 26 年 8 月 11 日 経済産業大臣から意見聴取に対する回答を受領
- 平成 26 年 9 月 4 日 九州電力株式会社が当該設置変更許可申請の補正書を提出(内容の変更をとみなわない補正)

### <資料>

- 別紙1 九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方(I~III章関連)
- 別紙2 九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方(IV~V章関連)
- 別紙3 その他の御意見について
- 別紙4 九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)(修正案)
- 別紙5 原子力委員会からの回答
- 別紙6 経済産業大臣からの回答
- 別紙7 発電用原子炉設置変更許可(案)

参考資料 九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)(修正案)(7月17日意見募集版からの変更見え消し)

机上参考資料 審査書案に対する御意見一覧

**九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設  
の変更）に関する審査書（案）に対する御意見への考え方（I～III章関連）**

平成26年9月

I はじめに	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.1の1.の2行目「第43条の3の8第1項」：変更の許可の申請書の提出を規定している「政令第20条の3」も引用すべき。</li> <li>➤ p.1の1.の5行目「申請書の内容」：実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第5条第2項に規定されている「申請書に添付する書類」の内容については本審査の対象外なのか。</li> <li>➤ p.1の(1)、(2)の括弧内の冒頭に「九州電力株式会社に」を追記すべき。(理由：法第43条の3の6第1項第2号、第3号に「その者に」と規定されているから)</li> <li>➤ p.1の(1)、(2)、(3)の括弧内の末尾「こと。」は「ことを規定。」等の記載として、条文そのものを一字一句引用しているわけではないことを明確にするのが適当。</li> <li>➤ p.1の1.の(1)の2行目、(2)の2行目、(3)の2行目の「発電用原子炉」、(3)の1行目の「発電用原子炉施設」はそれぞれ、「変更後の発電用原子炉」、「変更後の発電用原子炉施設」と記載すべき。(理由：本審査処分の内容は設置許可ではなくて変更許可であるから)</li> <li>➤ p.1の1.の「(1)」、「(2)」、「(3)」は削除すべき。2.についても同。(理由：箇条書きだと1.(2)、(3)、1.第3段落の「同条同項」がなにを指すのか不明なので)</li> <li>➤ p.1の2.(1)の冒頭には1.(1)と同様に「原子炉等規制法第43条の</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 当該記述は、設置変更許可申請の手続きの根拠となる法律の条番号を記載したものです。したがって原案のとおりとします。</li> <li>➤ 設置許可申請書本文の妥当性を確認するために、添付書類の内容を審査において確認しています。</li> <li>➤ ご指摘の記載は、当該条文の趣旨を記載したものです。したがって原案のとおりとします。</li> <li>➤ 括弧書きは規定の内容を説明したものであり、条文を一言一句記載する必要はないことから原案のとおりとします。</li> <li>➤ 本審査書が、設置変更許可申請に対するものであり、変更後の施設が対象になることは明らかであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ ご意見の趣旨を踏まえ、1.第3段落目の「同条同項」を「原子炉等規制法第43条の3の6」と修正します。</li> <li>➤ 原子炉等規制法第43条の3の6第1項の規定が、同法第43条</li> </ul>

I はじめに	
ご意見の概要	考え方
<p>3の8第2項で準用する」旨の記載が必要。(理由：本審査処分の内容は設置許可ではなくて変更許可であるから)</p> <p>➤ p.1の2.(1)の3行目「原子力安全委員会決定」：すでに存在しない組織が定めた決定内容を本審査での基準に採用することの妥当性についての説明が必要。</p> <p>➤ p.1の2.(2)の4行目「原子力規制委員会」：1.の4行目での定義どおり「規制委員会」と記載すべき。</p> <p>➤ p.2の5行目「6月19日」：6月28日の誤記ではないのか。(理由：規則解釈が規則の制定日(6月28日)以前の日付で決定されるはずがないから)</p> <p>➤ p.2の6行目「解釈」：平成26年4月16日、7月9日の改正は判断基準としなかった理由はなにか。</p> <p>➤ p.4の参考の表：削除するか修正のうえ巻末に添付するのが適当。(理由：全ての略語等が記載されていないこと(たとえばp.7の</p>	<p>の3の8第2項の規定の準用であることは1.(1)に記載していることから、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御指摘の原子力事業者の技術的能力に関する審査指針(平成16年5月27日原子力安全委員会決定)は、廃止されているわけではなく、また、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等に基づく原子力規制委員会の処分に係る審査基準等(原規総発第1306193号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))において、実用発電用原子炉の設置許可に係る審査基準として位置付けています。</p> <p>➤ 一体の固有名詞であることから原案のとおりとします。</p> <p>➤ 設置許可基準規則解釈は平成25年6月19日に原子力規制委員会決定されていることから、原案のとおりとします。なお、関係規則の公布は6月28日ですが、委員会決定は6月19日になされています。</p> <p>➤ 全ての改正年月日を記載すること煩雑になることから、制定に係る委員会決定日のみを記載することとしています。平成25年4月16日及び7月9日の改正に基づいて基準適合性を審査しています。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、略語等の表は巻末に記載することとします。なお、本参考は、審査書において繰り返し用いられる略語等を中心</p>

I はじめに	
ご意見の概要	考え方
<p>1. (2)の「原子力関連部門」、後述の定義と異なる定義がなされていること（たとえば p. 30 の「解釈別記 1」）、本文の該当箇所で略語等の定義と適用範囲の指定がなされているのであるから重複して定義をここで示す必要はないことから）</p> <p>➤ 1号炉と2号炉の審査内容が共通する場合には、号炉毎ではなくまとめて記載している。設備面では同じであったとしても、設置されている場所により、地盤も含め違いはあるのではないか。ひとくくりにして審査できるのか。</p>	<p>に記載したものです。</p> <p>➤ 1号炉と2号炉とは一律に共通で審査したのではなく、必要な事項については個別に審査を実施しています。</p>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.7の第1段落の2行目、3行目「発電用原子炉設置者に」：法第43条の3の6「発電用原子炉を設置しようとする者」に対する規定ではないのか。</li> <li>➤ p.7の第2段落の1行目「原子炉」：ここ以降の記載では「発電用原子炉」ではなくて「原子炉」と記載している理由はなにか。</li> <li>➤ p.7の1.の2行目「構築する方針を示すこと」：技術的能力指針では設計及び工事については方針を示せばよいとは規定していない。指針の内容は正確に引用すべきである。（後述の「2.技術者の確保」、「3.経験」、「4.品質保証活動体制」についての同様の記載についても）</li> <li>➤ 川内原子力発電所構内には関連企業の社員も常駐し、九州電力の社員と一体となって発電所施設の運転、保守、補修業務に携わっている。従って技術的能力の有無の審査は関連企業を含めて行うべきだ。</li> <li>➤ 運転実績を鑑みる審査を行うのであれば、九州電力の言い分を提出された資料で確認するだけに留まらず、これまでの運転におけるトラブル発生の有無とその事例、トラブル発生時の対応様態、トラブル隠しや公開すべき情報の隠蔽の有無、技術者の教育や訓練の実態、特に重大事故を想定した復旧訓練の実態などについて社員へのヒアリングを含めた現地審査を行うべきではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 既に発電用原子炉施設を設置している者であることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 川内原子力発電所の設置変更許可に係るものであり、「発電用原子炉」を示すことが明らかであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 技術的能力指針解説の「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含むことが記載されていることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 九州電力が技術者を確保するにあたり、協力会社社員については品質保証活動としての調達管理のもとで適切に行われる仕組みがあることを確認しています。なお、重大事故等発生時において協力会社社員を含めた事故対処要員が適切に対処できるよう、教育訓練を実施する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ トラブル対応に関する情報収集及び活用の実績や教育・訓練の実績を確認しています。なお、情報収集や教育・訓練等に関する具体的な活動等については、保安規定に規定され、その遵守状況は保安検査等にて確認します。</li> </ul>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 廃棄物処理に関する記載がない。</li> <li>➤ 過酷事故対策が具体的ではなく、方針を確認しただけであります。</li> <li>➤ 技術的能力で記述されている項目は6項目である。本当にこのような審査で「適合するものと判断した」と言い切って良いのか。</li> </ul> <p>【組織】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 7ページ 2-1組織 いざという時に、本当にスムーズに、本店との連携が可能なのでしょうか。渋滞、通信混雑、その他様々、考えられる困難な事態において、心を合わせて、もしものトラブルに対応できるのでしょうか。あくまでも、本店と現場は対等な立場で対応にあたるのでしょうか。どちらかが優位になるのでしょうか。</li> <li>➤ 1.組織 「規制委員会は、九電が、役割分担を明確化しており、更に・・・防災組織を設置し、対応するとしていることなど、申請者の組織の構築については適切なものであることを確認した」と記載しているが、空約束になる可能性もある。組織や名簿や活動状況や訓練の達成度合いを現認した上でなければ、審査は終わらない。審査を尽くしていないのではないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本申請においては、廃棄物処理に関する事項は審査の対象ではありません。</li> <li>➤ 重大事故等における具体的な対応については、IV章に記載しています。</li> <li>➤ 技術的能力指針に基づき、設計及び工事並びに運転及び保守について6項目に整理して、同指針への適合性について確認しています。なお、重大事故等防止技術的能力基準に基づく適合性確認結果はIV章に記載しています。</li> <li>➤ 重大事故等が発生した場合は、発電所長を本部長とした原子力防災組織を中心に、本店と連携を取りつつ事態に対処することを確認しています。なお、重大事故等における具体的な対応についてはIV章に記載しています。</li> <li>➤ 役割分担が明確化された組織を構築すること等を確認しています。なお、組織の構成や教育・訓練の具体的な内容は、保安規定に規定され、その遵守状況は、保安検査等にて確認します。</li> </ul>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等の非常事態に対応するための組織として「原子力防災組織を設置、対応する」としている。適切であると確認しているところがあるが、この組織のメンバーの所属や専門性、人数などがわからず、何ら具体性がなく不十分である。規制委員会が適切と確認した内容を具体的に示すべきである。</li> <li>➤ ページ8 1.組織 当該組織にあって、重大事故時、その命令の内容が人命に係る場合に効力はあるのか？福島事故において、多くの作業員が第二原発に退避したことは記憶に新しい。生命への危険や重度の被ばくを伴う可能性のある作業への指示に関する基準、ならびに作業員退避に関する基準が不可欠である。</li> <li>➤ 当該組織にあって、重大事故時、その命令の内容が作業員の人命に係る場合の効力の基準が見当たらない。福島事故において、多くの作業員が職場を放棄して第二原発に退避した。生命への危険や重度の被ばくを伴う可能性のある作業への指示の効力（強制力）に関する基準、ならびに作業員退避に関する基準が不可欠である。その基準は、構内で作業する全ての作業員（社員、元請、下請の区別なく）に適用されねばならず、また契約時に内容の周知と合意が必要である。</li> <li>➤ p.8の2.(1)の2行目「原子炉主任技術者の資格」：「原子炉設置者に選任された原子炉主任技術者」とのことか、それとも、「免状を有し実務の経験を有する者」のことか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力防災組織を含め、役割分担が明確化された組織を構築すること等を確認しています。なお、重大事故等における具体的な対応についてはIV章に記載しています。また、原子力防災組織の設置については、第108回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合において確認を行っています。</li> <li>➤ 今回の新規制基準においては、重大事故等発生時において協力会社社員を含めた事故対処要員が適切に対応できるよう、緊急時対策所を初めとする重大事故等対処施設や要員を防護するための手順、機材等の整備を求めており、その適合性について確認しています。なお、重大事故等における具体的な対応についてはIV章に記載しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 原子炉主任技術者の資格を有する者とは、原子炉主任技術者免状を有する者であって、必要な実務経験を有する者を指します。</li> </ul>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 8ページ：2-1. 組織 「原子力防災組織」の詳細について述べられていない。特に福島第一でも実施したベントや海水注入といった非常時対応の判断を誰が行うのか明示されていないことに危惧を感じます。また「申請者は以下のとおりとしている」とありますが、どの評価会合で審議したのか本文中に記載していただきたい。</li> <li>➤ 組織について 「事業者は、(3)国内外への関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する」と言い、「規制委員会は、・・・経験を蓄積する方針については適切なものであることを確認した」とある。未来の方針ではなくて、現在十分に経験の蓄積が終わっていなければ、危険な原発の運転を任せることはできない。したがって、現状では不合格とするのが相当である。</li> <li>➤ 申請者の組織の構築については適切であることを確認した”と記載されているが、組織の構築でなくて、構築された組織の実態を審査しなければ意味がない。</li> <li>➤ 安全文化は事業者の組織内各層の人々の精神の中にあり、それは現場において立会ながら確認していかなければ分からない。審査書発行に先立って、そのような確認が必要。社員のモラルが信頼できるか、厳しく確認すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等が発生した場合は、発電所長を本部長とした原子力防災組織を中心に対処することを確認しています。なお、具体的な対応についてはIV章に記載しています。また、本件については、第58回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合において確認を行っています。</li> <li>➤ 必要な経験については、国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する対応情報の収集及び活用の実績、今後ともこれらを適切に継続する方針等を確認しています。なお、具体的な内容については、保安規定に規定され、その遵守状況は、保安検査等にて確認します。</li> <li>➤ 平成26年6月1日現在の体制等を確認するとともに、今後も、適切な組織を構築する方針を確認しています。なお、具体的な内容は、保安規定に規定され、その遵守状況は、保安検査等にて確認します。</li> <li>➤ 品質保証活動を通じて、安全文化を醸成するための仕組みがあることを確認しています。なお、具体的な活動は、保安規定に規定され、その遵守状況について保安検査等にて確認します。</li> </ul>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<p><b>【技術者の確保】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 8ページ 2-2 技術者の確保 何か起こったときに、信頼のた る技術者が常に、その現場にいるとは限りません。駆けつけよう と思っても、そうできない事態も考えられます。1分1秒が争われ るようなとき、決定的なロスになるかもしれません。本当に「そ の時」に技術者が確保できるのでしょうか。</li> <li>➤ 原発敷地内でエボラ出血熱や、新型インフルエンザが流行した際 の対策が不十分。1Fでも、プラントを熟知した運転員が対応した にも関わらず、大事故に至った。パンデミックでプラントに精通 した運転員が多数死亡した場合に、安全に運転することは出来な い。</li> <li>➤ 福島第一原子力発電所事故の収束のための技術者確保が難しくな っている時に、川内再稼動に必要な技術者が確保できるのか。そ の技術者の専門知識、技術及び技能は福島で活かすべき。</li> <li>➤ ベテランの技能者を継続的に確保することは困難。</li> <li>➤ ここでの「設置及び運転」には工事、保守まで含まれている。申 請書には468人の「技術者」に関する記載しかない。468人で工事、 保守から重大事故の発生及び拡大の防止まですべてできるのか。</li> </ul> <p><b>【経験】</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等の対応に必要な要員を確保するための具体的な対応に ついては、IV章に記載しています。</li> <li>➤ 運転員を含めた重大事故等発生時の対応に必要な要員に欠員が生 じた場合の対応は、IV章に記載しています。</li> <li>➤ 技術者の確保については、継続的な採用、教育・訓練の実績を確 認するとともに、今後とも必要な技術者を確保していく方針であ ることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 設計及び工事並びに運転及び保守に必要な技術者の確保につい ては、技術系社員に加え協力会社社員を品質保証活動としての調達 管理のもとで、適切に確保する方針であるとともに、重大事故等 の対応に必要な要員の確保についても、その方針が適切であるこ とを確認しています。</li> </ul>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ ページ9 3. 経験 「事業者は、(3) 国内外への関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する」と言い、「規制委員会は、・・・経験を蓄積する方針については適切なものであることを確認した」とある。未来の方針ではなくて、現在十分に経験の蓄積が終わっていなければ、危険な原発の運転を任せることはできない。</p> <p>➤ 福島原発事故に相当する事案への対応経験があるとは述べられていない。</p> <p>➤ 3. 経験について 当該組織にあって、重大事故時、その命令の内容が作業員の人命に係る場合の効力の基準が見当たらない。福島事故に おいて、多くの作業員が職場を放棄して第二原発に退避したことは記憶に新しい。生命への危険や重度の被ばくを伴う可能性のある 作業への指示の効力(強制力)に関する基準、ならびに作業員退避に関する基準が不可欠である。その基準は、構内で作業する全ての作業員(社員、元請、下請の区別なく)に適用されねばならず、また契約時に内容の周知と合意が必要である。</p> <p>➤ 発電用原子炉のアクシデントマネジメントについては、東電 1F 事故の収束および廃炉までの経過と、そこから得られる知見を精査することなく「経験を有する」と評価するのは著しく不誠実であ</p>	<p>➤ 緊急安全対策を通じた経験や国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する対応情報の収集及び活用の実績を確認するとともに、今後ともこれらを適切に継続する方針等を確認しています。</p> <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた知見は新規制基準に反映されています。本審査においては、これら新規制基準への適合性を確認しています。</p> <p>➤ 新規制基準においては、重大事故等発生時において協力会社社員を含めた全ての事故対処要員が適切に対応できるよう、緊急時対策所を始めとする重大事故等対処施設や要員に対する放射線防護のための手順、機材等の整備を求めており、本審査はその適合性について確認しています。なお、重大事故等の具体的な手順等については、IV章に記載しています。</p> <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた知見は新規制基準に反映されています。本審査においては、これら新規制基準への適合性を確認しています。また、国内外の関連施設への技術者の</p>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<p>り、その点のみをもってしても本審査書案は無効である。</p> <p>➤ 既に東京電力福島第一原子力発電所（以下、福一）で重大事故が起きており、この事故の原因究明、事故処理対策を行った経験を有するものだけが原子炉における重大事故の拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を有するとみなすべきである。</p> <p>➤ 「国内外の関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用～の実績があることを適切なものであることを確認した。」とあるが、国内に東京電力株式会社福島第一原子力発電所という関連施設を持ち、そこが事故を起こして後3年5ヶ月を経ても汚染水さえ止められない現場となっており、止める技術も確立されていない中で、先述の「実績を確認する」ことの科学的・技術的な意味が明記されていない。</p> <p>【品質保証活動体制】</p> <p>➤ 申請者は「J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 9, 品質管理の技術基準規則に基づき品質マニュアルを定める」としており、規制委員会は「適切なものであることを確認した」としている。J E A C 4 1 1 1 - 2 0 1 3 が発行されていることから、これを適用規格とするよう求めるべきであると考えます。「2013年版の技術評価未済」が障害となるのであれば、規制側が早急に評価すればよい。(2009年版+安全文化・福島第一事故の反省であるから特に支障ないと考えます。)</p>	<p>派遣並びにトラブル対応に関する対応情報の収集及び活用の実績、今後ともこれらを適切に継続する方針等を確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則では、J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 9 を適用していることから、品質保証活動体制については、これに基づく品質マニュアルを定めていることを確認しています。J E A C 4 1 1 1 - 2 0 1 3 については、I A E A におけるマネジメントシステムに係る基準の改訂作業が進められており、その検討状況等を踏まえた上で、技術評価の実施について検討します。</p>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.9の4.の2行目「方針とすること」: 指針では「方針を示すこと」と規定しているはず。</li> <li>➤ 企業からの報告は役割について決めたまでである。体制だけでは品質管理できない。マニュアルの中身も不明である。何故ならば、頻度はどうなのか、毎月か半年か、年単位か、不明である。プロジェクト単位か、日常業務での品質管理はどうなっているのか不明である。品質管理の最高責任者が社長であればその管理は年間1から2回であろう。それすら明示出来ていない。当企業は企業間の競争も無いし未経験、製造物責任にも問われない様なので品質管理は出来ていないか、形だけの印象を受ける。たんにPDCAを回すとも言っていない。全く科学的とは言えない。このような報告を上げる九州電力の川内原子力発電所の運用は品質管理から見て全く不十分と考えます。</li> <li>➤ P.9~11 2-4. 品質保証活動体制 「品質保証」と「品質マネジメント」が混同されています。実際に「品質保証」などができないことは、福島第一その他の事故やトラブルが何度も起こっていることから明かです。根拠のない「品質保証」を謳うのではなく、「品質マネジメント」として、過去の事故・トラブルを改善するための「計画、実施、評価、改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築」するPDCA(Plan-Do-Check-Act)サイクルによる継続的改善の立場から審査すべきなのに、その観点での具体性が全く検討されていないため、不合格とすべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 品質保証活動の体制については、品質マニュアル等の下で調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、評価、改善の仕組み及び役割を明確化した体制を構築していること等を確認しています。</li> <li>➤ 品質保証活動に関する計画、実施、評価、改善の仕組み及び役割を明確化した体制を構築していること等を確認しています。</li> </ul>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 10ページの終わりから11ページにかけて、「規制委員会は、品質保証活動については、品質マニュアルを定めた上で、申請者の品質保証活動体制の構築については適切なものであることを確認した」とあるが、安直過ぎる。まず、品質マニュアルを公開されたい。公開されていないので判断できないが、それが適切かどうかをどのように客観的に審査されか示されたい。最大の欠陥は、事業者内部のチェック体制に終わっていることである。ISO9000のような専門家による外部審査機関による客観的な定期的なチェックが必要である。客観的という意味は、他の原発（事業者）にとどまらず、他の産業や他国を含めた品質保証体制に関する能力ということである。必要なら適切な機関を設けるべきである。とにかく品質マニュアルがあればよいといったような審査結果では、原子力規制委員会のこの方面の審査能力を疑う。この方面の専門家にヒアリングし、実効あるものになっているか審査しなおすべきである。</p> <p>➤ 品質管理における現場とのコミュニケーションへの配慮が不足している。社長または組織の長が子会社・委託先を含めて膨大な人員から報告を上げやすくする特別な配慮が必要だが、その記述がない。</p> <p>【技術者に対する教育・訓練】</p> <p>➤ p.11の5.(2)の文末「実施する」:「国内の原子力関係機関」での教育、訓練は申請者が実施するわけではないのであるから、それらの教育、訓練については「参加させる」等の記載が適当。</p>	<p>➤ 品質保証活動の体制については、品質マニュアル等の下で調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、評価、改善の仕組み及び役割を明確化した体制を構築していること等を確認しています。なお、具体的な活動は、保安規定に規定され、その遵守状況は、保安検査等にて確認します。</p> <p>➤ 品質保証活動を通じて、協力会社を含めて、人的・組織的問題の報告を重視する開かれた安全文化を醸成するための仕組みがあることを確認しています。なお、具体的な活動は、保安規定に規定され、その遵守状況は、保安検査等にて確認します。</p> <p>➤ 技術者に対して訓練を実施するという趣旨であることから、原案のとおりとします。</p>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案は、事業者の教育及び訓練の方針は適切なものであることを確認した、とするが、これから実運転をするための審査であるから、教育及び訓練は十分に完成していなければならない。方針の確認のみでは審査を合格にすることはできない。</li> <li>➤ 過酷事故に対応する能力は、人知を超えたものであることが、福島事故で証明された。したがって、そのような能力は、他の施設や模擬的な訓練では身につかない。</li> <li>➤ 自然災害や重大事故等に対する教育・訓練では、協力会社社員についても必要な訓練を実施するとあるが、現状では孫請けなどいくつにもわたる下請けの構図がある。これらすべての原発で働く者に対しての教育と訓練が必要である。すべての原発で働く者たちへの教育と訓練が確実にいきわたるのかこの内容では不明である。何を持って規制委員会が適切と確認したのか、国民の前にわかりやすく示すことが審査書には必要である。</li> <li>➤ 教育・訓練（p11）がまったく抽象的で、適正かどうか判断できない。かつて、イギリス核燃料公社では、燃料データのねつ造があった。「関西電力は1999年12月16日、イギリスで製造されたMOX（プルトニウムとウランの混合）燃料データで、また新たなねつ造が見つかったため、輸送されたMOX燃料すべて（8体）の使用を中止すると発表した。」日本でもこのような事態が発生する可能性が高まっている。近年多発している、飲食店を中心としたいわゆる「バイトテロ」が、原子力関連企業でも生じる可能性は高い。申請書においては、従業員の教育・訓練がどの程度</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 技術者に対する教育・訓練については、その実績を確認するとともに、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、実施の方針を確認しています。</li> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた知見は新規制基準に反映されています。本審査においてはこれら新規制基準への適合性について、教育・訓練の方針を確認しています。</li> <li>➤ 自然災害や重大事故等に対する教育・訓練については、協力会社社員を含め全ての事故対処要員を対象として、役割に応じて実施の方針を確認しています。</li> <li>➤ 技術者に対する教育・訓練については、協力会社社員を含め専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、実施の方針を確認しています。</li> </ul>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<p>のものなのか、さっぱり判断できない内容となっている。バイトテロ類似の行為による災害、事故の可能性がきわめて高い。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「9 ページ 2-3. 経験及び 11 ページ 2-5. 技術者に対する教育・訓練」について 本審査書の適合性評価は不十分である。発電用原子炉のアクシデントマネジメントについては東日本大震災に伴う東京電力福島第一原発事故の収束・廃炉までの経過・転機を精査することなく「経験を有する」という評価は不可能である。廃炉完了を待ち、どのような経験・技術が必要かなどの詳細が明らかになった後に適合性審査を再開すること。</li> <li>➤ 事業者の教育及び訓練の方針は適切なものであることを確認した”と記載されているが、方針でなく教育・訓練の実態を審査しなければ意味がない。</li> <li>➤ P. 11、2-5-1 技術者に対する教育・訓練 「新たに配属された技術者に対しては、原子力発電の基礎知識の習得を図るため、現場教育及び訓練を実施する。」とあるが、これから運転実務を開始する前提における審査であるから、教育及び訓練を十分に受けた人が配属されるべき。これから実施するでは遅い。</li> <li>➤ 規制委員会の原発事故の原因究明はもっぱら技術面に偏っているが、事故は人災であると言われている。津波への甘い対処やイソコン（非常用復水器）の操作を知らず、訓練も行っていなかったために、みすみすメルトダウンに至ったとも言われており、企業の危機管理や規制委員会のあり方などの究明と対策が欠落してい</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた知見は新規制基準に反映されています。本審査においてはこれら新規制基準への適合性についての経験や技術者に対する教育・訓練等を確認しています。</li> <li>➤ 技術者に対する教育・訓練については、その実績を確認するとともに、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、実施の方針を確認しています。</li> <li>➤ 技術者に対する教育・訓練については、各人の役割や習得状況に応じ、計画的かつ継続的に実施する方針を確認しています。</li> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた知見は新規制基準に反映されています。本審査においてはこれら新規制基準への適合性について、技術者に対する教育・訓練等の方針を確認しています。</li> </ul>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<p>る。</p> <p>➤ 更田委員は「特に重要だと考えているポイントは、発電所をもっている事業者自身による自らの発電所に対する理解の深さ」「万一事故が起きた場合に、それがどう進んでいき、どう食い止めるかに関して、電力会社がどれだけ自分のものとして考え努力しているか、そこをきちんと見たいと思っている」と述べていたが、そう見受けられない。</p> <p>【原子炉主任技術者等の選任・配置】</p> <p>➤ 「規制委員会は、・・・申請者の有資格者等の選任及び配置の方針については適切なものであることを確認した」と述べている。けれども、「方針」ではなく「実態」を確認し、その当人を面接するレベルまで確認しなければ、原子炉の運転を任す人々の選任を適切と判断するレベルに達しないのではないか。</p> <p>➤ p.11の6.の「原子炉主任技術者」：原子炉等規制法（第43条の3の26）の文言「発電用原子炉主任技術者」を使用すべき。</p> <p>➤ p.11の6.の「技術的能力指針は、原子炉主任技術者及び運転責任者を選任し配置することを要求している」：炉主任等の選任を要求しているのは指針ではなくて法令である。指針が要求しているのは「その職務が適切に遂行できるよう配置されている」ことである。</p>	<p>➤ 設置変更許可に係る審査においては、新規制基準への適合性について確認しています。</p> <p>➤ 実務経験を有する原子炉主任技術者を適切に選任することが法律に定められています。</p> <p>➤ 川内原子力発電所の設置変更許可に係るものであり、「発電用原子炉」を示していることが明らかであることから、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 少なくとも各原子炉 1 基に対して 1 人以上の原子炉主任技術者を配置し、役割の明確化や資格要件などを整備すべき。ハード面に注力するのではなく、原発の管理・運営に対する責任ある体制の整備も必要不可欠。</p>	<p>➤ 原子炉主任技術者について、必要な要件を定めた上で、原子炉ごとに選任し、独立性が確保された職位として配置することを確認しています。</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p><b>【地盤モデルについて】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 柏崎刈羽原子力発電所や浜岡原子力発電所では地下の構造によって地震動の異常な増幅が観測されたが、川内原子力発電所においては詳細な調査を反映した地盤モデルの設定がなされていないのではないか。</li> <li>➤ P14(2)の3行目にある岩相・岩質の不均一性について、地震基盤の位置及び形状も評価すべきである。</li> <li>➤ P14(2)の6行目の「評価を示した。」との記載について、(1)と同様の記載とすべきである。</li> <li>➤ P15④の8行目の「地震調査委員会」の記載を他のものと統一すべきである。</li> <li>➤ P16②の2行目は「中期更新世以降」ではないか。</li> </ul> <p><b>【活断層評価について】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 敷地周辺の活断層の調査が十分に行われていないのではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地下構造モデルの設定に当たっては、地下構造が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価することを求めています。 審査では、敷地及び敷地周辺における地質調査、地震観測記録の分析等から、基盤は相当な拡がりを持って分布すること、地震の到来方向別に敷地における特異な増幅傾向は認められないこと、地下構造モデルによる理論伝達関数と地震観測記録による伝達関数は概ね整合すること及び、敷地の経験的サイト増幅特性と敷地周辺の観測点の経験的サイト増幅特性を比較すると顕著な増幅特性が認められないこと等から、敷地の地下構造を水平・成層と評価し、1次元地下構造モデルを設定していることを確認しています。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 震源断層に係る調査及び評価については、文献調査、変動地形学</li> </ul>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>例えば、地震調査研究推進本部地震調査委員会の有識者からも、九州電力の海上音波探査の解釈には問題があるとの指摘があった。</p> <p>➤ 敷地周辺の断層評価において、九州電力の断層長さの評価は地震調査研究推進本部地震調査委員会の評価よりも短くなっており、過小評価なのではないか。（例えば、五反田川断層について、九州電力の評価では19kmだが、地震調査研究推進本部地震調査委員会では25kmと評価されている 等）</p> <p>➤ 川内川の両岸でステージ5eの旧汀線高度に段差が見られることから、川内川河口沿いに活断層が存在するのではないか。</p> <p>➤ 川内原子力発電所は、日本最大の活断層である中央構造線の西端</p>	<p>的調査、地質調査及び地球物理学的調査を適切に組み合わせ、十分に調査を行うことを求めています。</p> <p>具体的には、評価した結果が信頼できるデータに基づいているか、解釈が適切かといったことを特に重視し、追加検討の指示、ボーリングコア、物理探査データ等の確認、現地調査等を実施し、それらに基づき、評価結果を確認しています。</p> <p>➤ 検討用地震動の選定については、各種の調査等に基づき、敷地に大きな影響を及ぼすと想定される地震を求めています。申請者は、調査等の結果に基づいて断層長さを評価しましたが、断層長さがより長く評価されている地震調査研究推進本部地震調査委員会の知見の存在は申請時点でも確認されていたので、第2回審査会合において、「少なくとも推進本部評価を反映して評価し直すこと」を主要な論点として申請者に指摘しています。これを受けて申請者は審査を通じてこの知見を反映し、断層長さを見直しています。</p> <p>➤ 川内川河口沿いの断層は、申請者が示すように秩父帯と四万十帯の付加体境界（仏像構造線）を切る東西方向の地質断層の可能性が高いと評価しています。その活動性については、審査の過程において、河口付近及びその西方沖の音波探査断面データをすべて確認した結果、後期更新世以降の地層に変位又は変形を与えていないため、将来活動する可能性のある断層等ではないと判断しています。</p> <p>➤ 震源断層に係る調査及び評価については、文献調査、変動地形学</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>近くに位置するとともに、仏像構造線も付近を通過している。これらの活動性についても評価されているのか。</p>	<p>的調査、地質調査及び地球物理学的調査を適切に組み合わせ、十分に調査を行うことを求めています。敷地周辺の活断層評価においては、九州における中央構造線及び仏像構造線を含んだ範囲において評価されており、調査等の結果、これらについては将来活動する可能性のある断層等ではないと判断し、地震動評価を行っています。審査では、その内容について確認しています。</p>
<p>➤ 断層の活動可能性評価において、「いずれも活動する可能性のある断層等と評価しない」と評価しているが、過去に動いたことがないから今後も動かないというのは、判断の根拠としては薄いのではないか。</p>	<p>➤ 後期更新世以降に活動した断層等については、現在の応力場の下で繰り返し活動してきたと想定されます。したがって、この時期に活動していないのであれば、将来活動する可能性は低く、評価対象とする必要がないものと判断しています。</p>
<p>➤ 海域の活断層の認定において、音波探査等の記録で端部設定をしているが、12万年前の地層のズレが小さい場合、音波探査の記録では断層の認定ができず、断層長さを過小評価しているのではないか。原子力発電所周辺の海底地形について検討を行ったのか。</p>	<p>➤ 海域の活断層評価では、すべての音波探査断面データについて、後期更新世以降の地層に変位又は変形を及ぼしていないか、海底地形との関係を含めて確認し、活断層や活撓曲の有無を確認しています。また、海域の断層等の端部の評価に当たっては、端部と評価した測線のみならず、可能な限り複数の測線や手法により得られたデータについて、その延長部も慎重に確認することとしています。その結果、断層等であることが否定できない場合には、端部を延長するよう求めています。</p> <p>審査においては、F-A断層の端部の評価について見直しを求めて延長させるなど、申請者の評価結果について慎重に確認しています。</p>
<p>➤ 敷地の近傍で新たに見つかった3本の断層について、「断層の粘土は軟らかく、新しい活断層の可能性がある。」「地下で原発直下に</p>	<p>➤ 審査においては、信頼できるデータか、解釈が適切かどうかを慎重に確認しており、追加検討の指示、ボーリングコア、物理探査</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>伸びている可能性が高い。」という専門家の指摘がある。九州電力は3本のうち1本だけを調査し活断層ではないとしているが、全ての断層について調査すべきである。</p> <p><b>【基準地震動評価・総論について】</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>➤ 川内原子力発電所で将来どのような地震が起こり、どの程度の地震動に見舞われるかを正確に予測する科学的根拠は無いと考えるべきである。そのため、基準地震動としては、少なくとも日本列島で観測された既往最大の加速度（岩手・宮城内陸地震の4,022gal）や、原子力発電所での既往最大の加速度（新潟県中越沖地震時の柏崎刈羽原子力発電所の1,699gal（解放基盤相当））を想定すべきである。</li><li>➤ 基準地震動620galは他のサイトと比べても過小評価となっている。少なくとも、柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動2,300galを想定すべきである。</li></ul>	<p>データ等の確認、現地調査等を実施し、それらに基づいて確認しています。申請者は御指摘の断層の西方延長に位置する、敷地内の水平断面露頭、ボーリング、トレンチ、反射法地震探査データを確認した結果、最新の断層系は南北方向の断層系で、かつ、連続する東西方向の断層系は存在しないと評価しています。</p> <p>なお、軟化した粘土層の存在自体が必ずしも活断層の可能性を示すものではありません。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>➤ 地震動の評価については、各種の不確かさを考慮しつつ適切な方法で立地地点の諸特性を十分に考慮して策定していることを確認しています。</li></ul> <p>また、地震動に影響を及ぼす震源、地質構造、伝播特性等は発電所ごとに異なるため、発電所ごとに評価を行うことを求めています。したがって、過去に他の地域で発生した最大の地震をすべての発電所に対して単一水準の地震動を適用するのではなく、発電所ごとに評価することを求めています。さらに、地表で観測された観測値を用いて地震動評価を行うのではなく、発電所の地下構造を踏まえた解放基盤における評価を行うことを求めています。具体的には、基準地震動は、発電所ごとに敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造を調査し、その結果を踏まえて評価しています。「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」をそれぞれ策定し、基準地震動を解放基盤表面において設定することを求めています。</p> <p>審査においては、これらの評価の妥当性について確認しています。</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 以前の耐震指針にあった「残余のリスク」の概念が新しい基準では削除されている。基準地震動以上の地震動が発生しないというのであれば、その根拠を明示すべきである。</p> <p><b>【敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価について】</b></p> <p>➤ 南海トラフや琉球海溝で発生すると予想される巨大なプレート間地震や、海洋プレート内地震のスラブ内地震について、検討用地震として選定しおらず、過小評価ではないか。</p> <p>➤ 基準津波の波源として想定している琉球海溝北部から中部での地震（Mw9.1）が、基準地震動に反映されていないのはおかしいのではないか。</p> <p>➤ 応答スペクトルに基づく地震動評価に関して、松田式によるマグニチュードの算出や Noda et al. (2002) の方法を用いた応答スペクトルの設定は、<math>+2\sigma</math>、<math>3\sigma</math> といった広い範囲で誤差を想定しておらず、過小評価になっているのではないか。</p>	<p>➤ 基準地震動を超えるような地震が発生する可能性は否定できませんが、想定外の事象を可能な限り少なくする手法で評価することを求めています。具体的には、地震動の評価に当たっては、不確かさの考慮を求めるとともに、震源を特定せず策定する地震動として、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震を評価することを求めています。</p> <p>➤ 地震動評価に当たっては、プレート間地震、海洋プレート内地震及び内陸地殻内地震について過去の発生状況等を踏まえ、この中から敷地に大きな影響を与えると予想される地震を検討用地震として複数選定することを求めています。申請者は、プレート間地震及び海洋プレート内地震については、それぞれ最大規模のもの発生位置が敷地から十分に離れており、敷地に大きな影響を与える地震ではないと考えられることから、検討用地震として選定していません。</p> <p>なお、長周期の地震応答が卓越する緊急時対策所（免震重要棟）のための基準地震動 Ss-L の検討の中で、M9 クラスのプレート間地震として、琉球海溝北部から中部（Mw9.1）による地震が Ss-1 へ大きな影響を及ぼさないことを確認しています。</p> <p>➤ 基準では、応答スペクトルに基づく地震動評価において用いられている地震記録の地震規模、震源距離等から、適用条件、適用範囲について検討した上で、経験式が適切に選定されていることを求めており、対象となる検討用地震の地震規模や震源距離は、審査において、松田式及び Noda et al. (2002) の適用条件、適用範囲</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 断層モデルを用いた地震動評価において用いられている、入倉・三宅式他による強震動予測レシピは、地震動の平均像を表すものにすぎない。基準地震動として設定する場合には、地震モーメントがより大きくなる武村式を用いた評価を行うべきである。</li> <li>➤ 九州電力は、強震動予測レシピの2倍の地震モーメントを設定しているが、武村式を用いてレシピの4倍程度のものを算定すべきである。</li> <li>➤ 地震動の統計的な不確かさを考慮するため、応力降下量等の震源パラメータの不確かさの考慮をより大きく見積もるべきである。</li> </ul>	<p>を満足していることを確認しています。</p> <p>また、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定においては、検討用地震ごとに「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行うとともに、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式、地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮することを求めています。応答スペクトルに基づく地震動評価においては、用いる距離減衰式の特徴や適用性、地盤特性を考慮するとともに、断層傾斜角や断層長さ等の震源の不確かさも踏まえて評価を行っていることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震ガイドにおいては、震源断層のパラメータを、活断層調査結果等に基づき、地震調査研究推進本部地震調査委員会による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」（以下「強震動予測レシピ」という。）等の最新の研究成果を考慮して設定することを求めています。</li> </ul> <p>川内原子力発電所の検討用地震の震源パラメータの設定は、1997年鹿児島県北西部地震の観測記録を用いた発電所周辺の地域性の検討から得られたパラメータを踏まえて算出されており、この設定が強震動予測レシピに基づく設定よりも安全側であることを確認しています。</p> <p>また、不確かさケースとして、応力降下量を1.25倍したもので地震動が策定されていることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 震源パラメータの不確かさとしては、断層の長さ、地震発生層の上端・下端深さ、断層傾斜角、破壊開始点等を考慮し、必要に応</li> </ul>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 地震動想定に用いている1997年5月13日鹿児島県北西部地震の地震モーメントについて、九州電力が採用している数値は、複数ある研究結果のうち最も小さいものを設定している。より大きな気象庁CMT解や、the Global CMT projectによる値を用いるべきである。</p>	<p>じてこれらの組合せを評価していることを確認しています。さらに、2007年新潟県中越沖地震の知見も踏まえ、応力降下量の不確かさについても評価することを求めており、不確かさの考慮が十分であることを確認しています。</p> <p>なお、断層パラメータの設定は、いわゆる強震動予測レシピに基づく手法ではなく、より安全側の震源パラメータとなる1997年の鹿児島県北西部地震の知見に基づいて設定されています。その結果、応力降下量の不確かさは基本ケースの1.25倍を考慮していますが、地震動の評価結果は、強震動予測レシピに基づく基本ケースの1.5倍のものを概ね上回っていることを確認しています。</p> <p>➤ 各種機関及び文献において1997年の鹿児島県北西部地震の地震モーメントが算出されており、申請者は、菊地・山中(1997)の地震モーメントに基づいて各種のパラメータを設定しています。これは、単にモーメント値の大小のみで判断するのではなく、菊地・山中(1997)の地震モーメントを用いて設定したパラメータに基づく経験的グリーン関数法による評価結果が観測記録と概ね整合する結果となることから選定しているものであり、妥当であると判断しています。</p> <p>なお、申請者は、気象庁のデータについては、CMT解の理論波形と観測波形の一致が悪く、精度が悪いため、評価には用いないとしています。また、念のため、菊地・山中(1997)の地震モーメントよりも大きいthe Global CMT projectによる地震モーメントを用いて地震動評価を行った結果、Ss-Lと同等レベルであることを確認しています。</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ the Global CMT project による地震モーメントを用いた地震動評価では、長周期側だけではなく短周期側でも大きくなるのではないか。</p>	<p>➤ Ss-1については、応答スペクトルに基づく地震動評価と断層モデルに基づく地震動評価を行い、それらを包絡するように策定しています。その結果、Ss-1に対して短周期側は応答スペクトルによるものが、長周期側は理論的手法を併用した断層モデルによるものが支配的な影響であったことから、断層モデルのパラメータである地震モーメントを見直した検討では、長周期側の影響を評価し、Ss-Lと同等レベルになっていることを確認しています。短周期側の影響については、1997年5月13日 鹿児島県北西部地震が2つの破壊領域を持つ地震であったことから、震源過程を詳しく解析した菊地・山中(1997)の地震モーメントの値に信頼性があり、the Global CMT projectのように1つの震源を想定して求めた地震モーメントの値で評価するのは適切ではないと考えます。</p>
<p><b>【震源を特定せず策定する地震動評価について】</b></p> <p>➤ 地震調査研究本部地震調査委員会の全国地震動予測地図では、川内原発付近での今後30年以内の震度6弱以上の発生確率を6～26%と推計している。また、川内原発付近での「陸域の予め震源断層を特定しにくい地震の最大マグニチュード」をM7.1としている。これらの知見を基に、より大きい地震動を設定すべきである。</p> <p>➤ 旧JNESが行った震源を特定しにくい地震動の検討で、最大1,340galという計算結果が出ており、これを反映すべきである。</p>	<p>➤ 震源を特定せず策定する地震動は、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集・検討し、原子力発電所の敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを求めています。</p> <p>評価に当たっては、上記のとおり、観測記録を収集し、評価することを求めており、地震調査研究推進本部地震調査委員会の全国地震動予測地図で示したような実際に発生した地震から求めている震度等については評価の対象としておりません。また、旧JNESが試算した地震動は、地震動評価の際に参照する基準地震動の超過確率が、どの程度の大きさの超過確率になるか確認する目的で、</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「震源を特定せず策定する地震動」は、2004年北海道留萌支庁南部地震をベースに620galとしているが、過小評価ではないか。</li>   <li>➤ 震源が特定できない地震はM6.5までは国内のどこでも発生すると知っているが、M5.7まで（2004年北海道留萌支庁南部地震）しか考慮していないのは過小評価ではないか。</li>   <li>➤ Mw6.5に近い規模の地震動（2011年長野県北部地震や2003年宮城県北部地震など）の場合、地盤情報が少ないことが問題かと思われるが、ボーリング・検層など実施して地盤情報も取得した上で、評価に反映すべきである。</li> </ul>	<p>厳しいパラメータを設定して評価した結果であり、試算した地震動をそのまま震源を特定せず策定する地震動として用いるために試算したものでないことから、今回の評価では検討の対象にしていません。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2004年北海道留萌支庁南部地震の知見を踏まえた地震動の評価に当たっては、地上での観測波をそのまま地震動評価に用いるのではなく、地上で観測された記録から、地下構造の影響を考慮するためのはぎとり解析を行い、減衰定数を安全側に設定する等により、裕度をもって策定されていることを確認しています。</li>   <li>➤ 震源を特定せず策定する地震動は、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集・検討し、敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを求めています。そのうち、Mw6.5未満の地震については2004年北海道留萌支庁南部地震について評価しています。このように、地震ガイドでは、上記のような地震の観測記録に基づいて評価することを求めており、単に仮想的なMw6.5の地震動を評価することを求めているわけではありません。</li>   <li>➤ 申請者は、震源を特定せず策定する地震動のうちMw6.5未満の地震については、現時点の知見に基づいて5地震を選定し、そのうち、ボーリング調査等により地盤情報が得られ、解放基盤波が評価できる2004年北海道留萌支庁南部地震の評価を行っています。他の地震については地盤情報が不足していることや、観測結果そ</li> </ul>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 岩手・宮城内陸地震や鳥取県西部地震を検討対象としない根拠が、「地質学的かつ地震学的背景が異なる」だけでは不十分ではないか。</li> <li>➤ 川内原子力発電所周辺では横ずれ型地震も発生しており、同じ横ずれ型である鳥取県西部地震を反映させるべきである。</li>   <li>➤ 過去に発生した地震規模が Mw6.5 以上の地震のうち、2011 年 4 月 11 日に発生した福島県浜通りの地震（Mw6.6）は、井戸沢断層及び湯ノ岳断層に沿って正断層型の地震断層が出現したものであるため、これを検討対象とすべきである。</li> </ul>	<p>のものに非線形情報が含まれている等、現時点では評価が不適切なものになると認識しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は、2008 年岩手・宮城内陸地震や 2000 年鳥取県西部地震については、地質学的・地震学的背景について比較検討し、活断層や地表地震断層の出現要因の可能性として、活断層の成熟度、上部の堆積構造、地質体の違い等があり、それらを個別に評価した結果、検討対象としないとしたものです。              具体的には、2000 年鳥取県西部地震については、花こう岩、流紋岩等が広く分布し、横ずれ断層主体の地域であることに対し、川内原子力発電所周辺は、堆積岩類等を基盤とした正断層主体の地域であることから、地質・地質構造が異なると評価しています。              また、2008 年岩手・宮城内陸地震については、火山岩、堆積岩が厚く堆積し、褶曲・撓曲構造が発達し、地すべりが多数分布し、ひずみ集中帯に位置する逆断層を主体とする地域で活断層のトレースの認定が困難としていることに対し、川内原子力発電所周辺は、火山岩の堆積層が薄く、褶曲・撓曲構造が認められず、地すべりが少なく、正断層主体の地域で活断層のトレースが困難ではないことから、地質・地質構造が異なると評価しています。</li> <li>➤ 2011 年福島県浜通りの地震については、断層として知られていた井戸沢断層及び湯ノ岳断層で発生したものです。仮に、湯ノ岳断層と同規模の断層が敷地近傍に認められる場合には、規制基準に基づく詳細な地質調査等を踏まえ、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動として活動性評価を行います。</li> </ul>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p><b>【長周期地震動について】</b></p> <p>➤ Ss-Lの策定に当たって南海トラフでの地震による地震動評価を行っているが、強震動生成域の設定が川内原子力発電所に対して厳しくならず、東海領域の連動を考慮していないなど、過小評価ではないか。</p> <p><b>【その他】</b></p> <p>➤ 基準地震動の年超過確率について、算出方法や信頼度、誤差等の算定根拠を明示すべきである。</p> <p>➤ 基準地震動（620gal）、クリフエッジ（1,000gal以上）がどのようにして導きだされたのか、算出過程を公開してほしい。また、どの程度の揺れになるのか示して欲しい。</p>	<p>➤ 申請者は、緊急時対策所（免震重要棟）が免震構造のため、やや長周期の地震応答が卓越することから、他の施設とは別にSs-Lを定めています。策定に当たっては、長周期の地震動が卓越する可能性がある震源や要因を抽出しています。具体的には、①長大な断層、②M9クラスのプレート間地震、③地震動の指向性（ディレクティビティー効果）を対象とした検討を行っています。このうち②については、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価の際に検討したとおり、その発生位置から施設までの距離が十分離れているため、敷地に対する影響は小さいと評価していますが、琉球海溝北部から中部（Mw9.1）等の地震や免震構造の耐震設計に用いられる建設省告示等を踏まえて、長周期側を卓越させたSs-Lを設定しています。</p> <p>➤ 基準地震動に対する超過確率については、審査書案ではその評価結果を<math>10^{-4}</math>～<math>10^{-5}</math>程度であると記載しておりますが、審査の過程においては、モデルの設定、ロジックツリー、根拠となるデータ等の具体的な評価手法等についても確認しており、規制委員会のHPにおいて資料等を公開しています。</p> <p>➤ 基準地震動の具体的な策定方法については、原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（平成26年4月23日など）において申請者から検討結果の説明を受けており、規制委員会のHPにおいて資料等を公開しております。なお、クリフエッジにつきましては、申請及び審査の対象となっていません。また、耐震性評価</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
	に用いる地震動の大きさの表し方は、震度ではなく、加速度(gal)によって表示することとしています。

### III-1.2 周辺斜面（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>【評価手法について】</p> <p>➤ 「すべり安全率 1.2 以上」は「安全であるが少々不安」のレベルであり、安全側の評価と言えるのか。境界条件を様々な設定した上で計算結果を明示すべきである。</p>	<p>➤ 周辺斜面のすべり安全率については、審査の過程において、評価対象斜面として選定された斜面の動的解析結果を個々に確認し、前提条件として、モビライズド面の評価や、個々の結果の導出に当たって複数のすべり面を対象として検討していること等も確認しています。なお、地盤ガイドでは、動的解析におけるすべり安全率が 1.2 以上であることを確認することを求めています。個々の評価において十分な余裕があることを確認しています。</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p><b>【耐震重要度分類の方針】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 分類方針だけでなく、分類結果も審査すべき。</li>   <li>➤ 「耐震重要度分類」の定義を記載すべき。</li>   <li>➤ 全ての施設の耐震重要度をSクラスと分類すべき。</li>   <li>➤ 原子炉建屋の使用済燃料プール及び発電所内の使用済燃料中間貯蔵施設並びにそれらの冷却機能を維持するために必要な設備は耐震Sクラスでなければならない。</li>   <li>➤ 非常用ディーゼル発電機、ディーゼル発電機の燃料油タンクは高い耐震性を確保している必要がある。</li> </ul>	<p><b>【耐震重要度分類の方針】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 耐震重要度分類の結果については、安全機能別に分類した施設を耐震重要度に応じてクラス分類し、各施設を安全機能の役割別の設備に区分していることを、申請書添付書類八の具体的な施設分類に基づき確認しています。</li>   <li>➤ 「耐震重要度分類」については、解釈別記2の2項に定義しているため、審査書（案）には記載しておりません。</li>   <li>➤ ご指摘のように全ての施設の耐震重要度をSクラスに分類することは、重要性が均質化されてしまい、特に重要な施設を確実に守るとの観点では不利になるため、合理的でないと考えます。</li>   <li>➤ 使用済燃料ピット（川内原子力発電所の使用済燃料プール）については、耐震重要度分類上の設備の区分として主要設備に分類されるものであり、Sクラスの施設の安全機能を直接担う設備として、Sクラスの設計方針であることを確認しています。また、非常時の水位を維持するため、使用済燃料ピット水補給設備についてもSクラスの設計方針であることを確認しています。なお、使用済燃料中間貯蔵施設については、川内原子力発電所に設置されていません。</li>   <li>➤ 非常用ディーゼル発電機、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンク（川内原子力発電所の燃料油タンク）、燃料移送系等の非常用電源設備については、耐震重要度分類上の設備の区分として補助設備</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 重大事故時に的確な判断をするには計測・制御系の健全性も必要であり、それらの耐震重要度分類が考えられてもよいのではないか。</li> <li>➤ 「設備の区分」「検討用地震動の設定」について解釈、ガイドに記載がないが判断基準は何か。</li></ul>	<p>に分類されるものであり、Sクラスの施設の安全機能を補助する役割を担う設備として、Sクラスの設計方針であることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>➤ 計測・制御系の設備については、耐震重要度分類上の設備の区分として補助設備に分類されるものであり、それらの設備のうちSクラスの施設の安全機能を補助する役割を担う設備は、Sクラスの設計方針であることを確認しています。重大事故等対処設備に耐震重要度分類はありませんが、「IV-4. 15」において、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 設備の区分については、既往の審査実績を踏まえ、安全機能別に分類された施設のそれぞれに課せられる安全機能の役割を直接担うものを主要設備、補助的な役割をもつものを補助設備、その設備を支持する構造物を直接支持構造物、それらを間接的に支持する構築物を間接支持構造物と区分していることを確認しています。また、それらの設備のうちSクラスの設備に接続又は隣接する耐震重要度が下位の設備であって、その設備の損傷がSクラスの設備の安全機能を損なうおそれが考えられる設備を、波及的影響を検討すべき設備と区分していることを確認しています。間接支持構造物、波及的影響を検討すべき設備に適用される検討用地震動については、それぞれの設備が属する施設に安全上支障が無いように、関連する主要設備、補助設備又は直接支持構造物に適</li></ul>

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p><b>【弾性設計用地震動の設定方針】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2. の要求事項について、「工学的判断に基づいて」の記載は解釈に合わせるべき。</li> <li>➤ 2. (1) ②について、旧耐震設計審査指針に基づき2号炉の基準地震動<math>S_1</math>が規定されているわけではないので「2号炉の」は削除すべき。</li> <li>➤ 弾性設計用地震動の設定方針の確認だけでなく、方針に基づき設定した結果についても確認すべき。</li> <li>➤ 弾性設計用地震動の年超過確率が<math>10^{-3} \sim 10^{-4}</math>となる根拠が記載されていない。</li> </ul>	<p>用する地震動としていることを確認しています。</p> <p><b>【弾性設計用地震動の設定方針】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 弾性設計用地震動の設定結果については、申請書添付書類八の図表を用いて、基準地震動との応答スペクトルの比率を0.6と設定した弾性設計用地震動が、2号炉の基準地震動<math>S_1</math>の応答スペクトルと比較して余裕をもたせたものとなっていること、また、弾性設計用地震動の年超過確率が、供用状態Cの設計基準事象の発生確率と同程度であることを確認しています。</li> <li>➤ 弾性設計用地震動については、供用状態Dsでの評価に用いる基準地震動に対し、安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率に基づき設定した係数を乗じることにより、供用状態Csでの評価に用いる（弾性設計用の）地震動として設定していることを確認しています。また、弾性設計用地震動の発生確率については、申請書添付書類八の図表を用いて、基準地震動に対する一様ハザードスペクトルから評価された年超過確率を踏まえ、構造強度評価上の弾性限界で評価する供用状態C（運転状態Ⅲ）での設計基準事象の発生確率（<math>10^{-2} \sim 10^{-4}</math>）の範囲内に入ることを確認しています。</li> </ul>

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 弾性設計用地震動の設定に関して、「工学的判断に基づいて」としているが、科学的あるいは技術的根拠が必要ではないか。</p> <p><b>【地震応答解析による地震力と静的地震力の算定方針】</b></p> <p>➤ 3.(1)の要求事項について、「～に基づく地震動」は、「～に基づく入力地震動」とすべき。</p> <p>➤ 3.(1)①の「地盤等の非線形性」の「等」は何を指すのか。</p> <p>➤ 3.(1)② Bクラスの施設の地震力の算定方針の2行目「入力」：「① Sクラスの施設の地震力の算定方針」と同様に「入力地震動」のほうが適当ではないか。</p> <p>➤ 3.(1)② Bクラスの施設の地震力の算定方針で「Sクラスと同様に～」とあるが、「建物・構築物との相互作用」等について記載</p>	<p>➤ 規制基準では、弾性設計用地震動について、基準地震動との応答スペクトルの比率の値を、工学的判断に基づいて設定することとしています。工学的判断としては、原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が0.5程度であるという知見と、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）」（以下「旧指針」という。）に基づく基準地震動<math>S_1</math>が耐震設計上果たしてきた役割を踏まえ、余裕を持たせた比率の値を設定することとしています。設置許可変更申請に係る審査では、規制基準の要求に基づき設定された弾性設計用地震動の年超過確率が、弾性限界により構造強度の評価をする供用状態Cでの設計基準事象の発生確率の範囲内に入ることを確認しています。</p> <p><b>【地震応答解析による地震力と静的地震力の算定方針】</b></p> <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ 「等」とは、建物・構築物のことです。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ Bクラス施設の地震力算定については、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮しない方針であることを確認しています。</p>

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>がないが、これらを考慮しないのか。</p> <p>➤ ３．の結論について、「施設、地盤等との相互作用」の「等」は何を指すのか。</p> <p>➤ Bクラスの地震力の算定で、弾性設計用地震動 <math>S_d</math> に 1/2 を乗じた地震動を入力に用いるのはなぜか。</p> <p>➤ AクラスとBクラス施設間の接続部における破断等、およびBクラス施設の損傷によるAクラス施設への影響が考慮されていない。</p> <p>➤ ３．（２）①の「標準層せん断力係数」は、「標準せん断力係数」ではないか。</p>	<p>➤ 「等」については、指すものが特にありませんので、削除します。</p> <p>➤ 規制基準では、静的地震力のうち水平地震力について、地震層せん断力係数 <math>C_i</math> に、施設の耐震重要度分類に応じた係数（Sクラス：3.0、Bクラス：1.5、Cクラス：1.0）を乗じて算定することを要求しています。</p> <p>一方で、Sクラスの弾性範囲の設計においては、弾性設計用地震動を動的地震力の算定に用いています。従って、Bクラスの耐震設計のうち共振影響検討において弾性設計用地震動に乗じる係数については、静的地震力の算定におけるSクラスに対するBクラスの比率と整合するよう 1/2 と設定されています。</p> <p>➤ Sクラスの施設（旧指針におけるAsクラスの施設を含むAクラスの施設）については、耐震重要度分類の下位のクラス（Bクラス及びCクラス）に属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する方針であることを確認しています。また、波及的影響の評価に当たっては、Sクラスの施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響を考慮する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p>

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 3.（2）①の水平地震力の算定で、Sクラスは3.0、Bクラスは1.5、Cクラスは1.0の係数を乗じるとしたのはなぜか。</p> <p><b>【荷重の組合せと許容限界の設定方針】</b></p> <p>➤ 4.（1）②において、Sクラス、Bクラス、Cクラスについてまとめて記載されているが、Bクラス、Cクラスについては、「弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ」るのではなく、「共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせる」のであるから、その趣旨での記載の修正が必要。</p> <p>➤ Sクラスの建物・構築物について事故時荷重、設計用自然条件を考慮しているが解釈、ガイドに記載がなく「適合している」との判断は言い過ぎではないか。</p> <p>➤ 「自然条件の荷重」と「設計用自然条件」との違いはあるのか。</p> <p>➤ Sクラスの建物・構築物の許容限界で「終局耐力」とあるが、終局耐力時の変形をも許容してはならない。設置当時の余裕が基準地震動の引き上げによって失われたからといって、耐震補強もせず、後付けで終局耐力時の変形条件を付け加えている。「十分な変形能力の余裕」「妥当な安全余裕」という表現での審査で耐震性が</p>	<p>➤ 規制基準では、発電所のサイト特性によらず耐震重要度に応じた一定の耐震性を確保するため、耐震重要度に応じた係数を乗じて静的地震力を算定することを要求しています。また、耐震重要度に応じた係数としては、旧指針に規定されていた値（Sクラス：3.0、Bクラス：1.5、Cクラス：1.0）を引き続き要求しています。</p> <p><b>【荷重の組合せと許容限界の設定方針】</b></p> <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ ご指摘の二つの用語の意味に違いはありません。</p> <p>➤ Sクラスの建物・構築物の許容限界については、建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するものとするの方針を確認しています。具体的な許容限界については、既往の工事計画認可の実績として、終局限界を用い</p>

### Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>保証されるのか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Sクラスの建物・構築物の許容限界について、「建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による」としているが、建築基準法準拠では耐震性が確保できないのではないか。</li> <li>➤ 地震と風水害との複合被害が想定されていない。</li> <li>➤ 4.（2）①において、許容限界を「破断延性限界に十分な余裕を有し」としているが、耐震性を確保できるのか。</li> </ul>	<p>ることはせず、Sクラスの建物・構築物に求められる間接支持機能、遮蔽機能、耐漏えい機能が確実に保持できるよう終局限界から余裕をもって設定されたもの（機能保持限界）を用いることとしています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Sクラスの建物・構築物の弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力に対する設計方針については、これらの地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること、また、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすることを確認しています。これらの方針は、Sクラスの建物・構築物について、建築基準法で一般建築に要求される地震力の3倍の大きさの静的地震力に対し、建物・構築物の構造部材に発生する応力を建築基準法等に規定される短期許容応力度以下に抑え、耐震性を確保することを意味しています。</li> <li>➤ 耐震設計における地震と自然現象との荷重組合せについては、自然現象として積雪、風等の荷重と地震による荷重を組み合わせる方針を確認しています。また、自然現象の組合せによる安全機能に対する影響については、「Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ」において確認しています。</li> <li>➤ Sクラスの機器・配管系に適用される許容限界については、基準地震動による地震力から求められる荷重で塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能（容器、配管等のバウンダリ機能とそれらの支持機能）に影響を及ぼさないように</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 4.(2)②において、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対して、「応答が全体的に概ね弾性状態に留まる許容限界」としているが、確実に弾性状態に留まらなければならないのではないか。</p> <p>➤ 4.(3)②において、津波による荷重と地震による荷重の組合せを「必要に応じて考慮する」としており「必要に応じて」とは何か不明確である。</p> <p><b>【その他】</b></p> <p>➤ 電気ではなく空気圧で動かす制御系装置や配管の耐震性はチェックしたのか。</p>	<p>設計する方針を確認しています。</p> <p>➤ 規制基準では、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることを要求しています。「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいいます。また、前述の「許容限界」は、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超えている部位が存在しても施設全体として剛性・強度を保持している場合はこれを容認し、許容限界としています。</p> <p>➤ 耐震設計における荷重組合せにおいては、基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを必要に応じて考慮する方針であることを確認しています。「必要に応じて」と方針に記載しているのは、基準地震動を策定する際に考慮した震源が活動した際に、津波の波源として敷地に影響を及ぼさない、もしくは影響を及ぼすとしても基準地震動と同時に荷重として作用しない可能性が考えられるためです。</p> <p><b>【その他】</b></p> <p>➤ 計測・制御系の設備については、耐震重要度分類上の設備の区分として補助設備に分類されるものであり、それらの設備のうちSクラスの施設の安全機能を補助する役割を担う設備は、Sクラスの設計方針であることを確認しています。また、配管系の設備については、耐震重要度分類に応じた設計方針であることを確認しています。</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 原発施設自体・原子炉自身の地震による揺れを観測する震度計などについて、柏崎刈羽で見られたような震度記録の上書き等の不具合が起こらないよう適切に設置が行われているのか。</p>	<p>➤ 地震検知については、ある程度以上の地震が起こった場合に原子炉を自動停止させるために、地震感知器を設置していること、また、フェイルセーフ設備とし、地震以外のショックによって原子炉をトリップさせないよう配慮していることを確認しています。また、地震観測については、安全上特に重要な施設に対して、地震観測網を適切に設置し、地震観測等により震動性状の把握を適切に行うこと、地震観測を継続して実施するために、地震観測網の適切な維持管理を行う方針であることを確認しています。</p>

### III-2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>【基礎地盤について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉施設などの重要な構造物を設置する地盤に将来活動する可能性のある断層等が無いことをどのように確認しているのか。また、基礎地盤が十分な安定性を有していること、地震による地殻変動に伴う変形や敷地内地盤の変状による影響をどのように評価しているのか。</li> <li>➤ 「Ⅲ-1.1 基準地震動」の「1. 地盤モデル」のうち「(1) 解放基盤表面の設定」において、「地質調査及び弾性波探査の結果、P波速度が約3.2km/s、S波速度が約1.5km/sの岩盤が」と記載しているが、これは1号炉のみに適用される値ではないか。</li> <li>➤ P32の3.の1行目は「地盤が変形した場合」ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉建屋等が設置される地盤は、変動地形学的調査及び地表地質調査のほか、熱水変質活動及び断層活動の前後関係に着目した活動性評価手法に基づき、将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことを確認しています。 基礎地盤の安定性については、想定される地震動による地震力に対して、動的解析により支持力を、地殻変動による傾斜に関する解析により変形をそれぞれ評価するなどにより、当該地盤に設置する耐震設計上の重要度分類Sクラスの機器及びシステムを支持する建物並びに構築物の安全機能が重大な影響を受けないことを確認しています。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>

### III-3. 1 基準津波（第5条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>【評価方法について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準津波の評価に当たって、福島第一発電所における津波高さ等の過去の事例や地震以外の要因による津波を踏まえると、現在の評価では不十分ではないか。</li>   <li>➤ 基準津波の策定に当たっては、南海トラフと琉球海溝までを波源として評価すべきである。</li>   <li>➤ ハワイ等の遠隔地で発生した津波による影響を評価しているのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準津波は施設ごとに、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的知見から想定することを求めています。また、地震のほか、地すべり、斜面崩壊や火山の山体崩壊等地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施して策定することを求めています。審査においては、これらの評価の妥当性について確認しています。また、火山現象に起因する津波についても評価しており、火山からの距離及び地理的条件を踏まえ、火山事象に起因する基準津波を設定する必要はないとしており、その内容について確認しています。</li>   <li>➤ 申請者は、南海トラフから琉球海溝までの津波波源について検討を行い、南海トラフと琉球海溝については大規模な固着域が存在する可能性はあるものの、テクトニクス若しくは応力降下量等に関する情報において、大規模な地震の記録がある沈み込み帯との差異が認められることから連動させる必要はないと評価しています。また、申請者は琉球海溝の北部と中部についても連動させる必要はないとの評価結果でしたが、不確実性を考慮し、連動させて評価しています。このように、津波波源の設定に当たっては、敷地に最も影響のある津波波源を設定して評価していることを確認しています。</li>   <li>➤ 基準津波の策定に当たっては、遠隔地で起きた地震による津波の影響についても調査しています。このうち、1960年のチリ地震に伴う津波の影響が大きく、中甕で1.65mと評価し、この結果も踏</li> </ul>

III-3. 1 基準津波（第5条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 近年研究が進んできた津波堆積物調査を実施しているのであれば、その結果を審査書に記載すべきである。</li>   <li>➤ 基準津波による津波防護方針の妥当性を具体的な数値解析によって評価すべきである。</li> </ul>	<p>まえて評価されていることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は、既往津波による被害状況等についての文献調査等の結果、発電所周辺の沿岸域に顕著な影響を及ぼした被害津波は無いと評価していますが、今後、津波堆積物調査を通じて知見の拡充に努めるとしています。</li>   <li>➤ 基本設計では、基準津波の策定を行い、津波防護設計に用いる入力津波についての設計方針を審査しています。具体的な数値については、今後の詳細設計において確認し、津波防護対策の妥当性を確認していくこととなります。</li> </ul>

III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p><b>【防護対象施設の選定方針】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 1. の「防護対象施設」は、規則等に記載がない用語なので定義が必要ではないか。</li> <li>➤ 1. に記載の要求は「解釈別記3」ではなく「規則」である。</li> <li>➤ 安全重要度分類指針は津波の分類を目的とした指針ではないので、安全重要度分類を「踏まえ」ではなく「参考にして」等と適正化すべき。</li> <li>➤ 1. の「クラス1」との記載が唐突であり、「安全重要度分類におけるクラス1」等と適正化すべき。</li> </ul> <p><b>【基本事項】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2. (1) の「人工構造物」の用語記載がガイドと異なる。</li> <li>➤ 2. (1) の「海水ポンプ」「海水ポンプ以外の防護対象施設」は審査対象としているのか。</li> </ul>	<p><b>【防護対象施設の選定方針】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「防護対象施設」については、「防護対象とする施設」と記載を適正化します。</li> <li>➤ 解釈別記3では、規則の要求事項に対する具体的な方針を記載しているため、規則と同様の要求をしているものとみなしました。したがって、審査書（案）は原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul> <p><b>【基本事項】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえ、「人工構造物」に統一します。したがって、審査書（案）は原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御指摘の点については、耐震重要度分類におけるSクラス施設と、安全重要度分類におけるクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器を防護対象として選定していることを確認しています。ここでは、海水ポンプがEL. 5m 盤に設置された主な設備であること、また、海水ポンプ以外の主な設備を内包する建屋及び区画がEL. 13mに位置していることを確認しています。</li> </ul>

III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2.（2）に記載の要求は解釈別記3ではなくガイドである。</li> <li>➤ 2.（2）②e. で河川の堤防が崩壊しても影響はないとしているが、図示も説明もなく影響がないと断定できないのではないか。</li> <li>➤ 2.（3）に記載の要求は解釈別記3ではなくガイドである。</li> <li>➤ 海面振動の励起に関する評価は、実施済みなのか。それとも実施予定なのか。</li> <li>➤ 2.（4）に記載の要求は解釈別記3ではなくガイドである。</li> <li>➤ 2.（4）の「津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに原子炉補機冷却海水系の評価」は、「解釈」「ガイド」等に規定されているわけではない。</li> <li>➤ ガイドの「強震動に伴う敷地地盤の沈下の考慮」について記載がないが審査したのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御指摘の点については、解釈別記3第3項1号②及び第3項5号②において要求しており、審査書（案）は原案のとおりとします。</li> <li>➤ 河川の存在が遡上経路に及ぼす影響については、基準津波による遡上解析結果に基づき、川内川における津波の遡上状況から、河川周辺の浸水域を經由して遡上波が敷地に回り込まないことを確認しています。</li> <li>➤ 御指摘の点については、解釈別記3第3項5号②において要求しており、審査書（案）は原案のとおりとします。</li> <li>➤ 海面振動の励起に関する評価については、耐津波設計の基本方針を確認する際に、当該評価の結果を申請書添付書類八で確認しています。また、工事計画認可申請に係る審査においても当該評価の結果を確認します。</li> <li>➤ 御指摘の点については、解釈別記3第3項7号において要求しており、審査書（案）は原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御指摘の点については、解釈別記3第3項7号において要求しており、審査書（案）は原案のとおりとします。</li> <li>➤ 遡上域及び浸水域を評価する際の強震動に伴う敷地地盤の沈下の考慮については、P.38（2）「基準津波による敷地周辺の遡上</li> </ul>

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ ２．（４）の「高潮等」の「等」は何を指すのか。</p> <p>➤ 再現期間 100 年の高潮を算定しているが、至近 40 年で高潮をもたらす台風が「阿久根」に上陸しておらず、「阿久根」を基準にしても意味がないのではないか。台風による高潮の状況を沖縄周辺など広く調査し設定すべき。今、発生している 915hPa の台風が直撃しても水没しない設計とすべき。</p> <p><b>【津波防護の方針】</b></p> <p>➤ ３．（１）において、「明示する」とあるが、ガイドの「網羅することについて審査したのか。</p> <p>➤ ３．（２）において、「重要な安全機能を有する施設」とあるが、解釈の規定では「S クラスに属する設備」である。</p>	<p>域及び浸水域」で考慮することを確認しています。また、津波防護施設及び浸水防止設備並びに原子炉補機冷却海水系の設備は、耐震 S クラスの施設であり、第 3 条に係る審査において基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認しています。</p> <p>➤ 御指摘の点については、地球温暖化による影響を否定できないため「等」としてはいますが、潮汐による潮位変動に含めて評価されています。</p> <p>➤ 高潮による潮位変動については、敷地周辺での高潮の発生履歴及びその状況並びに敷地の汀線方向を考慮して、敷地における高潮の発生可能性を検討した上で、再現期間 100 年の高潮を算定し、基準津波との重畳を考慮する方針を確認しています。</p> <p><b>【津波防護の方針】</b></p> <p>➤ 敷地に応じた津波防護の概要については、津波ガイドに記載された「網羅する」との観点を踏まえ、外郭防護の位置及び浸水想定範囲の設定、内郭防護の位置、浸水防護重点化範囲の設定等を確認しています。</p> <p>➤ 防護対象とする施設については、耐震 S クラスの施設及び安全重要度分類におけるクラス 1 及びクラス 2 の構築物、系統及び機器とし、「重要な安全機能を有する施設」としてはいます。</p>

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ３．（２）①a.～d. は既設に限っているようだが、新設についての設計方針は審査対象外か。</li> <li>➤ ３．（２）の「遡上高さは最高で約６mとなる。津波が到達する可能性のある海水ポンプエリア（海拔５m）に防護壁を設置する方針で、新基準に適合している。」では不十分である。</li> <li>➤ ３．（３）の要求は「施設への影響防止」ではなく「機能への影響防止」ではないか。</li> <li>➤ 貫通部の止水処置で、浸水そのものによる電源・制御系配線のショート、システムダウンが考慮されていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 要求事項に対して必要な施設（経過措置があるものを除く。）については、基本設計ないし基本的設計条件の審査対象としています。なお、今回、審査した対象は、既に設置済みのものと認識しています。</li> <li>➤ 防護壁については、基準津波による海水ポンプエリア周辺の遡上高さが海拔６m（浸水深で１m程度）であることから、津波の流入を防止するため、当該エリアを取り囲むよう海拔１５mの高さの津波防護施設として設置する方針を確認しています。また、津波防護施設については、設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計する方針を確認しています。</li> <li>➤ 御指摘の「機能への影響防止」については、機能を有する施設や設備を対象に設計方針の設定を行っているため、「施設への影響防止」としてしています。</li> <li>➤ 重要な安全機能を有する施設の耐津波設計については、設置される区画及び建屋に津波が浸入しないよう可能な限り対策を施し、当該施設を浸水域から隔離し、津波による影響を防止する方針であることを確認しています。また、対策を施しても漏水する可能性を考慮し、当該施設が設置された区画への浸水量を算定し、重要な安全機能への影響を検討する方針であることを確認しています。 御指摘の電源、制御系統の設備については、重要な安全機能を有する施設に関連するものが検討対象として考慮されることとなります。</li> </ul>

### III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 浸水防止対策の「水密扉」の閉止は遠隔自動で操作ができるものではない。</li> <li>➤ 3.(4)の要求は「重要な安全機能を有する設備」ではなく、「Sクラスに属する設備」ではないか。</li> <li>➤ 地震後の地下水の流入について、湧水サンプポンプが耐震性を有するとしているが、電源喪失時にも運転可能なのか。また、津波やガレキの流入による機能喪失を考えるべきである。</li> <li>➤ 3.(5)の要求は「施設への影響防止」ではなく「機能への影響防止」ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制基準では、水密扉の配置、通常時及び避難時の人員の動線等、各発電所さらには各号機ごとの特性を考慮し、より柔軟な対応を可能とするため、水密扉を遠隔自動操作とする等の具体的な仕様までは要求していません。 川内原子力発電所1, 2号機に浸水防止設備として設置される水密扉については、中央制御室から開閉状態を監視可能な設計とした上で、開放後の確実な閉止操作等（津波警報発令時の閉止確認、操作を含む。）の手順を整備し、津波来襲時に閉止された状態を保持する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 防護対象とする施設については、耐震Sクラスの施設及び安全重要度分類におけるクラス1及びクラス2の構築物、系統及び機器とし、「重要な安全機能を有する施設」としました。</li> <li>➤ 地震により外部電源喪失に至った場合には、湧水サンプポンプ、湧水サンプポンプ電源及び排出ラインは耐震性を有しているため、地震時においても機能が保持できることを確認しています。 なお、湧水サンプピットは、内郭防護における浸水防護重点化範囲にあり、浸水防護重点化範囲は津波による影響から隔離する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 御指摘の「機能への影響防止」については、機能を有する施設や設備を対象に設計方針の設定を行っているため、「施設への影響防止」としています。</li> </ul>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 引き波による海水ポンプ呑口の露出を想定し、その影響を評価すべき。</li> <li>➤ 水位低下時の海水ポンプの継続運転のために貯留堰を設置しているが、水面上昇時の海水の流入（水位の回復）が遅れてしまうことも考慮する必要がある。</li> <li>➤ 循環水ポンプの運用として、大津波警報発令時に循環水ポンプを停止しているが、警報の遅れ、ポンプ停止の失敗、誤操作の可能性があり、「運用を整備する」というやり方では津波対策と言えないのではないか。</li> <li>➤ 津波時の海水ポンプの機能確保の観点から、津波荷重による海水ポンプの本体、取り付けボルト部の照査が必要ではないか。また、津波繰り返し作用による疲労を考慮する必要があるのではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準津波による水位低下時においては、取水ピット内の水位が海水ポンプの取水可能水位を下回らないよう貯留堰を設置し、海水ポンプの機能を保持できる設計方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 基準津波の襲来時の取水口付近及び取水ピットにおける水位変化については、貯留堰の有る場合と無い場合の管路解析結果を比較することで貯留堰の影響を確認しています。貯留堰の設置により取水口付近の水位回復にわずかな遅れが生じていますが、取水ピットではその傾向がほとんど見られないことを確認しています。</li> <li>➤ 設置許可変更申請に係る審査においては、大津波警報発令時に循環水ポンプを停止して、海水ポンプの取水量を確保する運用とすること等により、水位変動に伴う取水性低下に対して海水ポンプの機能を保持できるよう設計する方針であることを確認しています。また、循環水ポンプの停止（プラント停止）操作に関して、申請者は、ヒューマンエラーの防止を行うため、①大津波警報を確実に受信するため受信手段の多様化を図る、②受信した大津波警報を確実に認識するため運転員に報知する仕組みを設ける、③大津波警報を認識した運転員が確実に循環水ポンプの停止（プラント停止）操作を行えるよう教育を実施するとしています。</li> <li>➤ 基準津波により海水ピット内の海水ポンプに作用する波圧等の荷重が、ポンプ本体及び支持構造に及ぼす影響については、工事計画認可に係る審査において確認します。</li> </ul>

### III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 3.(5)の「大津波警報時」は「大津波警報発令時」が適切ではないか。</li> <li>➤ 3.(5)において、「構造である」ではなく「構造とする」と記載しているのは、「使用している」海水ポンプについて今後そのような構造に改造するという意味か。</li> <li>➤ 3.(5)において、「ポンプ軸受に混入したとしても」としているが、砂がポンプ軸受部に混入しないようにストレーナをラインのしかるべき箇所に設けてラインに混入した砂を除去しているのではないのか。「ラインに混入したとしても」という記載なら意味が通じる。</li> <li>➤ 3.(5)において、「1mm」は、海水ポンプの軸受循環水ラインストレーナの網目径の寸法のことか。また、「4.5mm」は異物逃がし溝の深さの寸法のことか。</li> <li>➤ 3.(5)の「逃がし溝からも排出され」の「も」は不要ではないか。また、主語が必要である。</li> <li>➤ 3.(5)の「大きな粒径」とポンプの機能との関係が不明である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 海水ポンプについては、既設の設備ですが、設置許可変更申請に係る審査において「構造とする」設計方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御指摘のとおり、約1mmという数値は、上部軸受循環水ラインのストレーナの網目径の寸法です。また、約4.5mmという数値は、下部軸受の異物逃がし溝の深さの寸法です。御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波の二次的な影響のうち漂流物の評価に関し、ガイド(4.5.2(3))にある取水スクリーンが漂流物となる可能性は審査したのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ パースクリーン及びロータリースクリーンについては、基準津波の流速により当該設備の上流側と下流側に生じる水位差が設備仕様の範囲内であるため、損傷することはなく漂流物とならないことを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波の二次的な影響のうち漂流物の評価に関し、漂流物の大きさ等の記載が不足しており、「取水性への影響が無い」とした根拠が欠如している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準津波によって生じる可能性のある漂流物については、敷地の港湾内及び遡上域における流速及び浸水深並びに漂流物となる可能性のあるものの形状、重量を考慮した上で特定しています。さらに、特定した漂流物が取水性に与える影響の評価に当たっては、基準津波による取水口付近の水位と取水口の形状を考慮していることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波の二次的な影響のうち漂流物の評価に関し、漂流物荷重として、漁船ではなく、付近を航行する船舶のうち最大の船舶を考慮すべき。また、燃料輸送船を漂流しないとする根拠が不十分である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 漂流物となる可能性のあるものの抽出に当たっては、発電所周辺において航行中、停泊中の船舶について、津波警報発令後の退避措置の実効性並びに基準津波襲来時の発電所周辺の海流速及び流れの方向の経時変化を踏まえて、漂流の可能性を検討しており、燃料輸送船等の大型船舶が取水性に影響を及ぼさないことを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ガイドにある陸上斜面崩壊による土砂移動・堆積及び漂流物に対する要件については審査したのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御指摘の点については、敷地北側盛土の崩壊に伴う土砂移動・堆積及び漂流物に対して、取水口、取水路及び取水ピットの通水性が確保できる設計とする方針を確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波の繰り返し襲来によって土砂や瓦礫が海水ポンプへ流入することを考慮して、海水ポンプへの影響を評価すべき。また、海水ポンプの機能が喪失した場合の代替手段等の対策を実施すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準津波の襲来時には、取水路及び取水ピットにおける流速が小さいため砂の流入も浮遊砂程度であること、また、引き波時であっても取水路は満管状態であり浮遊した瓦礫が取水口から流入</li> </ul>

III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p><b>【施設又は設備の設計方針及び条件】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波防護施設、浸水防止設備等の構造、仕様、強度及び設置状況など具体的な説明が一切無い。</li> <li>➤ ガイド（5.1(2)）にある津波による荷重の設定の考え方について審査したのか。浸水防止設備についても同じ。</li> <li>➤ 4.（2）において、事業者が「浸水想定範囲等」としている「等」は何を指しているか審査したのか。</li> <li>➤ 浸水防止対策の「水密扉」は、実証試験がなされておらず無条件に信頼してよいものではない。</li> <li>➤ 地震時及び地震後に津波監視設備の電源が確保されているのか。</li> </ul>	<p>しにくいことから、海水ポンプへの影響がないことを確認しています。なお、仮に最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においては、重大事故等への対処としての同機能を有する設備による対策を講じることを確認しています。</p> <p><b>【施設又は設備の設計方針及び条件】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可変更申請に係る審査においては、津波防護施設や浸水防止設備等について、入力津波に対してそれぞれの機能が十分に保持できるよう設計する方針を確認しています。</li> <li>➤ 設置許可変更申請に係る審査においては、津波ガイドを踏まえ、入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計する方針並びに荷重の組合せ及び許容限界の設定の考え方を確認しています。また、浸水防止設備についても同様です。</li> <li>➤ 御指摘の「等」については、外郭防護1及び内郭防護に係る設計方針を設定する上で考慮した浸水範囲のことであり、これらの範囲について確認しています。</li> <li>➤ 設置許可変更申請に係る審査においては、浸水防止設備である水密扉について、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計する方針を確認しています。</li> <li>➤ 津波監視設備及びその電源設備については、耐震Sクラスの設計方針であることを確認しています。</li> </ul>

### III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 余震による荷重に関し、ガイド（5.4.1）にあるサイトの地学的背景を踏まえた検討について審査したのか。</li>   <li>➤ 津波による瓦礫の漂流や油の流出から火災が発生することを考慮して、火災対策を実施すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可変更申請に係る審査においては、耐津波設計において余震荷重を考慮する方針であることを確認しています。なお、荷重組合せにおける余震による荷重の設定については、サイトの地学的背景を踏まえた検討を含め、その他自然現象による荷重の設定及び組合せとの整合性に配慮する必要があるため、工事計画認可申請に係る審査において確認します。</li>   <li>➤ 基準津波の襲来時には、遡上範囲内にある油倉庫の保管物、航行不能となった漁船の燃料等が流失し火災発生源となる可能性が考えられますが、遡上範囲の浸水する時間が限られていることも踏まえると火災の発生箇所は限定されるものと考えます。また、遡上範囲内の防護対象設備である海水ポンプは、津波防護壁に周囲を取り囲まれていることに加え、さらに外側を高さ3m（標高8m）、幅10m程度の防護堤により取り囲まれ離隔距離があります。このため、海水ポンプは、基準津波が襲来することにより発生火災の影響を受けないものと考えます。なお、原子炉施設で発生する火災に対しては、火災防護対策を実施するために必要な手順、機器及び体制等を定める火災防護計画を策定することとしています。</li> </ul>

Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ p.53の「3-4 外部からの衝撃による損傷の防止(第6条関係)」の1行目「組合せも含む」：第6条には規定されていない。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則解釈第6条第3項に、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることが規定されています。</p>

Ⅲ-4. 1 外部事象の抽出（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.54の「3-4.1 外部事象の抽出」：「外部事象」の定義が必要。</li> <li>➤ p.54の1.の3行目「自然現象を関連して」：文章になっていない。「自然事象に加えて、」という趣旨か。</li> <li>➤ p.54の1.の3行目「関連して発生する可能性がある自然現象」：「解釈」の規定では「自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件」としており「自然現象」とは称していない。審査書での用語の定義が必要。</li> <li>➤ 自然現象である太陽活動に起因する大規模な電磁障害による電源喪失の指摘が一部にある。人類の電気・電子文明はたかだか百数十年の経験しかなく、近い将来生ずる可能性を否定できず、検討が必要である。隕石の落下なども、2013年のロシアでの事例などを見ると、杞憂として無視はできない。確率が低いという理由のみで対策を放棄し、被害の大きさの見積もりや対応策を無視した結果は、先の大震災で見たとおりである。また、悪意を持った人為的な事象、たとえば、原子炉建屋に直接航空機の墜落、テロや戦争、ミサイル等の武力攻撃などの事象や送電線の切断の検討はなされていません。また、これ以外にもこの申請書に記載されていない想定外のリスクがある可能性を否定することは科学的に不可能です。原子炉建屋に直接航空機が墜落した場合について、確率が低くても可能性があれば考慮が必要と考えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Ⅲ-4. 1の柱書きにより、「外部事象」とは原子炉施設に影響を及ぼし得る自然現象及び人為事象であることが明らかなことから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ Ⅲ-4.1の1.において、自然現象の抽出についての考え方を記載し、また、Ⅲ-4.2.1～Ⅲ-4.2.4において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることを記載しているため、原案のとおりとします。</li> <li>➤ その発生確率が十分小さい事象については、これを想定し対策を実施することを要求していません。しかしながら、そのような事象に対しても、その影響が大きいと考えられるものに対しては、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）が発生した場合における体制の整備を要求しており、消火活動の実施や、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策を求めています。武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策を講じることとしています。</li> </ul>

Ⅲ-4. 1 外部事象の抽出（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロに関して。審査書案では、テロ集団が小型船舶を使い、川内原子力発電所の排水口に近づき 小型爆弾を仕掛けることを防ぐことは出来ない。よって、原子炉の再稼働は出来ない。</li> <li>➤ テロに関して、テロ集団が 川内川河川敷からエンジン付きパラグライダーにて 川内原子力発電所敷地上空に侵入し 上空から小型爆弾を投下することを防ぐことは不可能である。よって 再稼働は認められません。</li> <li>➤ 原子炉設置場所および周辺の土壌を調べ、そこに生存する微生物がどのような微生物で、いかなる特徴を持っているか全く調べていない。原子炉設置場所周辺の水圏を調べ、そこに生存する生物がどのような生物で、いかなる特徴を持っているか全く調べていない。また、事故が起きた場合、海洋や陸地における生物多様性にどのような影響を与えるかと言った視点がまったくない。</li> <li>➤ 例えば、H2ロケットや航空機が制御不能となり、飛び込んだ場合を想定した強度を保証できるのか説明が不足しています。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、新規制基準への適合性について確認しています。なお、御指摘の生物圏を含む環境の防護については、国際的な動向を踏まえつつ、今後検討されるべきものと考えます。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈第6条第8項において、航空機の落下についての評価は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」に基づき、防護設計の要否について確認する旨規定されています。当該手法においては、最近の20年間において国内で発生した事象事例を対象とすることとしています。</li> </ul>

### III-4.2 外部事象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 太陽活動（太陽フレア、CME）による磁気嵐、ならびに大気圏外核爆発によるEMPは考慮されているのでしょうか？磁気嵐の場合、送電線網より過大な誘導電流が流入し、所内の変電設備の損壊、ならびに広域停電による外部電源喪失が発生する可能性があると思われる。</p> <p>通信機器及び電子機器も損傷する可能性が高いと思われる。外部電源喪失時の所内電源の燃料の輸送手段として、タンクローリの記載が、審査書全体に散見されますが、輸送用車両もエンジン制御等で電子回路を使用している認識です。タンクローリの耐電磁強度についても、安全性を診断すべきと思われる。</p> <p>➤ p.56の5行目「又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している」：なにに対する設計方針なのか示されていない。「および設計上考慮する必要はない人為事象に対する設計方針」という趣旨か。</p>	<p>➤ 太陽活動に起因する大規模な電磁障害（太陽フレア）については、磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが、日本では、磁気緯度、大地抵抗率の条件から地磁気変動が影響を及ぼす可能性は極めて小さく、その影響は欧米に比べて無視しうる程度であるため除外するとしていることを確認しています。</p> <p>➤ 人為事象について、設計上考慮すべきものと設計上考慮する必要はないものに区分して設計方針を策定するとの意図です。</p>

III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 「九電は、竜巻に対する防護設計のため、国内で過去に発生した最大の竜巻にさらに余裕を持たせた最大風速100mを設定。竜巻による飛来物となり得るものを固定するなどの対策を講じ、施設の安全機能が損なわれないことを確認した。」とあるが、想定外の竜巻への対応策が不十分。</p> <p>➤ 海外では風速200km/時以上の竜巻が現実に発生しており、現行の設定では安全係数が十分とは言えない。なぜなら、最近の気候変動は著しいものがあり、過去に日本で発生していないからといって、今後もそうである保証は全くない。現に、最近は気象条件が以前の例が当てはまらないものが多々観測されている。現行では、安全係数に余裕が無さすぎる。200km/時まで想定すべきと考える。</p> <p>➤ 3-4・2・1 竜巻 p56 台風（竜巻）の影響でついでに気になることは、吹き付ける風には結構耐えられる。しかし、こわいのは反対側である。風速80mという沖永良部台風を経験したが、吹き付ける風にはサッシ窓は耐えた。しかし、風下側のサッシは弓なりに曲がって吸い出されようとした。寸前で台風の目に</p>	<p>➤ 原子力発電所の設計上想定される竜巻に対する防護設計を行うため、当該竜巻検討地域においては、F3の竜巻はこれまで発生したことは確認されておりませんが、竜巻ガイドに基づき、設計竜巻の最大風速（92m/s）にさらに余裕を持たせた竜巻（最大風速100m/s）を想定しています。設計竜巻の設定にあたっては、①国内において過去に発生した竜巻の最大風速（F3：70m/s～92m/s）と②竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（75.4m/s）を比較し最も大きな値として92m/sを基準竜巻として設定していること確認しています。この基準竜巻の設定については、データの信頼性を考慮し設計基準として保守的な値を設定していると判断しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 竜巻ガイドにおいて、竜巻による評価対象施設内外の気圧差による荷重についても考慮することとされており、審査の段階でもその旨確認しています。</p>

### III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>入ってまぬがれたが、たぶん真空状態が形成されるのだろう。気圧差による荷重にこのことについて考慮され、実験などが行われて対策が取られていないように思う。</p> <p>➤ 竜巻飛来物について、一時保管物（たとえば工事資材）の全てを想定し、必要な措置をとるとの考え方は、非現実的ではないか？ 一時保管物が、必ず、発電所内の規則を遵守して仮置きされるとの想定は、非安全側の想定であり、本来的には、飛来物による衝撃荷重が加わらない状態での竜巻荷重に対する耐力に十分な余裕が無い建物等を評価しておき、その周囲に一時保管物を仮置きしないといった運用とすべきと考える。また、飛来物を想定できるとしているが、形状や重量、材質は、どのような方法で想定できるのか？ たとえば、竜巻による建物等の破損を防止する設計としていると言うなら、飛来物は、発電所外から到達することになる。発電所外に対して、飛来物化しやすい物体に関する固縛等の管理を行うことは不可能であろうし、発電所外に何が存在するかを想定してしまうこと自体、非現実的で非安全側の思想であり、不適切な設計思想であろう。飛来物に関しては、そのものの姿を想定するのではなく、まず、破壊を防ぎたい建物等に備えさせるべき安全余裕を工学的判断に基づいて設定することが必要ではないのか。その上で、その安全余裕が確保できるように、破壊を防ぎたい建物等の周囲に遮蔽物を設置し、その遮蔽物が破壊されることによる一次的衝撃エネルギーの低減効果（設計竜巻風速で吹き上げられる、高強度材質で作られた一般的な構造物あたりを想定することになるのだろう）と、設置（構造設計）段階での遮蔽物の破壊モード制御により飛来物化する遮蔽物の形状を限定して</p>	<p>➤ 竜巻ガイドに基づき、竜巻による飛来物については、代表飛来物として鋼製材を選定し、運動エネルギーや貫通力が代表飛来物より大きくなる飛来物については、固定や固縛、または、必要な離隔を確保するように退避させ、飛来物とならないように管理を行う手順等を予め整備し、的確に実施するとしていることを確認しています。また、その他の飛来物によって防護する機器等の安全機能が損なわれることがないように、建屋又は防護ネット等により衝突時の衝撃荷重に耐える設計とすることを確認しています。また、竜巻ガイドを踏まえ、敷地外から飛来してくる飛来物については、代表飛来物の運動エネルギーや貫通力に包含されていることや、十分な離隔が確保されていることが考慮されているものと考えます。</p>

III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>しまい、その飛来物化した遮蔽物が持つ二次的衝撃エネルギーを、建物等が耐える水準まで低減させる対策を講じる、との思想をとる方が、余程に現実的で安全側の設計思想と考える。</p> <p>➤ p. 56 の「Roman3-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」の 4 行目「1. 竜巻に対する・・・」: 10 行目の「1. 設計対象施設を抽出するための方針」と項目名を合わせるべき。</p> <p>➤ p. 57 の 3 行目「竜巻ガイドを踏まえたもの」: 「ガイド」では耐震 S クラス施設を竜巻防護施設にすると規定しているが、申請者はクラス 1, 2 の施設としており、両者は整合していない。</p> <p>➤ p. 57 (2) の 5 行目「竜巻ガイドを踏まえたもの」: 「ガイド」では「波及的影響」と規定され、申請者は「影響」としているが、違いはなにか。</p> <p>➤ p. 57 (2) の次の段落の 1 行目「竜巻防護施設を内包する建屋」: (1), (2) に該当せず、倒壊等によっても竜巻防護施設に影響を及ぼし得ない当該建屋を設計対象施設に抽出するのは安全上の意味がないと思われるが、その妥当性についてはどのように審査したのか。</p> <p>➤ p. 57 の 1. の最終段落の 2 行目「竜巻ガイドに・・・加え」: 「ガイド」を踏まえただけでは安全上不十分であるということなのか。</p>	<p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p> <p>➤ 竜巻から防護する施設として、設置許可基準第 6 条に基づき、竜巻ガイドで示す耐震重要度分類 S クラスを包含する安全重要度分類クラス 1、2、3 の設備等を対象としていることを確認しています。</p> <p>➤ 「竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設」として一般的な表現としたものであり、竜巻ガイドにある「竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設」と同意です。</p> <p>➤ 竜巻防護施設を内包する建屋は、(1) で抽出された竜巻防護施設の安全機能を損なわれないようにするために必要となる外殻となる施設であることから、設計対象施設として抽出し竜巻による影響評価を行うことを確認しています。</p> <p>➤ 竜巻ガイドは、設置許可段階において確認する具体的内容を例示し、審査に活用することを目的としています。審査においては、設置許可基準第 6 条に基づき、安全施設が想定される竜巻が発生</p>

III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.57の2.の4行目「竜巻検討地域」:「ガイド」では「類似の地域」だけでなく「立地地域」も設定の候補と規定しているが、記載が漏れているのでは。</li> <li>➤ p.57の2.(1)の1行目「本発電所が立地する地域と気象条件の類似性の観点」:日本語としておかしい。「・・・地域の気象条件との・・・」の意か。</li> <li>➤ P60 3-4-2.1 3) 竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設 倒壊等により竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても竜巻防護施設に影響を与えないように、固定等の防護対策を講じる方針としている。規制委員会は、申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて竜巻防護施設及び竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設に対して防護対策を講じることにより、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。とあるが、考慮した、や、方針を確認したではなく、具体的な内容を説明するなど明記しないとそれが本当に反映されるかが判断できないので、パブコメの意味をなさない。</li> </ul>	<p>した場合においても安全機能を損なわれないことを確認するため、申請者の申請内容に対し、必要に応じてガイドに加えて確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 竜巻ガイドに基づき、竜巻検討地域は、本発電所が立地する地域及び本発電所が立地する地域と気象条件等が類似する地域から設定することを確認しています。本記載箇所は申請書の記載を引用していることから原案のとおりとします。</li> <li>➤ 設置許可段階では、変更しようとする原子炉施設の位置、構造及び設備の基本設計ないし基本的設計方針を確認するものであり、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とする方針を確認しています。</li> </ul>

Ⅲ-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ P6 1 3-4-2. 1 規制委員会は、申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、燃料タンク等と竜巻防護施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、随件事象の影響を適切に設定した上で、その随件事象に対して竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とする方針としていることを確認した。とあるが、安全機能が損なわれない設計とする方針とはなにか。具体的に記載がないので、判断材料として不十分である。</p> <p>➤ 竜巻による飛来物を固定するなどの対策を講じ施設の安全機能が守られることを確認したと言うが、飛来物がどんなものか、竜巻のコース、強さなど、検証がされていない。</p> <p>➤ 川内原発の設計飛来物は、竜巻影響評価ガイドに記載されている鋼製材としており、最大水平速度及び最大鉛直方向速度は、JNESの委託研究で評価された値であるが、飛散評価をする際に用いる空力パラメータの計算過程に過誤がある可能性があり、最大水平速度の計算を再確認する必要がある。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 竜巻ガイドに基づき、竜巻による飛来物については、代表飛来物として鋼製材を選定し、運動エネルギーや貫通力が代表飛来物より大きくなる飛来物については、固定や固縛、または、必要な離隔を確保するように退避させ、飛来物とならないように管理を行う手順等を予め整備し、的確に実施するとしていることを確認しています。また、その他の飛来物によって防護する機器等の安全機能が損なわれないよう、建屋又は防護ネット等により衝突時の衝撃荷重に耐える設計とすることを確認しています。</p> <p>また、竜巻ガイドを踏まえ、敷地外から飛来してくる飛来物については、代表飛来物の運動エネルギーや貫通力に包含されていることや、十分な離隔が確保されていることが考慮されているものと考えます。</p> <p>➤ 御指摘を踏まえ、竜巻影響評価ガイドの解説表4. 1 飛来物及び最大速度の設定例のうち、鋼製材の最大水平速度の数値を修正します。なお、誤りは最大水平速度を大きくしていたものであり、より保守的な評価となっていることから、竜巻防護設計の妥当性には影響しません。</p>

III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 「審査書では、竜巻への対処は日本国内での最大既往の F スケール3に余裕を持たせた設計竜巻の設定とそれを基にした設計方針をとることを審査したとしている。それでは、「安全機能が影響を受ける場合であって、安全上支障のない期間に補修等が行うことができる場合は、修復等によって確実に復旧させる運用としている。」とある。設計方針が守られているかは工事計画を見なければ判断できない。また運用は審査書にはない。それは保安規定を見なければならない。」</p> <p>➤ III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針竜巻に対応できると評価しているが、竜巻に直撃されて送電線が破壊されれば、電源喪失になることは間違いなく、復旧できるまでの期間に対応できる非常電源に設備が不十分である。</p>	<p>➤ 設置許可段階では、変更しようとする原子炉施設の位置、構造及び設備の基本設計ないし基本的設計方針を確認するものであり、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とする方針を確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第33条に基づき、7日間の外部電源喪失を仮定しても必要とされる電力を供給できる電源を、発電所内に確保していることを確認しています。7日以降については、外部電源の復旧または外部からの支援により電源が確保されることとなります。</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
<p>【火山の抽出について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 過去の最大休止期間より長く休止していることをもって、将来の活動可能性を否定することはできないのではないか。</li> </ul> <p>【個別評価について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ カルデラ噴火の時期や規模を予測することは不可能であり、運用期間中のカルデラ噴火の可能性は十分に小さいと判断する根拠や基準が不十分ではないか。</li> <li>➤ 階段ダイヤグラムを用いた評価や、鹿児島地溝全体として VEI7 以上の噴火の平均発生間隔を 9 万年としている評価は不適切ではないか。</li> <li>➤ 鬼界も鹿児島地溝に含めて平均的発生間隔を評価すべきである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は、完新世に活動が無い火山が将来活動する可能性があるかどうかの評価に当たっては、個々の火山の活動履歴から、火山活動が終息する傾向が顕著であるかどうかを判断しており、その評価について確認しています。</li> <li>➤ 火山の活動性の評価については、火山ガイドに基づき、将来活動する可能性がある、若しくは否定できない火山を抽出し、原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動性を総合的に評価することを求めています。具体的には、過去の活動間隔、マグマ溜まりの浮力中立点に関する検討、GPS による観測結果等により、現在のマグマ溜まりが VEI7 以上の噴火直前の状態でないとする評価について確認しています。</li> <li>➤ 階段ダイヤグラムを用いた火山噴火履歴の検証は、精度の問題はあるものの、活動履歴を把握する手法として有効と考えています。その際、個々のカルデラでは、必ずしも明確な周期性は確認されていませんが、鹿児島地溝における複数の火山を一括して評価していることについては、大局的な考察手法として捉えています。なお、個別火山の活動可能性については、岩石学的、地球物理的な既知の知見を基に総合的に評価されており、その結果を確認しています。</li> <li>➤ 鬼界を含めた VEI7 以上の噴火の活動間隔は約 6 万年、最新の VEI7 以上の噴火は約 7,300 年前と評価されています。鬼界を含んだと</li> </ul>

### III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Nagaoka (1998)による噴火ステージの考え方は、一般化できないのではないか。</li> <li>➤ 鬼界のカルデラ噴火は6地質学的にはごく最近で、マグマ活動が収束した後カルデラ期になったとはいえないのではないか。</li> <li>➤ 「Druitt et al. (2012)」の論文は、ミノア噴火という過去1回の事例だけについて述べているのであって、南九州のVEI7以上の噴火が同様であるという論拠にはならないのではないか。</li> <li>➤ VEI7未満の噴火による敷地への影響を否定している根拠が不十分ではないか。川内原子力発電所の敷地では桜島薩摩噴火による影響が最も大きいとしているが、桜島大正噴火についても検討対象</li> </ul>	<p>しても、その間隔は最新のVEI7以上の噴火からの経過時間に比べて十分長いとした評価を確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Nagaoka (1998)による知見は、始良カルデラ、阿多カルデラ及び鬼界を対象として検討されているものであり、有用な知見であると考えています。</li> <li>➤ 申請者は、鬼界については、Nagaoka (1998)による噴火履歴に関する知見をはじめ、岩石学的情報や測地学的情報によるマグマ溜まりの知見等から、現在は薩摩硫黄島における後カルデラ火山噴火ステージと評価しており、その評価結果について確認しています。</li> <li>➤ 申請者は、ミノア噴火の事例のみならず、Nagaoka (1998)による噴火履歴に関する知見をはじめ、過去の活動間隔、岩石学的情報、測地学的情報によるマグマ溜まりの知見、マグマ溜まりの浮力中立点に関する検討、GPSによる観測結果等により、現在のマグマ溜まりがVEI7以上の噴火直前の状態でないと評価しており、原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性が十分小さいとした申請者の評価は妥当であると判断しています。 なお、一つの知見がすべての火山に適用可能とは考えていません。様々な知見に基づいて総合的に評価していくことが重要と考えています。</li> <li>➤ 申請者は、VEI7未満の火山事象については、原子力発電所の運用期間中に火砕流、溶岩流、岩屑なだれ等の火山事象が敷地に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価しています。その上で、降下</li> </ul>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
<p>とすべきである。</p> <p>➤ 始良カルデラではマグマの供給が現在も継続し、年間 1cm の割合で山体が膨張している。現時点でのマグマ蓄積量は不明なのにカルデラ噴火の可能性が小さいと評価できるのか。</p> <p>➤ 一度でも火砕流が敷地に到達した可能性が否定できないのであれば、立地不適とするべきである。</p> <p>【火山事象の影響評価について】</p> <p>➤ 巨大噴火による降灰量や、風向き・地形等の影響を考慮すると、降下火砕物の影響予測が過小評価ではないか。</p>	<p>火砕物については、桜島大正噴火規模を超える噴火として、始良 Tn 以降の既往最大規模である桜島薩摩噴火を評価対象としています。</p> <p>➤ 申請者は、始良カルデラのマグマ溜まりの評価については、現在、桜島のマグマ溜まりが深さ約 6 km に位置しているものの、始良カルデラ中央部については、深さ約 12 km であると評価しています。マグマ溜まりの浮力中立点に関する検討等により、始良カルデラのマグマについては、運用期間中に VEI7 以上の噴火の可能性があるような大規模な珪長質マグマ溜まりではないと評価していることを確認しています。</p> <p>➤ 火山ガイドでは、原子力発電所の運用期間中において設計対応が不可能な火山事象が敷地に到達する可能性が十分小さいと評価できない場合は立地不適となりますが、十分小さいと評価できる場合は立地不適とはならず、火山灰などの影響について評価することとしています。なお、過去に火砕流が到達した可能性が考えられる火山についてはモニタリングを実施することとしています。</p> <p>➤ 申請者は、降下火砕物について、文献調査、地質調査等の結果、敷地に最も影響が大きいと評価した桜島薩摩噴火を対象としてシミュレーションを行って降灰量を推定しています。その際、風向きや粒径等の不確かさも考慮し、安全側の評価となっていることを確認しています。</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 新たな火山の誕生が川内原子力発電所に影響を及ぼす可能性を検討すべきである。</p> <p>【兆候把握、モニタリングについて】</p> <p>➤ モニタリングによって噴火の兆候や規模を把握することは困難ではないか。また、兆候を認めた場合はどう対応するのか。</p> <p>【その他】</p> <p>➤ 九州電力は岩石調査を行うと審査会合で述べていたが、審査書確定前に公表すべきである。</p> <p>➤ 日本火山学会や火山噴火予知連絡会等の外部専門家による火山評価ガイドの見直しを行った上で、改めて火山の影響評価を行うべきである。</p>	<p>➤ 申請者は、新たな火口の開口については、火山事象の一つとして評価しています。敷地近傍における低周波地震及び熱水活動が認められないこと等から、新しい火口の開口による敷地への影響はないと評価していることを確認しています。</p> <p>➤ モニタリングは、噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的としており、噴火の時期や規模等を予知・予測することを目的としていません。なお、モニタリングによって、GPSによる基線長や地震観測結果等に変化が生じた場合は、原子炉の停止措置等の措置を講じるかどうか判断する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 御指摘の申請者による岩石調査は、今後、モニタリングを実施しつつ、新しい知見の収集の一環として検討を行っていくものと認識しています。</p> <p>➤ 火山ガイド策定に当たっては、火山の専門家から御意見を伺うとともに、原子力規制委員会や旧 JNES でこれまでに蓄積された火山に関する専門的知見を活用しています。安全への取組に終わりではなく、常に新たな知見の収集を継続していくことが必要と考えています。新たな知見が得られ、将来的に調査研究が進むことによって実用可能な手法が出てきた場合には、必要に応じて規制に取り込み、更なる安全の向上に取り組んでいきます。</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 火山影響評価における立地評価において、地理的領域を半径 160km とした根拠が不明である。</p> <p>【降下火砕物の影響】</p> <p>➤ 九電は桜島火山噴火で最大 15 センチ程度の火山灰が川内原発敷地内に降り積もると予測しています。15 センチもの火山灰が敷地全域に降り積もった場合、冷却系や電気系統、配管系統など全域に多大な被害を受けると想定されますが、そうした事態での原子炉保全策が審査対象になっていません。これは 5 層の防護のうち 3 層までの部分に含まれている対策であり、これらを審査していないことは規制委の重大な瑕疵と指摘せざるを得ません。九電は 15 センチ降り積もった火山灰対策として「道路の灰を除去する大型重機も配備した」としていますが、冷却水をくみ上げるポンプのある岸壁も上からの火山灰対策は示されていませんし、電源喪失の可能性も具体的に示されていません。九電が火山灰堆積を想定しているのですから、規制委としても審査結果を公表すべきです。</p> <p>➤ 火山灰の軽石が多い場合には、降下した軽石が海岸線を覆うことになり、原子炉の冷却に必要な海水の取水ができなくなる可能性がある。</p> <p>➤ 火山灰がもし送電線に降りかかったら、福島よりもいとも簡単に全電源の喪失も予想されます。</p>	<p>➤ 既往最大である阿蘇 4 の噴火による火砕流の到達距離を踏まえて設定しています。</p> <p>➤ 敷地全域に最大 15 cm の降下火砕物が湿潤状態で堆積することを想定し、構造健全性が維持されることを確認するとともに、降下火砕物の特徴を踏まえて、直接的影響及び間接的影響を考慮しても安全機能が損なわれることがないことを確認しています。なお、外部電源の喪失については、ディーゼル発電機、燃料貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備え、除灰作業も行うことによりディーゼル発電機等の 7 日間の連続運転ができる設計としていることを確認しています。</p> <p>➤ 桜島薩摩噴火による降下火砕物のシミュレーション結果によると、粒径の 95% 以上が 4 mm 以下とされています。粒子の大きな軽石については、海水ストレーナーにより除去できる設計とする方針を確認しています。</p> <p>➤ 外部電源の喪失については、ディーゼル発電機、燃料貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備え、除灰作業も行うことによりディーゼル発電機等の 7 日間の連続運転ができる設計としていることを確認</p>

### III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火山灰は電気を通す。電線の絶縁体の碍子にも降りそそぎ、高圧電源はそれでショートする。バックアップ電源を動かすというが、ディーゼルのエンジンは空気を吸わないと冷やせないから、火山灰が降る中では動かさない。つまり、火山灰が降る中では福島より早いスピードでメルトダウンするだろう。</li> <li>➤ 原子力発電所は500℃の火山灰の降下に耐えられない。</li> <li>➤ 道路に数ミリでも濡れた火山灰が積もると、一般車両の通行は不可能となり事故対応人員さえ確保できない。</li> <li>➤ 火山活動は一般に硫化物の噴出を伴う。電子機器は硫化物にさらされたとき、腐食が生じる。半導体は特に端子部分から腐食が進みボンディングワイヤの断線やシリコンの劣化が発生することは電子業界では常識となっている。つまり、全ての電子機器の動作が停止したときにどのような安全性が確保されるか検討する必</li> </ul>	<p>しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 電気系及び計測制御系の施設は、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対象施設に与える機械的影響等に対して安全機能が損なわれない設計であることを確認しています。ディーゼル発電機については、外気の取り入れを必要とすることから、フィルタによって降下火砕物が侵入し難い設計であること、機関に侵入したとしても、機器に間隙を設けることにより閉塞させないこと、換気空調設備のフィルタの取替等作業は予め手順等を整備し的確に実施すること等を設計方針としていることを確認しています。</li> <li>➤ 原子力発電所に到達する降下火砕物の粒径が小さく、火口から離れた場所に立地することから、降下火砕物は冷却されると判断しています。</li> <li>➤ 構内に堆積した火山灰については、ホイールローダーにより除去することにより、必要な活動が確保できることを確認しています。また、外部と途絶されても7日間は構内の人員や物資により必要な活動を継続できることを確認しています。その後についても、陸路又は海路から必要な支援が行われることを確認しています。</li> <li>➤ 電気系及び計測制御系の施設は、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対象施設に与える化学的影響等に対して安全機能が損なわれない設計であることを確認しています。計装盤は、絶縁低下しないように、外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている方針であることを確認しています。</li> </ul>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
<p>要があると考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ (4)ばい煙及び有毒ガスについて検討を加えフィルターで除去すると記載しているが、火山噴火のように継続的かつ大量の粉塵、硫化物に対し、フィルターは目づまりを発生し、機能しないであろうことは容易の想像できる。非常用電源があると言っても、ディーゼルエンジンの設置ルームの冷却やフィルターの目詰まりで、非常用電源さえ止まる危険がある。</li> <li>➤ 現在設置されているフィルターは、0.12mm以上の粉塵の90%は除去できるとしているが、残りの10%の粉塵の影響は無視できない。さらに、0.12mm以下の粉塵は機械が粉碎すると説明されているが、火山灰の80%は0.06mm以下であり、0.06mm以下の火山灰が大量に通過した際に機械に及ぼす影響は無視できず、現在のフィルターでは対応できない可能性が高い。</li> <li>➤ 下記の四点について、懸念を払拭する為の設計的考慮と事前の実験検証が必要と考えます。 <ul style="list-style-type: none"> <li>① 67ページの、8. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針の(2)安全上重要な設備の機能の維持に対する設計方針の丸2水循環系の閉塞・・・において、『降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はない』としている。しかし、冷却水である海水に塵状の火山灰が混じって混濁液(スラリー状)となった場合、海水ポンプによっては噛み込みがおき、焼付いて作動不全になる、と懸念される。また、スラリーが配管内壁に堆積沈着して</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ フィルターは取替えが可能な設計であり、当該作業の手順等を予め整備し、的確に実施することを確認しています。</li> <li>➤ 降下火砕物や、設計対象施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の進入防止対策として、平型フィルタ等の設置や換気空調系の停止により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあっては、閉回路循環運転により居住性を確保する方針としていることを確認しています。</li> <li>➤ ①のご意見については、取水設備には複数のストレーナを設置するとともに、海水ポンプに降下火砕物の粒子に対して狭隘部に十分な幅を設けることにより閉塞しないように設計することを確認しています。</li> </ul>

### III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

ご意見の概要	考え方
<p>閉塞や流路抵抗を増し、冷却に必要な流量を確保できなくなると懸念される。</p> <p>② 68ページの、8. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針の(2)安全上重要な設備の機能の維持に対する設計方針の丸4 その他の影響において、『電気系及び計装制御系の計装盤は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置する』としている。しかし、火山灰は微粒であるため、通常の空調に用いる目の粗いフィルタでは捕捉しきれず、管理すべきエリアへの侵入を防ぎきれない。また、火山灰は大量であるため、目の細かい高性能フィルタを使用した場合には目詰まりを起し、長時間の防護運転ができない。ということが懸念される。</p> <p>③ 68ページの、8. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針の(3)外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針において、『降下火砕物の侵入防止対策として、平型フィルタ等の設置や換気空調系の停止により、安全施設の安全機能が損なわれないようにする』としている。しかし、上記2項に述べたと同じ理由で同じ懸念がある。</p> <p>④ 69頁の、9. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針において、『原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないようにディーゼル発電機、燃料油貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備えとし、タンクローリによる燃料の運搬も含めて7日間の連続運転が可能』としている。しかし、ディーゼル発電機もタンクローリーのエンジンも内燃機関であることから、外気を取り入れる際に火山灰を取り込み、焼付いて作動不全になることが懸念される。</p>	<p>➤ ②、③、④のご意見については、電気系及び計測制御系の施設は、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対象施設に与える機械的影響等に対して安全機能が損なわれない設計であることを確認しています。ディーゼル発電機については、外気を取り入れを必要とすることから、フィルタによって降下火砕物が侵入し難い設計であること、機関に侵入したとしても、機器に間隙を設けることにより閉塞させないこと、換気空調設備のフィルタの取替等作業は予め手順等を整備し、的確に実施すること等を設計方針としていることを確認しています</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 発電機の設置室には、部屋の外気取り入れ口には平型フィルタが設置されているが、粒径6.6 μm～8.6 μmの火山灰粒子を85%しか除去できない。発電機本体には、吸気フィルタは粒径120 μm以上の粒子を90%以上しか除けないので、粒径が数μm以下の火山灰粒子はシリンダライナーとピストンリングの隙間（油膜厚さ相当：数μm～数十μm）に侵入できる。</li> <li>➤ p65 3-4-2.2 規制委員会は、申請者による設計対象施設を抽出するための方針が、安全重要分類類指針に従って、降下火砕物によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器並びに上位クラスへ影響を及ぼし得る施設について、火山ガイドを踏まえて降下火砕物の特徴を考慮した上で、適切に抽出するものとしていることを確認した。とあるが、特徴を考慮とは、どう考慮するのか、適切に抽出するものとしていることを確認と方針を確認するだけでなく、実際にともなう具体的な中身を表してほしい。それでないの実効性が伴わない。パブコメに出す段階ではない。</li> <li>➤ P61-3-4-2.2 火山の影響に対する設計方針申請者は「降下火砕物の影響を設計に考慮する施設にクラス1と2、それに影響を及ぼすクラス3のみを抽出し、降下火砕物で損傷しても、代替手段があるクラス3は抽出しない」とし、規制委員会はこれを認めている。この考え方は福島事故前まで言われてきた「原発は五重の壁があるから安全」の安全神話を反省していない。代替えがあるから安全機能は失われたいとする考え方は改めるべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、基本的な設計方針について確認しています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則第6条第1項において、安全施設は想定される自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわないことが要求されており、審査においては、安全施設が、その重要度に応じて、必要なときに必要な機能が果たせることを確認しています。</li> </ul>

Ⅲ-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 65 の 5. の 5 行目「安全重要度分類指針に基づき」：抽出する方針については同指針に規定されていない。ここは「同指針で定義されている重要度分類であるクラス 1」という趣旨では。</li> <li>➤ p. 65 の 5. の第 2 段落の 3 行目「このうち」：「クラス 1, 2 構築物等全体からいくつかを抽出する」ということを意味しているのであれば「クラス 1, 2 構築物等を内包する建屋」はクラス 1, 2 ではないのであるから文意に適合していない。</li> <li>➤ p. 66 の 2 行目「火山ガイドを踏まえて」：p. 65 の 5. の第 2 段落の記載では申請者は安全重要度分類指針に基づくとしており「ガイド」についての言及はない。「ガイド」では規定されていない同指針に基づく申請内容が「ガイド」の規定を踏まえているかどうかについて審査したのか。</li> <li>➤ p 67 3-4-2. 2 降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計するとしている。とあるが、設計するとしているとは、具体的な内容が記載されていないし、するとしているとは、可能性を述べているだけで、確実性がない。このような文言の表現は不確かである。</li> <li>➤ 道路は 5 cm で通行不能、雨が降ると灰が粘土状に固まり、5 mm 程度でも車が動かせず、原発に近づくことさえできなくなるのです。原発の冷却水の取水口は、海にくらげが大量発生しただけで支障</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 重要度分類指針には、安全施設を収納する建屋も「関連系」として、安全機能を有する構築物に含まれることが記載されています。</li> <li>➤ 審査書 65 ページ 5. の第 2 段落に記載のとおり、「申請者は、降下火砕物の影響を設計に考慮する」ことを前提に、施設の抽出が行われていることが明らかであり、これは火山ガイドを踏まえた対応であることから、規制委員会として「火山ガイドを踏まえて」と判断しています。</li> <li>➤ 設置変更許可にかかる審査においては、基本的な設計方針について確認しています。</li> <li>➤ 降下火砕物の特徴として、粘土質ではないこと、硬度は砂より低くもろいこと等が挙げられます。この降下火砕物による間接的影響として、交通の途絶も想定し、ディーゼル発電機、燃料貯油槽</li> </ul>

### III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

ご意見の概要	考え方
<p>をきたしたので、粘土状の灰が詰まって、取水不能となるでしょう。灰に阻まれ、除去作業もできない可能性が大了。</p>	<p>及び燃料油貯蔵タンクを備え、ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を可能とするために、燃料の運搬のためのアクセスルートの除灰作業を行う運用とする方針であることを確認しています。また、水循環系を有する施設は、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対象施設に与える機械的影響等に対して安全機能が損なわれない方針としていることを確認しています。</p>
<p>➤ p. 68(3)の第2段落の3行目「原子炉制御室」：第1段落の最終行「中央制御室」との違いはなにか。</p>	<p>➤ 新規制基準では、いわゆる「中央制御室」を「原子炉制御室」と定義していることから、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ p. 68(3)には「ガイド」(6.1(3)(a)丸数字3)で規定する非常用ディーゼル発電機の損傷等に係る記載がないが審査したのか。</p>	<p>➤ 審査書67ページ8.の(2)ないし(3)において、確認しています。</p>
<p>➤ p. 69の9.の2行目「外部からの支援がなくても」：「ガイド」(6.1(3)(b))では「外部からの支援等により」と規定している。</p>	<p>➤ 火山ガイドの趣旨から逸脱はないため、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ p. 69の9.の第3段落の3行目「7日間の連続運転を可能とするために」：7日間の根拠等を明示するために「設置許可基準規則解釈で要求しているディーゼル発電機の7日間の連続運転による必要な電力の供給を可能とするために」等の記載の適正化が必要。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則第33条第7項に係る解釈において、「7日間の外部電源喪失を仮定しても」と明示されており、設計基準で想定される外部電源喪失の期間は明らかであることから、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないためのディーゼル発電機などの運転について「タンクローリによる燃料の運搬も含めて7日間の連続運転が可能」としている。しかし、これは「燃料の運搬のためのアクセスルートの除灰作業を行う」ことが前提であり、実際に巨大噴火の状況下では除灰作業を行うことが</p>	<p>➤ 降下火砕物による間接的影響として、交通の途絶も想定し、ディーゼル発電機、燃料貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備え、ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を可能とするために、燃料の運搬のためのアクセスルートの除灰作業を行う運用とする方針であることを確認しています。</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
<p>不可能になることが想定される。除灰作業を行うことができない場合、ディーゼル発電機は短期間で停止し、原子炉及び使用済燃料プールの安全性は損なわれてしまう。</p> <p>➤ 火山灰によって非常用ディーゼル電源が動かなくなる可能性がないか。フィルターで全部除去できるか。フィルターで除去できない火山灰でディーゼル電源がストップする時の対策も考えるべき。</p> <p>➤ 3-4. 2. 2. 9 「降灰時の道路条件を想定しても除灰作業によりアクセス性を確保する」とありますが、12cmの降灰を除灰するのにどれだけの人力機材が必要になるのか、災害時にとても集められないと思います。どのような計算で簡単に「除灰により」と言えるのか。</p> <p>➤ 火山ガイドの「長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶」に対し、申請者は「7日間の連続運転が可能な設計方針として」いるが、火山噴火の継続時間の諸例をみれば、7日間では不十分であることが明らかである。</p> <p>➤ 桜島が噴火し原発の敷地内に15センチメートルの火山灰が積もったとすると、桜島から近距離にある鹿児島市では1メートル以上</p>	<p>➤ 電気系及び計測制御系の施設は、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対象施設に与える機械的影響等に対して安全機能が損なわれない設計であることを確認しています。ディーゼル発電機については、外気の取り入れを必要とすることから、フィルタによって降下火砕物が侵入し難い設計であること、機関に侵入したとしても、機器に間隙を設けることにより閉塞させないこと、換気空調設備のフィルタの取替等作業は予め手順等を整備し、的確に実施すること等を設計方針としていることを確認しています。</p> <p>➤ 設置変更許可にかかる審査においては、基本的な設計方針について確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第33条第7項に係る解釈において、「7日間の外部電源喪失を仮定しても」と明示されております。</p> <p>➤ 降下火砕物による間接的影響として、交通の途絶も想定し、ディーゼル発電機、燃料貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備え、ディー</p>

### III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

ご意見の概要	考え方
<p>の火山灰が積もっているはずだ。そうなると、川内原発と鹿児島市内を結ぶ交通網は、寸断されるだろう。海からの救援もできなくなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大雨が降れば土石流も発生する。</li> <li>➤ 火山噴火がモニタリングなどで予測できることを前提としているが、その根拠が明示されていない。大規模な火砕流だけでなく、火山灰降下による電源喪失、原発装置などの悪影響が複合した場合への対応がなされていない。</li> <li>➤ 火山灰では視界が悪く燃料の移送ができずに非常用発電が使えないなどさまざまな普通に想定できる範囲のことが不足してませんか？</li> <li>➤ 火山の予徴があった場合の核燃料の避難はいつどこに行われるのか、タイムスケジュールが確保できるか、詳細を確認すべき。輸送の具体的方法や受け入れ先等についても十分な検討を済ませた上で再稼働すべき。いざというときに速やかに行えるよう万全を期すべき。</li> </ul>	<p>ゼル発電機等の7日間の連続運転を可能とするために、燃料の運搬のためのアクセスルートの除灰作業を行う運用とする方針であることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 川内原子力発電所は、敷地周辺に急な斜面がないことから、大雨による土石流で安全施設が機能を喪失することがないことを確認しています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則に基づき、原子炉施設について個々の設計対象施設について、降下火砕物が及ぼす影響を想定し、安全機能に支障のない設計であることを確認しています。</li> <li>➤ 設置許可基準第33条第7項に対する審査において、タンクローリによる給油作業等については、地震等の想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）を想定しても、燃料貯蔵タンクから燃料油貯油槽に燃料の運搬を確実にを行う方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 川内原子力発電所敷地周辺の火山について、過去の活動履歴や地球物理学的調査から、川内1・2号機の運用期間中に火砕流等の影響が及ぶ可能性は十分小さいとしており、その評価が妥当であると判断しています。また、川内1・2号機の運用期間中に火砕流等の影響が及ぶ可能性が十分小さいことを継続的に確認するために、火山活動のモニタリングを行うこととしています。その上で、事業者は、仮に火山活動の活発化の兆候を把握した場合の対</li> </ul>

Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針	
ご意見の概要	考え方
	<p>処として、原子炉の停止、適切な燃料の搬出等を実施する方針としており、事業者において具体的な検討がなされる必要があります。</p>

III-4. 2. 3 外部火災（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 外部火災の想定に送電線が含まれていないのはおかしい。原子力発電所は電気が必要な発電所という自己矛盾を抱えている。その送電線が火災で切断されることを考慮しないのは、真摯に安全と取り組んでいるとはいえない。</li> <li>➤ 69 ページ 3-4. 2. 3 に関する意見 「第6条第1項及び第2項は、想定される・・・」とあるが、第2項は第3項の誤りではないか？本章は、森林、近接の産業施設、航空機落下等による火災・爆発及びばい煙及び有毒ガス等の人為によるもの(第6条第3項)に係記載であり、自然災害による衝撃及び応力(第6条第2項)に係る記載はない。</li> <li>➤ 近隣施設の火災における木造建物延焼限界距離、人体接近限界距離など、外部火災の危険性をきちんと把握し、評価した上で事象を抽出しているのか、妥当であると確認した詳細な根拠を公開すべき。</li> <li>➤ p. 69 の Roman3-4. 2. 3. のクレジットの括弧書き：括弧内の記載がなにを意味するのか不明なので削除が適当（定義なのか例示なのか。後述のばい煙の記載がないが）</li> <li>➤ p. 69 の Roman3-4. 2. 3. の2行目「外部火災」という：「ガイド」(1.1)では「原子力発電所敷地外で発生する火災」と定義している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力発電所の安全設計の評価においては、外部電源が失われた場合においても安全が確保されるよう、高い信頼性を持った所内の非常用発電設備を設置することを要求しています。したがって、外部火災の評価においては送電線を評価対象とはしていません。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 審査書のとおり、近隣の産業施設の火災・爆発に関する評価については、発電所敷地外の10km以内に存在する石油コンビナート及び危険物貯蔵所等が抽出された上で、危険物等の流出による火災やガス爆発が想定され、危険距離及び危険限界距離について、外部火災ガイドに沿って評価がなされていることを確認しています。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>

Ⅲ－４．２．３ 外部火災（第６条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 69 の Roman3-4. 2. 3. の 3 行目「要求している」：第 6 条には「自然現象等による火災等」についての規定はない。（「解釈」のまちがいか）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則第 6 条解釈において、森林火災、近隣工場等の火災等が例示されており、審査書の記載はこれらを踏まえて記載しているものであるため、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 69 の Roman3-4. 2. 3. の 6 行目「1. 外部火災に対して・・・」：後述の「1. 外部火災防護施設を抽出するための方針」と項目名が一致しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 70 の 1. の第 2 段落の 1 行目「原子炉の安全性」：申請者は「原子炉施設」ではなくそのうちの「原子炉」のみの安全性についてのみ言及しているのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 70 の 1. の第 2 段落の記載によると、外部火災防護構築物とは「建屋」と「外気を取り入れる構築物等」とであると理解されるが、これは申請内容と合致しているのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 70 の 1. の第 3 段落の 2 行目「火線強度及び火炎輻射強度による影響」：影響評価を実施する前の段階でどうやってパラメータの影響を考慮したのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 70 の 1. の第 3 段落の 4 行目「安全重要度分類指針に従って抽出」：クラス 1, クラス 2, クラス 3 に分類されない「建屋」を抽出しているのは指針に従っていないのでは。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重要度分類指針には、安全施設を収納する建屋も「関連系」として、安全機能を有する構築物に含まれることが記載されています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 70 の 2. の 4 行目「航空機落下」：3. (3) では「航空機落下等」と</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 航空機落下による火災については、敷地内の危険物タンクによる</li> </ul>

III-4. 2. 3 外部火災（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>しているが。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 70 の 2. の 7 行目「外部火災ガイドを踏まえたもの」:「ガイド」では「航空機墜落」と規定しているが「航空機落下」との違いはあるのか。また「ガイド」(4.1(3)(解説-2))では「原子炉施設の敷地広さを考慮して、(航空機墜落の)評価の可否について判断する」と規定しているが審査したのか。</li> <li>➤ p. 71 の a. イ. では保守性については確認できなかったのか。</li> <li>➤ p. 72 の b. の最終段落の 1 行目、丸数字 1 の最終段落の 2 行目「外部火災ガイドを踏まえたものであり、」: 段落内の後述の記載内容と平行に記載しているのは、後述の記載内容は「ガイド」を踏まえてはいないということなのか。</li> <li>➤ p. 72 の丸数字 2 の 2 行目「発電所敷地境界までの」: 4 行目では「防火帯までの」としているが。</li> <li>➤ p. 72 の丸数字 2 の 2 行目「到達時間及び防火帯幅の設定」: 到達時</li> </ul>	<p>火災との重畳も考慮されていることを確認していることから、原案のとおりとします。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。航空機墜落による火災については、審査書のとおり、敷地内において航空機落下確率が <math>10^{-7}</math> 回/炉・年以上となる範囲が設定された上で、評価がなされていることを確認しています。</li> <li>➤ 気象条件の設定については、外部火災ガイド附属書 A に沿ったものですが、さらなる保守性は特段考慮されていないことを確認しています。</li> <li>➤ 森林火災による影響評価において、防火帯の設定等について一定の保守性が考慮されていることを確認したことから、これを付加的に表現することを意図した表現であるため、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 外部火災ガイド附属書 A においては、「発火点から発電所までの到達時間」とされています。一方、審査書においては、森林火災の発火点の一つが発電所敷地境界の内側を通過する道路沿いに設定されていること、防火帯が発火点よりも内側に設定されていること、発火点から防火帯までの到達時間が算出されていることを確認していることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>

III-4. 2. 3 外部火災（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>間は設定するものではないであろう。</p> <p>➤ p. 73 の 2 行目「可能である」: 後述に防火帯幅の確保は今後実施する旨の記載があることから、ここでは「防火帯幅が確保後は」等の前提条件の記載が必要。</p> <p>➤ p. 72 6 行目-7 行目: ``最大火線強度を 366kW/m とし、・・・最大の火炎輻射強度を 426kW/m<sup>2</sup> としている。`` p. 73 4 行目-6 行目: ``熱影響（最大の火炎輻射強度）が 426kW/m<sup>2</sup> と算出されたことから、設計方針の策定に用いる火炎輻射強度を 500kW/m<sup>2</sup> とし``</p> <p>``最大火線強度`` および ``最大の火炎輻射強度`` (``最大``と``最大の``の区別は何か?)の算出に際し、さまざまな仮定や状況設定がなされた筈であり、これらの不確定性に起因する誤差が生ずる筈である。誤差評価なしに有効数字三桁の結果(366kW/m、426kW/m<sup>2</sup>)を報告するのは科学的センスが疑われる。算出結果 426kW/m<sup>2</sup> に対し余裕を見て 500kW/m<sup>2</sup> とするということらしいが、例えば、仮に算出結果 426kW/m<sup>2</sup> の誤差がプラスマイナス 2 割程度(つまり、誤差付き算出結果が(426 プラスマイナス 85)kW/m<sup>2</sup>)ならば、``500kW/m<sup>2</sup>`` では不十分となる。</p> <p>➤ p. 73 の 3 行目「森林伐採」: 可燃物となり得る構築物の設置等の禁止措置も必要なのではないのか。</p> <p>➤ p. 73 の第 4 段落の 2 行目「外壁」: 「ガイド」(4.4(1))の規定では「天井スラブ」も対象としている。</p>	<p>➤ 設置変更許可にかかる審査においては、基本的な設計方針を確認しています。</p> <p>➤ 審査書のとおり、火炎輻射強度だけでなく、防火帯幅の設定等についても、一定の保守性が考慮されていることを確認しています。</p> <p>➤ 防火帯の維持・管理については、あらかじめ手順等を整備し、的確に実施する方針を確認しています。</p> <p>➤ 外壁に天井スラブも含んでいます。</p>

III-4. 2. 3 外部火災（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 73(2)の6行目「隔離距離」：(1)の「隔離距離」とは定義が異なるのであれば(1)でも定義を記載すべき。</li> <li>➤ p. 74の丸数字1の第2段落「半径10km」：「ガイド」(附属書B3.2.2)では爆発については「発電所の南北10km、東西10km」と規定しているので評価対象範囲が狭いのではないのか。</li> <li>➤ p. 74の丸数字1の第3段落の3行目「火災の発生を想定」：爆発は想定しないのか。</li> <li>➤ p. 74の丸数字2の3行目「離隔距離」：p. 73(2)の6行目の「離隔距離」の定義と異なるのはなぜか。</li> <li>➤ p. 75のb.の2行目「外部火災防護施設」：p. 76の3行目「安全施設」との違いはなにか。</li> <li>➤ p. 76の1行目「外部火災ガイドを踏まえたもの」：「ガイド」には危険物タンクによる火災の設定についての規定はないはず。</li> <li>➤ p. 76の丸数字2の第3段落の2行目「外壁」：ガイド(4.4(3))の規</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「離隔距離」については、一般的な2点間の距離を表現したものですので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 外部火災影響評価ガイド附属書B3.2.2に記載している「評価対象範囲は発電所の南北10km、東西10kmとする。」は、発電所からの直線距離10kmの範囲を評価対象範囲とすることを意図しています。今後、当該記載の適正化を行うことを検討します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 「離隔距離」については、一般的な2点間の距離を表現したものです。括弧内の記載は、具体的な説明を加えたものであるため、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 外部火災ガイドにおいて、「(ただし、発電所敷地内に存在する石油類やヒドラジンなどの危険物タンク火災については、(3)の航空機墜落と同様に原子炉施設への熱影響評価等を行う。)」と記載されています。</li> <li>➤ 外壁に天井スラブも含まれています。</li> </ul>

III-4. 2. 3 外部火災（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>定では「天井スラブ」も対象としている。</p> <p>➤ 森林火災に対する設計方針に関して、自衛消防隊による延焼防止活動を構築物等の防護方針の一部に認めているが、どの様な方法で「確認」できたのか。人的要因のような確実性の乏しい事項を評価の対象に加えるべきではない。規制庁は柏崎刈羽発電所の地震火災を教訓にしていないのか。</p> <p>➤ 昨年、オーストラリアのシドニーから2時間程のところで起きた森林火災は風速70km/hで延焼しました。オーストラリアと日本は森林も環境も違うので比較にならないかもしれませんが、関東地震の際は最大延焼速度は800m/hでした。申請書の森林火災による影響評価は何を持って有効とお考えでしょうか？</p> <p>➤ P76（4）ばい煙及び有毒ガスについて検討を加えフィルターで除去すると記載しているが、火山噴火のように継続的かつ大量の粉塵、硫化物に対し、フィルターは目づまりを発生し、機能しないであろうことは容易の想像できる。</p> <p>➤ P、75（3）1、a、航空機による火災の設定において、落下確率とあるが、このような緊急時には原子炉建屋や使用済燃料プールに直接落下することも想定でき、その場合は安全の確保は困難と言わざるをえない。</p> <p>➤ P.61 以下 3-4. 2. 3 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の</p>	<p>➤ 森林火災の延焼防止については、防火帯を設置することにより対処する方針を確認しています。</p> <p>➤ 外部火災ガイドに基づき、発電所敷地周辺の植生や気象条件等を踏まえて、森林火災による影響が評価された上で、その延焼を防ぐための手段としての防火帯を設けるとする設計方針が策定されていることを確認しています。</p> <p>➤ フィルタの差圧が上昇した場合には、交換可能な構造とする方針を確認しています。</p> <p>➤ 設計基準対処施設に対しては、外部火災ガイドに基づき、航空機墜落（故意によるものを除く。）による火災が想定され、安全施設の安全機能が損なわれない設計とすることを確認しています。一方、故意による航空機墜落等については、大規模損壊対策としてIV章に記載しています。</p> <p>➤ 同上</p>

III-4. 2. 3 外部火災（第6条関係関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針：審査書では航空機落下について対策と審査が除外されている。このところの航空機事故の多発、また歴史を遡っても御巣鷹山のJAL機迷走墜落にも象徴される様にこの可能性は十分に高い。また自衛隊機やオスプレイをはじめとする米軍機の活動が増えている事も過去に実際に起きた複数の墜落事故との相関で考慮すべきである。</p>	
<p>➤ 旅客機の墜落はB747-400が2km以上離れた点に墜落した場合を想定したようであるが、「米国同時多発テロ」を経験し、福島原発事故により国土の狭い日本では原子力発電所が弱点であることを世界に広く知られた以上、故意による墜落を想定しないことは、過度に楽観的であると感じる。また、退役が近いF-15やB747-400を対象としていることに、真剣な議論がなされたのか、疑問を感じた。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 航空機落下物等の飛来物についての落下確率が甘すぎる。計算根拠を公表すべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 69ページ「3-4. 2. 3 外部火災（・・・略・・・）に対する設計方針」について 発電所敷地内に航空機が落下した場合の火災輻射熱を想定しているが、原子炉に航空機が衝突した場合を想定していない。可能性があるものは想定すべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 飛来物（航空機落下等）について、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」等を基に、航空機落下による</p>	<p>➤ 航空機が飛行中に航路を外れ、かつ、航空機が原子炉に落下するケースや、軍用機が爆発物を搭載したまま原子炉に墜落する確率</p>

### III-4. 2. 3 外部火災（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>防護については設計上の考慮は不要としているが、このような確率論的評価姿勢から導かれた「安全」の上では、真の安全は担保されないことは明らかである。過去の航空機事故の事例からも、航路を大きく外れた墜落直撃事故は想定しておかねばならない。また、航空機の落下についてF-15 墜落が想定され、いくつかの評価が行われているようであるが、燃料の燃焼が主として想定されているようである。F-15 は軍用機であり、火器の暴発が考慮されていないことは、甚だ疑問である。</p> <p>➤ 民間航空機や米軍機の飛行ルートを調べているのであれば報告するべき。</p>	<p>は相当程度、低くなるものと考えられますが、審査においては、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）が発生した場合に備えて対策が行われることを確認しています。</p> <p>➤ 航空機墜落による火災の評価に関して、航空機の種類別の飛行ルートについては、平成26年7月7日付けで九州電力から提出された資料に掲載されています。</p>

### III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 去年フィリピンを襲った殺人台風には耐えられるのですか？風速70mの強風に耐えられる構造なのですか？冷却のための配管はあのクラスの台風には耐えられるのですか？地球温暖化が進む中フィリピンを襲った殺人台風が九州に来ないという保証はありません。本評価では、竜巻（台風）・溢水評価等に包絡されておりますが、過去のデータによりリスクを評価されており、将来的なシミュレーションによる評価はされないのでしょうか。懸念として、送電線網の健全性がどの程度保持できるかです。フィリピン・台風30号の事例もあり、数時間に渡る強烈な風雨にさらされた場合、発電所までの道路網の被害、各変電所の被害、送電線網の被害（山崩れ、風による線の切断）による外部電源（3回路・2回線）の喪失などと、その後の復旧に時間がかかることは十分予想されることです。外部電源喪失に対しては、バッテリー及び緊急安全対策用電源により対応可能としております。所内での被害（がれきの散乱、情報通信網の遮断、免震建屋の被害による指令系統の混乱）による対応の遅れ、また外部の軽油燃料タンクなど、竜巻評価以上の想定外事象の発生も想定されます。</p> <p>➤ 火山、地震、津波はもとより、近年台風などの自然災害の規模がこれまでの想定を超えたものになっています。ゲリラ豪雨、氾濫、突風、竜巻、土砂崩れは全く予測ができません。気候変動に伴いこれまでのデータを大幅に超える破壊的自然現象が多発している。安全基準そのものがこれまでの経験に基づくものなら意味をなしませんし、このことが審査に反映されていない。</p>	<p>➤ 安全施設は、設計上考慮すべき自然現象として、風速100m/Sの竜巻による荷重に対して防護できる設計としていることを確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとするとしており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。</p>

III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 外部自然環境（設計条件）が、予想される大地震・火砕流・台風などに対して、マージンが十分に確保されていません。</li> <li>➤ 台風の直撃地域でもあり、複合災害を招きかねない。複合災害時における原発事故時の対策を、現実的な方法で策定して追加すべきである。</li> <li>➤ 77ページ 3-4. 2. 4 高潮、洪水、地滑りがあった場合は、想定外として処理されてしまうのか、可能性がないというだけで何の対策もしないのか。</li> <li>➤ p. 77 の最終行「除塵設備を設ける設計」：ハード対応だけではなく、原子炉出力の低下等のソフト対応も必要ではないのか。（理由：想定外の多量のクラゲ漂着による取水量低下による原子炉出力低下措置が取られた実例が国内原発であったから）</li> <li>➤ p. 78 の下から3行目「最大の積雪量」：7行目の「建築基準法」で規定する積雪量は最大値ではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 台風も含めた、設計上考慮すべき自然現象の組合せにより安全施設の安全機能が損なわれない設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 高潮については、その影響を受けないよう安全施設への影響として考えられる最大の潮位を考慮して安全施設を設置する方針としていること、その防護対策は津波に対する防護対策に包絡されていることを確認しています。また、洪水、地滑りについては、発電所の敷地及びその周辺の地形状況から、設計上考慮する必要がないとしていることを確認し、合理性があると判断しています。</li> <li>➤ 安全施設は、生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して除塵設備を設け、また、小動物の侵入については、屋外設置の端子箱貫通部等にはシールを行う設計とすることを確認しています。また、除塵装置を通過する貝等の海生生物については、海水ストレーナやスポンジボール洗浄装置により、原子炉補機冷却水冷却器や復水器等への影響を防止する設計とすることを確認しています。さらに定期的な開放点検、清掃ができるよう点検口等を設ける設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 申請者が、敷地付近で観測された積雪の深さの月最大値を調査し、積雪荷重はその積雪の深さの月最大値を考慮し建築基準法に基づ</li> </ul>

### III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 生物学的事象で小動物などの対策とありますが、虫、鳥などの異常大量発生時などの想定はありませんか？海についてはくらげと貝しかありませんが、植物の大量発生、赤潮などプランクトンの大量発生などの想定はないのでしょうか？</li> <li>➤ 全体的にですが危険についての想定は、将来のどのぐらいの期間についての危険想定でしょうか？前提となる条件がなく、現在、一瞬における安全性のように感じます。そこで、時間の経過とともに考えるべき自然災害の想定もするべきだと思います。風化、劣化についての想定がありません。海沿いですが、塩害についての想定がありません。</li> <li>➤ 河川の土石流についての考察がありません。雨量が1000ミリを超えるなど集中豪雨など近年頻発していますが、土砂崩れ、がけ崩れなどの想定は甘いと思います。</li> <li>➤ 川内原子力発電所は立地条件と原子力発電という特性から、自然現象の組み合わせについての特別な配慮が必要なのに、今度の審査書案では、それが欠落しています。川内川河川事務所の観測では、川内川の流量は例えば、平成14年の場合、年間平均で毎秒70・94トンです。原子力発電所は川内川の流量をはるかに超える微量ながらも放射能を含んだ排水を河口近くに放流してい</li> </ul>	<p>き設定していることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者が、国内外の基準や文献等に基づき自然現象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していることを確認しています。</li> <li>➤ 高経年化対策としては、原子炉等規制法に基づき、運転開始後30年を経過する原子炉施設について、10年ごとに、機器等の劣化評価及び長期保守管理方針を含めた保安規定変更認可を行い、その後の遵守を義務付けています。</li> <li>➤ 土石流については、安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いですが、影響については地滑りに包絡されるとしていることを確認しています。なお、地滑りについては、発電所の敷地及びその周辺の地形状況から、設計上考慮する必要がないとしていることを確認し、合理性があると判断しています。</li> <li>➤ 川内原子力発電所から放出される放射性物質は、法令に基づき管理されています。</li> </ul>

III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>るのです。その河口から川内川へは毎日、2回、海水が遡上し、しばらく停滞して、また海に下るといふ、自然現象が繰り返されているのです。たとえ今は安全とは言え、将来にわたって安全と言い切れるのか、そういう漠然たる不安があります。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 自然災害の影響を過小評価しています。巨大噴火等、発生の可能性が低いとされている部分に関しても、被害予想の最大値に基づいて安全計画を打ち出してください。</li> <li>➤ 申請者は考慮すべきその他の自然現象として9事象を取り上げ、規制委員会ではそれらの項目についての検討をおこなっている。これについて、問題点が2点あることを指摘したい。審査書案をみるかぎり規制委員会としては申請者が挙げた9項目についてのみ検討、審査し、その他に考慮すべき自然現象があるのかどうかについての検討はなされていない。規制委員会は本来、考慮すべき項目としてどの様な自然現象があるか自らの頭で考えて独自に検討し、申請者が挙げた「9項目」が適正なのかの判断をすべきである。これがなされていない。受け身の姿勢だと言われても否定できない。</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設計上考慮すべき自然現象により安全施設の安全機能が損なわれない設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 国内外の基準や文献等に基づき、設計基準において想定される自然現象として網羅的に55事象を抽出し、設置許可基準第6条解釈第2項において例示されている自然現象を含め、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出しており、その抽出の考え方に合理性があることを確認しています。</li> </ul>

### III-4. 2. 5 その他の人為事象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 悪意又は故意による人為的事象に対する評価が欠けています。端的に言えば、テロリズムやサポタージュによる原子力発電所施設に対する、安全確保が全くされていません。川内原発は広く海に面し、取水口に対する攻撃も容易です。また、携行型の小火器にも原子炉敷地内に届き、十分な破壊力を有する物は実在する以上、防御態勢や破壊された場合の対処が用意されなければなりません。防護の無い海岸線に沿っての侵入は特に容易であり、占拠され道路を封鎖されれば、支援の手段も無い現状は危険極まり無いといえます。さらに、航空機テロ等というおうげさな手段を用いなくとも、洋上の小舟から、農薬散布用のラジコンヘリにガソリンや薬物を満載し、墜落させる手法なら、過激派にも実行可能です。また、原発作業員のサポタージュによる異常事態など想定されていません。</li> <li>➤ p.79の3-4.2.5の1.の4行目「オイルフェンスを設置」：ハード対応だけでなく、原子炉出力の低下等のソフト対応も必要ではないのか。（理由：悪天候によりオイルフェンスの設置ができない場合が想定されるので）</li> <li>➤ 「大型船舶が衝突するまたは機関故障によって漂流すると船舶は制御不能となり風と潮の流れにより座礁する可能性が極めて高く、座礁するとかなりの頻度で船体は大破し真二つに折れて沈没してしまう。衝突、座礁あるいは老朽化した石油タンカーナホトカ号（1997年船体折損し沈没、福井県を中心に日本海側の広範囲を重油で汚染）のように船体折損により重油などの大量流出も起こり得る。原油タンカーやLNGタンカーの大規模な事故の場合に</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準において、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応を求めており、IV章に記載しています。</li> <li>➤ 本発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえて、船舶の衝突により、安全施設の安全機能が損なわれない設計としており、申請者によって必要な対策が適切に講じられるものと判断しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### III-4. 2. 5 その他の人為事象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>は、広域のしかも長時間にわたる火災も懸念されることから、主要な建屋の耐火限界を評価すべきである。船舶の衝突・座礁等複合的事故の影響を現実的な脅威として評価すべきである。</p> <p>➤ 航空機等の墜落の確率が出されているが、川内原発の東には火山活動の激しい桜島が存在している。過去に旅客機などが、桜島の火山灰をエンジンに吸い込み緊急着陸をするなどの事故が発生していることを考えれば、墜落の確率は高くなるのではないだろうか。この影響を加味しているのだろうか。</p> <p>➤ RNAV（広域航法）導入後の事故データサンプル数が少ないため事故確率の計算ができない。在日米軍機の落下事故の詳細情報が開示されていない。在日米軍機のオスプレイなどの新型軍用機の事故が反映されていない。在日米軍機の飛行訓練計画の情報開示が不十分である。在日米軍機の原子炉施設上空の飛行規制への回答が公開されていない。</p> <p>➤ p. 79 の 3-4. 2. 5 の 3. の 1 行目「实用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」: p. 1 の「2. 判断基準及び審査方針」の記載にはない基準だがその本審査への適用の妥当性について審査したのか。また本内規は平成 21 年に改正されているが改正後の内規は基準としてなぜ採用しなかったのか。</p> <p>➤ p. 79 の 3-4. 2. 5 の 3. の 3 行目「約 <math>4.7 \times 10^{-8}</math> 回/炉・年」: 平成</p>	<p>考え方</p> <p>➤ 設置許可基準規則第 6 条解釈の規定により、航空機落下については、「实用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成 14・07・29 原院第 4 号（平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定））に基づき、我が国の最近 20 年間の航空機落下事故事例（民間航空機並びに自衛隊機及び米軍機）を対象に評価しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 設置許可基準規則解釈第 6 条第 8 項において、航空機落下についての評価は、「实用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成 14・07・29 原院第 4 号（平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定））に基づき、防護設計の要否について確認する旨規定されています。なお、全ての改正年月日を記載すると煩雑になることから、制定日のみを記載することとしています。</p> <p>➤ 申請書の評価結果は、「平成 23 年度航空機落下事故に関するデー</p>

### III-4. 2. 5 その他の人為事象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>22年6月17日開催の原子力安全委員会で国は1号炉は「約<math>5.0 \times 10^{-8}</math>回/炉・年」、2号炉は「約<math>5.1 \times 10^{-8}</math>回/炉・年」と報告している。申請者の評価結果の数値を妥当とした根拠はなにか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.79の3-4.2.5の3.の5行目「<math>10^{-7}</math>回/炉・年を超えない」：火災評価ではp.75のa.の4行目で「敷地内において航空機落下確率が<math>10^{-7}</math>回/炉・年以上となる区域を、選定された航空機ごとに特定」しているが、敷地内で超えたり超えなかったりすることがあり得るのか。</li> <li>➤ P79 下から7行目 3—4. 2. 5 航空機落下確率を評価した結果、約<math>4.7 \times 10^{-8}</math>回/炉・年であり、・・・」と記載されているが、これは1号炉だけの結果ではないか。</li> <li>➤ 佐賀空港に欠陥機といわれるオスプレイ配備が計画されている。落下実績がないとするのは危険。</li> <li>➤ 確率の基づく平均値で評価できるか墜落事故発生確率も過去何年間における事故の発生件数に基づいて平均値を採用していると</li> </ul>	<p>々の整備」（平成24年9月独立行政法人原子力安全基盤機構）等 に示される最新の航空機の落下データ等に基づき再度評価された ものです。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則解釈第6条第8項において、航空機落下についての評価は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））に基づき、<math>10^{-7}</math>回/炉・年を超えないため設計上考慮する必要がないことを確認しています。一方、外部火災の影響評価においては、敷地内の<math>10^{-7}</math>回/炉・年以上となる航空機墜落の可能性を無視できない範囲の最も厳しい箇所には円筒火災を設定し、火災による影響を評価しています。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、2号炉の評価結果も追記します。</li> <li>➤ 設置許可基準規則第6条解釈の規定により、航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））に基づき、我が国の最近20年間の航空機落下事故事例（民間航空機並びに自衛隊機及び米軍機）を対象に評価しています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈第6条第8項において、航空機落下についての評価は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価に</li> </ul>

III-4. 2. 5 その他の人為事象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>思われるが、平均値に意味があるかどうか分からない。</p> <p>➤ 現実の事故は、確率論の対象たりうるか。現実の問題として、事故へと至った航空機は飛行パターン一つをとっても、じつに多様である。機体を構成する膨大な数の部品、部材の健全性は厳密に確認されていたか。またそれらは各機ごとに異なっている。運航中の、のパイロットの判断も一律とは限らない。ごく基本的なこのようなことだけからも、そもそも、確率論として考察・議論の対象となりうる問題なのか否かの検討が必要である。仮定に仮定を重ねたこの種の議論は、「物理数学」の演習問題の一例の域を出ず、現実におこる事故を論ずることとはほど遠い。</p> <p>➤ 「規制委員会は、・・・以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。・・・4. 飛来物(航空機落下等)に対しては、・・・防護設計の要否判断の基準である 10<sup>-7</sup>回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること」とあるが、74 ページ 3-4. 2. 3 の 3. (3)のように、航空機落下も具体的に評価すべきではないか？火災及び火災以外について、各々、外部火災ガイド及び「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について(平成 14・07・29 原院第 4 号)」に基づく結果なら、これらのガイド等間の不整合を見直すと同時に、審査をやり直すべきではないか？</p> <p>➤ 3-4. 2. 5 80 ページで 航空機落下等に対しては、最新の---情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、---設計上考慮する必要な</p>	<p>ついて」に基づき、防護設計の要否について確認する旨規定されています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 航空機が落下する確率は、原子炉建屋に落下する場合には 10<sup>-7</sup>回/年を下回り、設計上想定する必要がない場合においても、原子力発電所の敷地内のような広い場所を考えた場合には 10<sup>-7</sup>回/年を超える場合が考えられることから、外部火災影響評価ガイドでは、落下する確率が 10<sup>-7</sup>回/年を超える面積となる最短の距離の場所に航空機が落下するものとして評価することを求めています。したがって、両者の間に不整合はありません。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第 6 条解釈の規定により、航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」</p>

### III-4. 2. 5 その他の人為事象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>いとしていることは合理性があるとしているが、79ページには平成14年のもの等に基づく評価とあり、12年前のものであり、けっして最新とは言い難い。評価基準は最新でないが評価に入れる情報が最新という意味ということであろうか。これには最新のオスプレイ情報も入っているのでしょうか？過去に、世界では原発を狙ったテロも存在し、設計上考慮する必要がないとはいえないと思う。</p> <p>➤ 航空機のみならずミサイルや人工衛星落下の可能性も視野にいれておく必要がある。勿論人工衛星が原子炉建屋に落下する確率は低いとは考えられるが、確率は0ではない。0でない以上有り得るのであるから、落下した場合「想定外」という言い逃れはできない。また、原子炉建屋に直接航空機が落下した場合について、確率が低くても可能性があれば考慮が必要と考えます。また、意図的な突入や爆撃も考慮すべき。</p> <p>➤ 航空機の落下についても、具体的な機種などの条件が示されておらず、評価の現実性や妥当性は読み取れない。最も厳しい条件を当てはめる必要がある。例えば軍用機が爆弾を搭載したままで墜落するなどの条件を与えるべきだ。さらに、軍事攻撃により原子炉が破壊されることも想定した対策を考えなければならない。</p>	<p>（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定）（平成21年6月30日付け平成21・06・25 原院第1号により一部改正））に基づき審査しています。評価に使用するデータは、最新20年間の国内で発生した事故実績を使用したものとなっています。</p> <p>➤ その発生確率が十分小さい事象については、これを想定し対策を実施することを要求していません。しかしながら、そのような事象に対しても、その影響が大きいと考えられるものに対しては、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）が発生した場合における体制の整備を要求しており、消火活動の実施や、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策を求めています。武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策を講じることとしています。</p> <p>➤ 航空機が飛行中に航路を外れ、かつ、航空機が原子炉に落下するケースや、軍用機が爆発物を搭載したまま原子炉に墜落する確率は相当程度、低くなるものと考えられますが、審査においては、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）が発生した場合に備えて対策が行われることを確認しています。武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策を講じることとしています。</p>

### III-4. 2. 5 その他の人為事象に対する設計方針（第6条関係関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 3-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針は、4-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応と矛盾する。前者が一定の確率を超えないため設計上考慮する必要がないことは合理的であるとしているのに対し、後者は航空機の衝突その他のテロリズムが発生する可能性があることを前提とした審査項目である。</p> <p>➤ 審査書では、人為事象として、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物、ダム の崩壊の4事象しか言及されておられません が、これは問題であると感じました。原発を故障させる最悪の2つの人為事象が全く無視されているからです。</p> <p>まず、テロの最前線としてサイバーアタックがあります。既に2003年、米国オハイオ州 Davis Besse 原発におけるウィルス感染による通信設備停止、イランのブシェール原発へのイスラエルによるものと思われるサイバー攻撃などある。イラン核施設の破壊に実績のあるスタックスネットなどが何らかの方法で原発のコンピュータ制御システムに植え付けられる可能性があります。いったんシステムに入り込むと、このマルウェアは何か月も潜伏後にシステムを誤動作させます。強力なファイアーウォールで防御しても、システムを隔絶させても、ウィルスをUSBで持ち込まれたらお手上げです。サイバー攻撃に対する2重3重の防御態勢やシステムの分散化が必要です。</p>	<p>➤ 一定の発生確率を超えない事象については設計上考慮する必要はないとしています。しかしながら、発生確率が十分小さい事象あるいはテロリズム等発生確率の想定が困難な事象であっても、その影響が極めて大きいものに対しては、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）が発生した場合における体制の整備を要求しており、消火活動の実施や、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策を求めているものです。</p> <p>➤ 平成26年7月7日付けで九州電力から提出された資料により、国内外の基準や文献等に基づき、設計基準において想定される人為事象として網羅的に23事象を抽出し、それぞれ個別に評価し、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出しており、不合理性がないことを確認しています。また、新たに施行された設置許可基準規則第7条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の規定に基づき、サイバーテロへの対策を求めるとともに、第24条（安全保護回路）第6項の規定に基づき不正アクセスの防止について対策を求めていること、申請者は当該規定に適合する設計を行っていることを確認しています。</p>

III-4.3 自然現象の組み合わせ（第6条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 川内原発の安全対策については、科学的見地から決定的な欠落がある。それは「地震」「噴火」「台風」の同時発生の想定だ。</li> <li>➤ 地球温暖化の影響が考えられる近年の自然災害の異常さは、今後とも続きさらに厳しくなると考えるべきでしょう。巨大台風の来襲、豪雨、強風、竜巻などが火山活動ともに起きる可能性も否定できません。</li> <li>➤ 自然現象の組合せの検討が不十分である。自然現象、たとえば台風と火山の組合せを考えると風速 60m/s 程度で車両の運行ができないときに火山の噴火の恐れがある場合はどのようにして燃料対を搬出するのか検討されていない。P81に「火山の影響に対する設計方針」において記載している。とあるが当該記述がない。よって、報告書には不備がある。</li> <li>➤ 津波しか想定されておらず、他に起きうる自然災害すべて想定されるべき。そして、最悪の事態として、さまざまな自然災害が同時に重なって起きたときなども想定されるべき。福島事故を「想定外」とするのであれば原子力発電は動かすべきではない。</li> <li>➤ 複合的な危険性についての想定がゆるい感じがします。火山によ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 自然現象の組合せについて網羅的に検討し、安全施設に与える影響を考慮して抽出し、自然現象の組合せによる影響に対して、安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 川内原子力発電所敷地周辺の火山について、過去の活動履歴や地球物理学的調査から、川内1・2号機の運用期間中に火砕流等の影響が及ぶ可能性は十分小さいとしており、その評価が妥当であると判断しています。また、川内1・2号機の運用期間中に火砕流等の影響が及ぶ可能性が十分小さいことを継続的に確認するために、火山活動のモニタリングを行うこととしています。その上で、事業者は、仮に火山活動の活発化の兆候を把握した場合の対処として、原子炉の停止、適切な燃料の搬出等を実施する方針としており、事業者において具体的な検討がなされる必要があります。</li> <li>➤ 自然現象の組合せについて網羅的に検討し、安全施設に与える影響を考慮して抽出し、自然現象の組合せによる影響に対しては、安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

Ⅲ-4.3 自然現象の組み合わせ（第6条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>る地震の発生、火山による火災、火山による有毒ガスなどの発生はないのでしょうか？たとえば、地震が原因の火災について、道路がゆがんでいて消火活動が思うように行えない。必要な連絡先に電話も携帯も通じずに連絡できず、命令指示を確実に行える人に連絡がつかないなど。火山灰では視界が悪く燃料の移送ができずに非常用発電が使えないなどさまざまな普通に想定できる範囲のことが不足してませんか？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大型台来襲時などいわゆる複合災害時における原発事故は十分想定できる。複合災害時における原発事故時の対策を策定するまで再稼働してはならない。</li> <li>➤ 地震と台風の組み合わせが考慮されていない。</li> <li>➤ 近年の異常気象の広がりを考えると、全てが、想定が難しい自然現象として考えていかねばならない。洪水及び地滑りについて、80ページの「保安発電所の敷地では発生しないと評価」は、誤りである。</li> <li>➤ 自然現象の組み合わせで、「同時に発生するとは考えられない」というのは、主観でしかありません。物理的に矛盾しない限り、すべての組み合わせが、同時に発生しうるとして対策してください。</li> <li>➤ 巨大地震・津波、大規模火山噴火、台風・集中豪雨等の自然複合災害と重なるリスクがある。これに対する行政等のソフトの対策</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 地震と台風の組み合わせについては、荷重に対する影響を考慮し、Ⅲ-1.3の4.(2)①に記載しています。</li> <li>➤ 洪水、地滑りについては、発電所の敷地及びその周辺の地形状況から、設計上考慮する必要がないとしていることを確認し、合理性があると判断しています。これらについては、審査書に記載しています。</li> <li>➤ 「③同時に発生するとは考えられない」というのは、自然現象の組合せにより物理現象として同時に発生しないとしていることであり、その考え方は合理性があることを確認しています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈第6条第3項により、自然現象の組み合わせによる影響を考慮して安全施設の安全機能が損なわれない設計</li> </ul>

Ⅲ-4.3 自然現象の組み合わせ（第6条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>整備が十分に考慮されているとは言い難い。</p> <p>➤ 地震や津波や台風の同時発生の荷重など複合的な対策や計算が不明ではないか？</p> <p>➤ 火山噴火と大雨・長雨（一週間以上続く降雨で総降水量が1000ミリ程度以上、当然ながら落雷の可能性もある）の組み合わせは検討されているのか（降水に対しては排水設備についての記載しか見つからなかった）。安全機能を保つことが出来るか。上記2つに加えてさらに地震が起きた場合はどうか。被害地震の揺れは一回ではない。例えば震度6が1回起こることに加えて震度5が数回起きる場合に安全機能は保たれるのか。</p> <p>➤ 3-4.3 自然現象の組み合わせ（P80）2. 原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響よりも小さくなる。同時に発生するとは考えられないとあるのは、どちらも非科学的で主観的な屁理屈だ。2. は常識に反した、どこでも証明されていない主張。3. は「地震とそれに同期する崖崩れ」など、災害が同時に発生する場合は沢山ある。</p>	<p>であることを確認しています。なお、大規模な自然災害による原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における体制の整備について、重大事故等防止技術的能力基準に適合していることを確認しています。</p> <p>➤ 自然現象の組合せについて網羅的に検討し、安全施設に与える影響を考慮して抽出し、自然現象の組合せによる影響に対しては、安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。なお、設置許可段階では、基本的な設計方針を確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 「②原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響よりも小さくなる」というのは、例えば、森林火災と降水のような、同時に発生することで、組み合わせた自然現象としての影響が緩和されるものです。また、「③同時に発生するとは考えられない」というのは、自然現象の組合せにより物理現象として同時に発生しないとしているものです。これらの考え方は合理性があることを確認しています。</p>

III-4.3 自然現象の組み合わせ（第6条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ページ80 3-4.3 自然現象の組み合わせ地震による津波や地滑りの発生、台風による暴風・大雨による高潮、竜巻、土石流、山崩れが全て同時に発生した前提で対策を講じる必要があると考える。</li> <li>➤ 火山 地震 地盤 竜巻 津波 被ばく評価 内部火災 等のガイドについてそもそもすべて申込者である、九州電力株式会社が過去の文献やデータ等で作成したもので各分野の専門家の意見を加味していることの明記が一切ない事に対して「適切なものであることを確認した」とは決して決して認めることは出来ない。</li> <li>➤ 本申請書において、火山の噴火や航空機の墜落などのリスクは十分に小さいことを示していますが、起こる可能性は否定されていません。</li> <li>➤ 地震、津波、火山噴火、テロ、等の外部事象に加えて、それにより引き起こされる2次的事象として、「電力会社役員の積極性の消失」を入れるべきと考えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 自然現象の組合せについて網羅的に検討し、安全施設に与える影響を考慮して抽出し、自然現象の組合せによる影響に対しては、安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。</li> <li>➤ 原子力規制委員会は、独立した立場で、科学的・技術的見地から審査し、自ら責任を持って判断をすることが役割です。審査は、委員及び規制庁職員に加え、本年3月1日に原子力規制委員会に統合したJNESが蓄積した専門的知見等を活用しつつ進めてきており、また、必要に応じ、外部専門家の意見を聴取してきています。</li> <li>➤ 新規制基準への適合性を審査し、自然現象等が原子炉施設の安全機能が喪失しない設計方針となっていることを確認しています。</li> <li>➤ 事業者に対し、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を要求しています。</li> </ul>

Ⅲ－４．４ 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮（第６条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 変電所を重要安全施設に加えて、耐震対策を義務付けることを求めます。【理由 福島第一原発事故時には、48施設が損壊した他、噴砂などを伴う液状化、陥没を生じ、その復旧に膨大な時間と人員を費やし、無用な被曝をさせたことの教訓です。】</p>	<p>➤ 原子力発電所の安全設計の評価においては、外部電源が失われた場合においても安全が確保されるよう、高い信頼性を持った所内の非常用発電設備を設置することを要求しています。</p>

### Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 不法な侵入の防止に係る趣旨として設備に関する審査なので仕方がないのかもしれませんが、ソフト的な面の審査はできないものでしょうか。</li> <li>➤ 冷却水配管の継ぎ手部分を破壊することにより二次系冷却水供給を不可能となることの対策は検討されましたか。また、コンピューター回線をダウンさせる行為に関して検討がされていますか。建造物の堅牢性が基準を満たしても上記のようなつなぎ目やソフト面の脆弱性が懸念されます。</li> <li>➤ 武装集団テロ対策や悪意に満ちた爆発物、有毒ガスへの飛来攻撃への対応、大型車等の侵入が全く抜けている。</li> <li>➤ 82ページ3－5 サイバーテロについて、「上記の対策1. から3. を講じるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。」と書かれているが、世界中で日々、サイバーテロとその防御のイタチごっこが続いているのに、どうして防御しきれると言えるのか。</li> <li>➤ 防護区域の設定の認識不足：核セキュリティ(注1)対策は、核燃料または核燃料物質が収容されている原子炉等への設備へのテロ行為を想定しているが今般の事故を鑑みると、現在の嚴重な防護区域(注2)の設定だけではテロを防ぐことは出来ないと判断す</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査においては、変更しようとする原子炉施設の位置、構造及び設備が災害の防止上支障がないことを確認するために、不法な侵入等を防止するための設備が設けられることを確認しています。</li> <li>➤ 不法な侵入等の防止を講じることとしており、その中では破壊行為や不正アクセスの防止対策が図られていることも確認しています。</li> <li>➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策を講じることとしています。</li> <li>➤ サイバーテロ対策については、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第9条において、不正アクセス行為を防止するため、適切な措置を講じることを要求しています。なお、核物質防護対策としては、事業者に対し、情報システムセキュリティ計画を策定すること、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムに対する外部からのアクセスを遮断することを要求しています。</li> <li>➤ 核物質防護対策については、核物質防護規定の認可において確認しています。</li> </ul>

Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>る。つまり、全交流電源の喪失対策、原子炉施設の冷却機能の喪失、使用済み燃料プールの冷却機能の喪失、以上3つの設備の機能喪失を防ぐ対策が十二分ではない。</p> <p>注1) 核セキュリティとは、核物質、その他の放射性物質、関連施設とその輸送を含む関連活動を対象にした犯罪の防止。</p> <p>注2) 防護区域とは、核燃料保護のため、鉄筋コンクリート造りの障壁その他の堅固な構造の障壁で区画されるエリア。</p>	
<p>➤ 侵入者の早期検知力不足：テロ目的侵入者の通報および対応の時間をより確保するため、不法侵入者をより 早期に検知する対策が成されていない。従来よりもさらにセンサー等を用いた侵入検知ラインを敷地境界側へと拡大しなければならないのではないか？</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ テロ行為の遅延対策不足：我が国原子力施設は敷地の狭隘が顕著であり、この事情を踏まえ、施設個別の状況に応じたセンサーの設置が必要となる。当然、不法侵入者の活動を侵入検知点で阻害し遅延させることが望ましい。その為の敷地境界等へのフェンス等の増設など、効果的な防護対策が欠けている。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防護すべき設備の耐性がもろい：防護すべき設備を現行よりさらに強固な材料で覆い、爆発物等からの攻撃に耐性を高める措置が成されていない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防護体勢の脆弱：爆発物などを用い、不法侵入するテロ行為に対</p>	<p>➤ 同上</p>

Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>して、民間レベルの体制では不十分である。今後、防護すべき設備を万全の体制で護るため、対応する治安当局との連携およびその（人員、装備、資機材等）をさらに充実・強化せねば防護体勢の脆弱さから、最悪のシナリオへの悪化の状態が懸念される。</p> <p>➤ 最悪のシナリオ（緩和策等の準備）が成されていない。：防護すべき設備が破壊された場合を想定し、その備え、深層防護（注3）の考え方に沿ってテロ行為の影響を緩和する対策が講じられていない。テロ行為の大きさに対応困難な場合を想定しているだろうか？その際の追加的に必要な人員、装備等を動員する計画、ならびに従業員や負傷者、近隣住民等を安全に退避させる計画とその訓練が行われていない。また、動員および退避に関わる計画に係るすべての組織間の情報伝達、意思疎通の在り方さえ検討されていない状態である。</p> <p>注3）テロ行為により第一の防護措置が破られたとしても、その後の有害な影響の発生を阻止する第二防護措置、さらに有害な影響を出来る限り小さくする第三の防護措置</p> <p>➤ 内部脅威対策：防護すべき設備のなかには従業員等の近接が容易なものがある。現行の出入り管理、身体および持ち込み品の検査等を徹底強化する必要がある。また、信頼性確認の代替措置としてのツーマンルール（注4）が徹底され、実効性を高めているとは思われない。</p> <p>注4）危険な物質を取り扱ったり、重大な結果を招くおそれのある操作を行う際に、人的ミスや不正行為による重大な脅威</p>	<p>➤ 新規制基準において、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応を求めており、IV章に記載しています。武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策を講じることとしています。</p> <p>➤ 核物質防護対策については、核物質防護規定の認可において確認しています。</p>

### Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

ご意見の概要	考え方
<p data-bbox="280 252 1106 331">の発生を予防するために、担当者が必ず二人一組で行動することを定めた規則。</p> <p data-bbox="114 389 1106 737">➤ 建物の設計上不法侵入に対する対策を講じることを確認した”と記載されているが、対策を講じるのではなく、不法侵入対策の実態を審査しなければ意味がない。人の接近管理及び出入管理が行える設計、持込み検査が可能な設計、当該情報システムに対する外部アクセスを遮断する設計と、いう記述はすべて当然の内容であり、その方針の元、どのような設計をするのかこそが問われるものである。よって、この内容をもって設置許可基準規則に適合するという判断は不十分である。</p>	<p data-bbox="1184 389 2123 558">➤ 設置変更許可に係る審査は、変更しようとする原子炉施設の位置、構造及び設備の基本設計ないしは基本的設計方針を確認するものであり、核物質防護対策については、核物質防護規定の認可において確認しています。</p>

Ⅲ-6 火災による損傷の防止（第8条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は可燃性ケーブルについて、難燃性ケーブルへの取り換えではなく、シール材で処理するとしている。しかし、シール材の経年劣化や施工不良などによる漏れなどが発生するおそれがあることから、難燃性ケーブルに交換して、本質的に燃えないようにすべきである。</li> <li>➤ p. 85 の 4. の 1 行目：火災防護基準に規定する重要な要求内容である「安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、」が記載に抜けている。</li> <li>➤ p. 85 の 4. の 4 行目「誤作動」：火災防護基準では「誤動作」と規定。</li> <li>➤ p. 85 の 4. の 4 行目「誤操作が起きた場合においても」：火災防護基準の規定どおり「誤操作によって」のほうが適当。（操作は自然現象ではなく人為的な行為であり「起きる」のではないから）</li> <li>➤ p. 86 の 1 行目「則った」：3 行目の「ただし書き」を受けて「一部を除いては則った」とすべき。</li> <li>➤ p. 86 の 4 行目「十分な保安水準が確保されること」：火災防護基準（1. まえがき）で規定されている「本基準に適合しない場合であ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器と放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器に係るケーブルについては、核計装ケーブルを除き、難燃ケーブルを使用することを確認しています。核計装ケーブルについては、ケーブルは専用電線管に収納するとともに、電線管の両端は、酸素供給防止のため難燃性の耐熱シール材により密封することにより、十分な保安水準が確保されることを確認しています。</li> <li>➤ 審査において、申請者は、火災防護基準 2. 2 の規定に則って火災の影響を限定するために火災の感知、消火設備を設計する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則第 8 条解釈第 3 項の規定に基づき、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 設置許可基準規則第 8 条解釈第 3 項の規定に基づき、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 十分な保安水準が確保されることを確認していることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 設置許可基準規則では「設置許可基準に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、設置許可</li> </ul>

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>っても、それが技術的な改良、進歩等を反映したものであって、本基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合」に該当するか否かについては審査したのか。また、p. 86(1)丸数字２の３行目「防爆型の火災感知器を設置」：屋外での誤作動防止対策は必要ないのか。</p> <p>➤ モントリオール議定書により、オゾン層破壊物質であるハロンは原則、使用が抑制されることとなった。原子力施設においては、「ハロゲン化物消火設備・機器の使用抑制等について(平成３年消防予第 161 号)」及び「ハロン消火剤を用いるハロゲン化物消火設備・機器の使用抑制等について(平成 13 年消防予第 155 号)」に基づき、ハロンの使用が認められてはいる。今回、川内原子力発電所においても、ハロン 1301 の消火設備が導入されてるが、この必要性について本当にクリティカルユース(必要不可欠な分野における使用)のみの導入であるのかについて、実質的な審査は行われたのか。</p> <p>➤ p. 86(1)の最終段落の２行目「発火源がなく可燃物を置かない運用</p>	<p>基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、設置許可基準規則に適合するものと判断する。」としています。また、火災防護基準では「本基準に適合しない場合であっても、それが技術的な改良、進歩等を反映したものであって、本基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合は、これを排除するものではない。」としています。アナログ式の感知器を設置しない場所については、水素の漏えいが否定できない場所や降水等により誤作動が想定される屋外に限定した上で、火災防護上の安全性を確保できるとする防爆型の火災感知器を設置するとしている申請者の方針が適切であり、火災防護対策として十分な保安水準を確保した設計としていることを確認したことから設置許可基準規則に適合するものと判断しています。</p> <p>➤ 本審査では、変更しようとする原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染されたもの又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして設置許可基準規則に適合するものであることを確認しています。</p> <p>➤ 使用済燃料ピットは常時、冷却水で満たされており火災が発生し</p>

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>とする」：近傍の火災の延焼によるピット、タンク室での火災発生のおそれはないのか。</p> <p>➤ 火災感知設備、消火防止設備は、火災時にケーブル損傷等により機能喪失しないシステム構成になっていることを確認すべきである。火災が発生した時に、火災によりケーブル等が損傷し機能喪失するようなことがあれば、火災感知器や消火設備として意味をなさない。</p> <p>➤ p. 87(2)の最終段落「使用済樹脂貯蔵タンク室に消火設備を設置しない」：火災感知器を設置しない使用済燃料ピットには消火設備を設置するのか。そうであるならばその理由はなにか</p> <p>➤ 使用済燃料ピット及び使用済樹脂貯蔵タンク室に火災感知器を設置しなくて良いことにしているが、火災源がなく可燃物を置かない運用とするとしても、例えば水素燃焼など火災が発生した時に重大な問題に発展することもないとは言えないので、火災報知器を改めて設置すべきである。使用済燃料ピットは、水位低下に気</p>	<p>ないことを確認しています。同ピットがある燃料取扱建屋には消防法に基づき火災感知器及び消火設備を設置するとしているため、適切に消火活動が行われることを確認しています。また、使用済樹脂貯蔵タンク室については、同様に隣接区画に消防法に基づき火災感知器及び消火設備を設置するとしているため、適切に消火活動が行われることを確認しています。これらにより、他の区画からの延焼を防止することができることを確認しています。</p> <p>➤ 火災感知設備は、火災を早期に感知できるよう固有の信号を発する異なる種類の感知設備により信頼性が向上し、さらには、火災により機能喪失した場合には、警報が作動するため、火災の発生を感知できることを確認しています。また、消火設備は煙等による二次的な影響を受けないよう、消火対象となる火災区域又は火災区画とは別のエリアに消火設備を構成するポンペ及び制御盤等を設置することを確認しています。</p> <p>➤ 使用済燃料ピットは常時、冷却水で満たされており火災が発生しないことを確認しています。また、同ピットがある燃料取扱建屋には消防法に基づき火災感知器及び消火設備を設置することを確認しています。</p> <p>➤ 使用済燃料ピットについては、設置許可基準規則第１６条第３項に基づき、水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備により、水位の変化を監視することができる設計としているため、使用済燃料が冷却できなくなる事態には至らないと判断しています。なお、使用済樹脂貯蔵タンク室には、火災の要因</p>

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>付かず、燃料が冷却できなくなる事態のなると、大量の水素が出て火災になる可能性が高い。しかも、使用済燃料ピットは原子炉のような堅牢な放射性物質の閉じ込め機能を備えていないからよけい重要である。</p>	<p>となる大量の水素は発生しません。</p>
<p>➤ 火災報知機の設置につき、使用済燃料ピット及び使用済樹脂貯蔵タンク室への設置を、発火源が無く、可燃物を置かない運用により設置を免除しています。人為的ミスは必ず起こることを考慮し、例外規定は作るべきではないと考えます。</p>	<p>➤ 使用済樹脂タンク室は高線量であること、当該タンク自体は水で満たされたものであること、同室に人は立ち入ることはないこと、また、可燃物を持ち込むことがないことを確認しています。また、使用済燃料ピットは常時、冷却水で満たされています。</p>
<p>➤ p. 88(4)の８行目「誤作動」：(4)のクレジットの「誤動作」との違いはなにか。</p>	<p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p>
<p>➤ p. 88(4)の第２段落「火災防護基準に規定に」：「火災防護基準の規定に」の誤記では。</p>	<p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p>
<p>➤ 「原子炉格納容器内で火災が発生し動的機器の安全機能を全て喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止することができることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。」とありますが、本当でしょうか。</p>	<p>➤ 原子炉格納容器内における火災発生時に、原子炉の高温停止及び高温停止の維持が可能となるよう、火災の影響を受けても、制御棒は炉心に全挿入する設計とし、原子炉格納容器外の補助給水設備と主蒸気系統設備により蒸気発生器による除熱ができる設計とされていることを確認しています。また、火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を使用することにより、原子炉の低温停止への移行ができる設計とされていることを確認しています。</p>
<p>➤ １時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離を行う事に</p>	<p>➤ 御意見を踏まえて修正します。</p>

Ⅲ-6 火災による損傷の防止（第8条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>ついて、火災防護基準に則った方針であると記載されているが、以下の理由により「1時間以上」を「1時間」に修正すべきである。1) 火災防護基準 2.3.1(2)c. では、隔壁等の耐火能力は「1時間」と規定されている。2) 本プラントの審査資料において、隔壁等の耐火能力について「1時間以上」と記載されてはいない。3) 審査書案の誤記と推察される。</p> <p>➤ 4.(3)3 火災感知設備及び消火設備の耐震クラスと、安全機能を有する機器等の耐震クラスを同一とする事について、火災防護基準に則った方針であると記載されているが、以下の理由により火災防護基準の規定によらない事業者独自の設計方針であると評価すべきである。1) 火災防護基準 2.2.2(2)では、消火配管の地盤変位対策のみを要求しており、耐震クラスについては規定していない。2) 火災防護基準 2.2.2(参考)では、火災感知設備及び消火設備の耐震クラスを特定する要求は無く、基準地震動による火災時においても火災防護対象機器等の機能維持を要求しており、この要求に対しては火災感知及び消火以外の火災防護対策によって達成する事も可能である。なお火災防護基準に記載されている(参考)は、「対審査官に向けての視点、注意事項を整理したもの」とされており、これが審査基準ではないとの認識である。3) 安全機能を有する機器等の耐震設計は S クラス等である事により、基準地震動が発生した場合にも損傷せず、火災も発生しない。従って、火災感知設備及び消火設備を S クラス等で設計する事に技術的な必然性は無い。</p> <p>➤ 92 ページ 3-6 の 6.(6)に関する意見「使用済燃料貯蔵施設は、純</p>	<p>➤ 火災防護基準 2. 2. 2 は地震等の自然現象の影響によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持されることを求めています。(3)には、地盤変位対策の考慮について記載されていますが、火災防護基準は地震によっても火災感知及び消火の機能、性能が維持されることを求めているものです。</p> <p>➤ 使用済燃料貯蔵設備は、消火水が流入しても未臨界となるように</p>

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>水中においても未臨界となるよう・・・、また、新燃料貯蔵設備は、・・・消火水が入ったとしても臨界にならない」とあるが、火災を想定した場合、純水／消火水ではなく、霧（ミスト）状態での最適減速状態でも未臨界／臨界にならない、ことを規制委は確認する必要があるのではないかと？</p> <p>➤ ３－６．５．（２）において申請者が火災防護対象ケーブルの系統分離を行っていないことは規制委員会によって既に指摘されており、不合格と判定されなければならない。また、規制委員会の確認は、申請者が申告する代替対策の実施と「原子炉格納容器内で火災が発生し動的機器の安全機能が全て喪失した場合であっても原子炉を安全に停止することができる」とした仮定に基づいて行われており、これらが申請者の申告どおり稼動することを確認したのではない。</p> <p>➤ 火災区域の分離でいう３時間というのは通常の大規模ビルでも要求されるレベルであり原子力発電所の耐火性能としてはお粗末。P89の１時間耐火は論外に短い。</p> <p>➤ ニューシア通番8151の、廃棄物処理建屋での火災は、それまで経験したことのない管理区域内での火災であり、関西電力は、防火意識の徹底、火災発生時の対応を改善する観点から、改善対策を立案している。計画の項目には、「防火意識の維持や監視を目的と</p>	<p>使用済燃料を配置する設計とすることを確認しています。また、新燃料貯蔵設備は、消火水が噴霧されても臨界とならないよう、新燃料を保管するラックを一定のラック間隔を有する設計とすることを確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則では「設置許可基準に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、設置許可基準規則に適合するものと判断する。」としています。原子炉制御室及び原子炉格納容器内については、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、可燃物が限定されており火災が発生しにくいことや動的機器の安全機能が全て喪失した場合であっても原子炉を安全に停止することができるように設計することなど総合的に判断し、十分な保安水準の確保が達成できることを確認しています。</p> <p>➤ ３時間以上の耐火能力を有する耐火壁、１時間の耐火壁と火災感知設備及び消火設備の組合せは、火災の影響軽減のための対策として適切なものであると考えます。なお、これらについては、米国の基準を参照して設定したものであります。</p> <p>➤ 火災防護対策は現場での活動が重要であることは言うまでもなく、発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために必要な火災防護計画を策定することを確認しており、かつ、技術的能力の審査において、品質保証活動の一環として、国内外</p>

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>して、パトロール頻度の見直し等、他原発でも即応が求められるものの他、「退避指示が発令された場合の消火活動の対応方法や防火扉が閉まっている場合の消火活動の具体的な方法」等の重いものがあり、全国の原発の中で、川内、玄海、泊、東海第二の４原発が、未検討、対策未実施となっている。川内では、火災に関し、未検討未実施のものが、この他に、ニューシア通番 11004、10696、10096 等、多数存在している。防火活動は現場での地道な活動が重要であり、川内原発の自信が防火面へ悪影響を与えていることを心配します。</p> <p>➤ 「互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁等により分離された火災区域又は火災区画に設置する」とあるが、通常の火災時はともかく、重大事故発生時には本耐火壁の耐火能力では不十分か慎重に評価すべきである。</p>	<p>のトラブル情報を収集し、必要な措置を講じる体制を構築することを確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第 4 1 条に基づき、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を失うことがないことを確認しています。</p>

Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 93 の 3-7 の 1 行目「発電用原子炉施設」：1. の 1 行目の「原子炉施設」との違いはなにか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 93 の 3-7 の 5 行目「溢れた」：規則の規定では「あふれ出た」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 93 の 3-7 の第 2 段落の 2 行目「適合しているものであることを確認する」：適合しているはずという予断が示されており安全文化の姿勢が感じられない。p. 1 の 1. で記載されているとおり審査においては適合しているか否かを確認すべきものではないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 94 の 4 行目「安全機能を有する設備」：「解釈」で規定しているのは「安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備」ではないのか。（安全機能を有する設備だけにはとどまらないはず）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本節の要求事項として、「安全施設の安全機能が損なわれないようにするための必要な設備を防護対象設備として抽出する」という要求が記載されており、ご意見の趣旨は含まれていることから、原案の記載としています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 94 の 2. (1) の 1 行目「溢水ガイドを踏まえて」：「ガイド」を踏まえているのは溢水源の想定だけなのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 94 の 2. (1) の 5 行目「隔離時間」：「ガイド」（付録 B(1)）の規定では、高エネルギー配管で自動隔離のない系統については隔離時間を考慮していないが。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 隔離時間については、自動隔離の他に原子炉制御室での手動隔離も含まれます。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 94 の 2. (1) の最終行「確認した」：申請内容が「ガイド」を踏まえているかどうかについては確認しなかったのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 内部溢水影響評価ガイドは技術基準への適合性を確認することを念頭においたガイドであることから、「ガイドを踏まえている」との記載はしていません。</li> </ul>

Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第9条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 94 の 2. (2) の 2 行目「放水量」:「放水率」または「単位時間あたりの放水量」ではないのか。また本パラメータについては「3-6」に記載がないが審査したのか。</li> <li>➤ p. 94 の 2. (2) の 2 行目「火災防護審査基準に従い3時間」:「基準」(2. 2. 1(2)丸数字8)では「消火設備は、2時間の最大放水量を確保できる設計であること」と規定している。</li> <li>➤ p. 95(3)の2行目「地震以外の自然現象により発生する溢水は・・・対象としない」:このことは「ガイド」では規定されていないし、設備配置等の詳細が未定の段階でなぜ「包絡される」という結論が出せるのか。(今後の詳細設計の段階で包絡されるか否かを審査するというのなら理解できるが)</li> <li>➤ p. 95(3)の5行目「Bクラス及びCクラス機器」:ある機器がBクラスとCクラスの両方に分類されうるとの誤解を生む記載。「ガイド」の規定どおり「B,Cクラス機器」のほうが適當。</li> <li>➤ p. 95(3)の11行目「運転員の手動操作」:「ガイド」に規定する「自動操作の考慮」はしていないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 屋外タンクに対しては、基準地震動による地震力に対して、破損を想定する耐震B、Cクラス屋外タンクについて、接続配管の完全全周破断等による溢水を想定し、発生する溢水水位が、防護対象設備が設置されている建屋の開口部高さを超えない設計とすることを確認しています。また、地震以外の自然現象として、竜巻を想定し、屋外タンクが破損することなどにより生ずる溢水を考慮することが竜巻ガイドに示されていますが、竜巻による溢水は、水頭圧として厳しい地震の破損箇所と比べて、同等または小規模であることが容易に推察されることから、包絡できるとして確認しています。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 地震時に起因する破損が想定される溢水源となり得る機器は、全て手動隔離とする設計方針とすることを確認したことから、原案のとおりとします。</li> </ul>

Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第9条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.95の2.の最終段落「保守的な設定」:「ガイド」で規定する「高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水」,「原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水」については審査したのか。</li> <li>➤ 98ページ (4)使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針 「申請者は、使用済燃料ピットの冷却及び給水に必要な設備の没水、被水、蒸気放出の影響に対する安全機能維持に係る設計に加え、使用済燃料ピットが、スロッシング後においても、ピット冷却機能及び遮蔽機能維持に必要な水位を確保する設計方針としている。」使用済燃料ピットについて、使用済み燃料は原子炉内の燃料と同じあるいはそれ以上の放射性があるので、原子炉格納容器と同様の遮蔽性が求められる。しかし、使用済み燃料ピット内部には水が満たされているのみで、その上部は開放されており、何らの遮蔽性もない。したがって、何らかの事故で原子炉建屋の上部が破壊されたとき、使用済み燃料が露出したり放射性物質が放出される可能性がある。</li> <li>➤ p.99の「エリア内で生じる溢水」:大量の降雨の影響も考慮しているのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防護対象設備の設置箇所はハロン消火方式を採用しており、スプリンクラーを使用しないことを確認しています。また、他の区画でスプリンクラーから放水された水が流入することはないことも確認しています。また、設計基準事故時に原子炉格納容器スプレイ系統が作動した場合においても安全機能が損なわれないように、格納容器内の機器等は耐環境仕様とされていることを確認しています。</li> <li>➤ 使用済燃料ピットは、スロッシング後においてもピット冷却機能及び遮蔽機能維持に必要な水位を確保する設計としていることを確認しています。</li> <li>➤ 降雨の影響については、Ⅲ－4. 2. 4のとおり、適切に排水できる能力の排水設備を有しており、降雨による溢水を評価する必要がないことを確認しています。</li> </ul>

Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第９条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.99の7.の2行目「溢れた場合」：第9条第2項では「あふれ出した場合」と規定。</li> <li>➤ 近年異常気象による大量降水が発生するようになって来た。100mm以上の降雨にも対応できる仕様にすべきである。その際電源盤が冠水した場合、発電機等いくら多数用意しても対応不能となる。キュービクル冠水時の代替受電盤等の用意が必要と思います。</li> <li>➤ 審査書案97ページ、4－(2)－3 防護対象設備への止水処置等による被水対策を実施する。に関する意見。川内1号2号の発電規模（各90万KW級）では復水器用を主とした冷却用海水のタービン建屋内への流入量は、9万トン／時程度である。この海水管が亀裂・破断等を起こした場合、同一建屋内の地下構造物／電気室は極めて短い時間（数分程度）で水没し機能を失い再使用も不可となる。仮に非常用発電機・蓄電設備が他の建屋に別置きされていたとしても分電・配電は電気室内であるので使用できず、反応器の冷却・監視機能を喪失する。</li> <li>➤ 本件審査書案p.93の「3－7 溢水による損傷の防止等(第9条関係)」には、現在、東京電力福島第一原発事故で深刻な課題となっている地下水流入対策がない。</li> <li>➤ 地震後の地下水の流入について、湧水サンプポンプが耐震性を有しているとしているが、電源喪失時にも運転可能なのか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 川内原子力発電所近隣の気象観測所での観測記録によって設計上考慮すべき降水を想定し、それを上回る排水性能を有した排水施設を設置するとしていることを確認しています。また、設置許可基準規則第9条に対する適合性の審査においても、安全施設は溢水に対して防護される方針であることを確認しています。</li> <li>➤ タービン建屋内には、防護対象設備が設置されていないこと、溢水伝播により防護対象設備が設置されている建屋へ流入しない設計方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 地震により外部電源喪失に至った場合、湧水サンプポンプ、湧水サンプポンプ電源及び排出ラインは耐震性を有しているため、地震時においても機能が維持できるとしています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第９条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 審査項目に欠落が多い。審査項目の見直しをすべき。川内原発では原子炉建屋、タービン建屋内に湧水があり、建屋内のピットに溜まる。それをポンプで常時汲み上げている（以上は九州電力の広報より。1日平均で300トンと。最大は何トンか未回答。川内原発では福島原発のようなサブドレンに相当するものは無いとのこと）。ポンプが機能停止した場合何が起きるか検討していない。</p>	<p>➤ 同上</p>

Ⅲ－８ 誤操作の防止（第１０条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 化学工場も当初は各計器盤が並んでいましたが現在ではコンピューター画面があるだけです。しかし、異常が発生した時はどの部分でどのような異常があるのか直ちにすることができます。スリーマイル島の事故でも計器盤の裏側に表示盤があり、異常の検出が遅れて事故になったと聞いています。全体の状況が直ちに分かり、異常が発生したら直ちに分かるシステムの構築が必要です。さらに自動的に安全に停止させるシステムが必要です。</li> <li>➤ １００ページ ３－８ 運転員は地震を想定して、常に訓練が必要です。</li> <li>➤ p.100「3-8 誤操作の防止」：誤操作の防止についての記載がないが、第10条第1項が審査の対象外であるならば項目名が不適当では。</li> <li>➤ １００ページ ３－８ 誤操作の防止 色、形で誤操作を防止し、停電時でも、その見分けがつくように必要な照明は維持されることですが、操作する側が見ることができない、操作することができない（体を負傷する）などの事態になることもあるわけで、電気がついて見分けがつけばいいという単純な方策だけを想定している部分に不安を感じます。</li> <li>➤ 人間は必ず間違いを犯すものであるからどれだけ容易な操作や技術的能力を規則で求めても完全に安全にはならない。通常時でさえミスはあり得るし、事故時にはパニック等により作業場のミスはさらに増えると考えられる。さらに、この設計基準では、構造</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今回の新規制基準に係る変更申請及び審査の対象ではありませんが、既に、設計基準対象施設については、人間工学上の諸因子を考慮した操作性を有していること、発電用原子炉の状態が正確かつ迅速に把握できること等の措置が講じられた設計とされています。</li> <li>➤ 地震発生 of 想定も含めた教育訓練を実施する方針を確認しています。</li> <li>➤ 変更申請があった事項に該当する基準規則の条文の表題を記載することとしていることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 本節のみならず、設置許可基準規則第11条第3号では、設計基準事故が発生した場合に用いる照明及びその専用の電源を備える設計とする方針であることを確認しています。なお、設置許可段階では、基本的な設計方針を確認しています。</li> <li>➤ 適切な措置を講じるための手順を定め、教育・訓練を実施する方針を確認しています。また、従来からの誤操作防止に加え、新規制基準において安全施設は容易に操作することができる設計方針を求めており、これに適合することを確認しています。</li> </ul>

Ⅲ－８ 誤操作の防止（第１０条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>上の当初からの欠陥あるいは劣化による欠陥が後になって判明した場合の対処方法が示されていない。故障やその後露呈するかもしれない機能不足を技術要件として明示すべきである。</p> <p>➤ ３－８ 誤操作の防止（第１０条関係）について「４項目を満たしていることから設置許可基準規則に適合するもの」と判断しているが、福島第一原発事故に伴う地震の際の多数の証言から、現行の設計方針では人が立つのが困難な地震動状況下では、確実かつ迅速な操作を行うことが不可能である。よって、中央制御室は地震動を伝えない独立した建屋にするか、振動発生時にも運転員が上体を保持できる器具ないしは装置を設置することが必要不可欠だと推察する。</p> <p>➤ ヒューマンエラーが事故を引き起こす場合は多々あると思います。事故がおきれば、と言う事体を想定しないで、本気で稼働させようとしていることの正気をうたがいます。</p>	<p>➤ 地震発生時は操作を中止し安全確保に努める運用や手順としており、その間は、運転員は新たに設置された手すり等につかまり安全を確保し、余震が収まった後に適切な操作ができる設計としていることを確認しています。</p> <p>➤ ヒューマンエラーを考慮して単一故障の防止を要求するとともに、設計基準事故が生じた場合は、ヒューマンエラーも含め最も厳しい単一故障を想定しても事故に対応できることを求めています。</p>

Ⅲ－９ 安全避難通路等（第 11 条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 3－9 安全避難通路等（第 11 条関係） 101 ページ（避難用の照明を除く。）とあるが、除く条例的、法的根拠を示せ。安全避難通路等の項目に夜間照明がなくていいのか。</li> <li>➤ p. 101 の「3-9 安全避難通路等」：安全避難通路についての記載がないが、第 11 条第 1 号、第 2 号が審査の対象外であるならば項目名が不適當では。</li> <li>➤ 重大事故と台風が重なった場合、避難通路が確保できない。</li> <li>➤ 夜間のタンクローリーの移動に備えて可搬型照明を準備可能な設計とするとありますが、降灰中や航空機衝突時にこれらが人手により設置できるとは到底思えません。つまり、人手に頼らざるを得ない施策については、可搬型照明の準備という物品管理だけでは検討したことになっていません。</li> <li>➤ 3－9 安全避難通路等（第 11 条関係）について 非常用電源、無停電電源など、照明を電灯電源に頼る設計方針となっているが、先般の事故において、電源設備は浸水において悉く点灯不能とな</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 避難用照明については既に設置されており、従来からの基準に変更はないことから、今回の申請には含まれておらず、審査の対象ではありません。</li> <li>➤ 見出しについては、該当する基準規則の条文の表題を記載することとしていることから原案のとおりとします。</li> <li>➤ 重大事故対策におけるアクセスルートの確保に関して、事業者が、設計基準上の想定を超える自然現象等の発生により単一のルートではアクセスルートの確保が困難になる場合を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保した上で、被害状況に応じて複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選択するなどの措置を講ずることを示しており、アクセスルートの確保に関し実効性のある運用管理を行う方針であることを確認しました。</li> <li>➤ 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、夜間にタンクローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合に備えて、輸送開始が必要となる時間までに可搬型照明を準備可能な設計とするとしており、いわゆる物品管理のみならず、その使用等に関する教育・訓練を行うとしていることを確認しています。</li> <li>➤ 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、原子炉の停止、停止後の冷却、監視等の操作が必要となる可能性のある場所等に対して、作業用照明を設置する設計としていることを確認してい</li> </ul>

Ⅲ－９ 安全避難通路等（第１１条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>ることが既知となったことから、現状の設計方針では不十分である。よって、電気電源によらない照明設備、（例としてN夜光を利用した発光設備）を併設することが必要不可欠だと推察する。</p>	<p>ます。</p>

Ⅲ-10 安全施設（第12条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 「・・・設計基準事故時に、配管の全周破断又はフィルター本体の閉鎖を仮定したとしても・・・安全上支障のない期間内に除去又は修復できる」この下線部の文言は規制委員会の記載として適切ではない。規制委員会の要求はあくまで長時間は動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障に対しても安全機能を果たすことであり、結果、静的機器に対して多重設計を求めるものである。しかし、静的機器については以下を合理的に説明できる場合は多重設計は要しないというのが基準要求である。ダクトの全周破断やフィルターの本体の閉鎖を単一故障として考えろとまでは要求しておらずまた要求すべきものではない。</p> <p>➤ p.102の1.の2行目「最も過酷な条件である完全機能喪失を」: この記載は「規則」、「規則の解釈」の規定にないし、p.101の3-10の4行目で「単一故障」の定義をしているのに加えてこのような記載をするのは定義の内容にブレを生じさせるおそれがある。</p> <p>➤ 復旧作業を約3日としているが福島第一原発事故の話を見聞するとそれで充分とは思えない（もし3日で普及していれば爆発していなかったのではないのでしょうか）。つまり福島第一原発事故の反省に立つというのであればもっと長い復旧時間をとるべき。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則第12条第2項は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものに対して、最も過酷な条件である完全機能喪失を単一故障として想定した場合でも、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保した設計とすることを要求しています。当該規則解釈第12条第5項には、静的機器の単一故障の長時間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は復旧できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよいことが規定されています。申請者は自ら、当該規定の適用にあたって、ダクトの全周破断やフィルター本体の閉塞を最も過酷な条件と設定して評価したものであり、その設定は妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 設計基準事故における作業に要する想定時間については、作業場所の被ばく線量を適切に評価する上で、申請者が想定したダクトにおける単一故障の特定は容易であることを踏まえ、修復（足場設置・解体・補修）に要する時間の算出を適切に実施していることを確認しています。</p>

Ⅲ-10 安全施設（第12条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 「第12条7項においては、安全施設について、二以上の発電用原子炉施設における安全施設と相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであることを要求している」が、静的機器の多重性について、『原子炉格納容器のアニュラス部の換気ダクトの破断と安全補機室排気設備のフィルタユニット閉塞』を挙げ、いずれの故障においても、安全上支障のない修復作業を3日間として緊急作業による被曝線量が線量限度以下になるから単一故障を不要としている。しかし、3日間という妥当性とDBAを超え重大事故に至ると線量が上がるからこのような評価は妥当ではない。DBAと重大事故は連続して生じ得るもので、線量増加もあらかじめ想定しておくべきである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「第12条6項において重要安全施設について、二つ以上の発電用原子炉施設において共用し、または相互に接続するものであってはならないこととした上で、共用または相互に接続することによって安全性が向上する場合は、この限りではないとしている」が、『安全性の向上とはどのような判断によるのか』を明示すべきである。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則第12条第6項の解釈には、「安全性が向上する場合」とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して原子炉制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより安全性が向上するとの評価及び設計がなされた場合をいう。」とされています。</p>
<p>➤ p.101の3-10の1行目「原則として」：このことは第12条第2項には規定されていない。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則第12条解釈第5項に設置許可基準規則第12条第2項の規定の単一故障の仮定の適用除外及び多重性要求の適用除外の条件が示されており、「原則として」を記載することで適用除外条件が存在することを示しています。</p>
<p>➤ p.101の3-10の4行目「単一故障」：前述のp.100の8.の6行目で最初の記載がなされているのでそこで用語の定義をすべき。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ「単一故障」は本審査書の初出箇所において定義するように修正します。</p>

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.101 の 3-10 の 5 行目「所定の安全機能が達成できる」：主語が 2 行目の「静的機器については」であれば文意が間違っている。主語となるべき「重要度の特に高い安全機能を有する系統は」の記載が漏れているのでは。</li> <li>➤ p.101 の 3-10 の 6 行目「要求している」：要求しているのは「規則の解釈」であり規則は要求していない。</li> <li>➤ p.101 の 3-10 の第 2 段落の 3 行目「安全性が向上する」：主語が「重要安全施設について」と誤読されるおそれがある。第 12 条第 6 項の規定をそのまま引用すべき。</li> <li>➤ p.101 の 3-10 の第 3 段落の 1 行目「安全施設について」：「重要安全施設以外の安全施設について」としないと間違いである。</li> <li>➤ p.102 の 1. の 8 行目「仮定しなくてもよい」、12 行目「適用しない」：「解釈」からの引用であれば「仮定しなくてもよい」と「解釈」は要求している」等の記載とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈は、設置許可基準規則の要求内容が、設置許可基準規則解釈のとおり解釈されることを原子力規制委員会の審査基準として示しているものであり、設置許可基準規則によって規制要求がなされています。したがって、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈は、設置許可基準規則の要求内容が、設置許可基準規則解釈のとおり解釈されることを原子力規制委員会の審査基準として示しているものであり、設置許可基準規則によって規制要求がなされています。したがって、原案のとおりとします。</li> </ul>

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.102 の 1. の第 2 段落の 1 行目「対象として」：文章構成上唐突なので、第 1 段落の記載のうちどの箇所を対象なのかを示すべき。（第 1 段落のただし書き以降の内容？）</li> <li>➤ p.102 の 1. の第 2 段落の 3 行目「として」：1 行目の「として」と重複して読みにくくなるので、「である」のほうが適当では。</li> <li>➤ P102 下から 13 行目、下から 5 行目、P103 上から 15 行目 3－10 アニュラス空気再循環設備」は、「アニュラス空気浄化設備」ではないか。</li> <li>➤ p.103 の「(2) 多重性の要求を適用しない場合」の 1 行目：「各号炉において単一の設計とする」：「1 号炉及び 2 号炉において共用とする」のであれば「単一の設計」ではないのではないのか。（1 号炉専用、2 号炉専用のフィルタユニットがそれぞれの原子炉施設に設置されているのではなくて、1 号炉と 2 号炉で共用するフィルタユニット 2 基が設置されているということでは）</li> <li>➤ p.103 の「(2) 多重性の要求を適用しない場合」の 3 行目：「多重性を確保」：論拠として重要なことが記載されていない。（中央制御</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 発電用原子炉施設の安全性は、号炉ごとに判断するものであり、重要度の特に高い安全機能を有する系統は、号機ごとに多重化されるべきものであります。原子炉制御室の非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、号炉ごとに単一の設計とするとしているが、共有することにより、他の系統により代替し、所定の安全機能を維持することができるとしていることを確認しています。なお、当該設備を他号炉と共用することについては、号炉ごとに設置し、片系列単独で原子炉制御室遮へいとあいまって原子炉制御室の居住性を維持できる設計としていること、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする原子炉制御室の非常用循環フィルタユニット及びダクトを含め、安全性が向上することを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

Ⅲ-10 安全施設（第12条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>室は1号炉と2号炉で共用していること。非常用循環フィルタユニットの運転が必要なときは1号炉のユニットか2号炉のユニットのどちらかを運転すれば必要な能力を満たすこと。) また多重性の要求を適用して多重性を確保しているのではないのか。</p> <p>➤ 重要安全施設において、「中央制御室は共用することにより運転員の融通が可能となり、総合的な運転管理ができること、また、中央制御室の換気空調設備については、各号機の換気空調設備を共用することにより、単一設計とする中央制御室非常用フィルタユニットも含め、安全性が向上することから、二以上の原子炉施設の安全性が向上する」としている。『しかしながら、号機間の共有、相互接続の問題は福島事故の教訓であるが、状況次第でどちらが安全か決まる訳で、申請どおり号機間の共用、相互接続を選択するなら、事故の時に逆に分離、独立すべきと判断された場合の検討も行っておくべきであろう。</p> <p>➤ p.104(1)：代替緊急時対策所は中央制御室に対して共通要因故障を防止するため位置的分散を確保するとしているが、中央制御室についても共用とすることで共通要因故障防止のうえでは安全性が低下するのではないのか。</p> <p>➤ p.104(1)の3行目「単一設計」：p.103(2)の「単一の設計とする」と同じ意味ではないかと考えられるが用語の定義が必要。(系統において対象機器を単一の構成とする設計であるという意味か)</p> <p>➤ p.104(1)の3行目「中央制御室非常用フィルタユニット」：p.103</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 申請書では「単一設計」とされていますが、用語が定義されているわけではないため、「単一の設計」としています。</p> <p>➤ 申請書では例示として「中央制御室非常用フィルタユニット」と</p>

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>の９行目では「ダクトの一部」にも言及しているが。</p> <p>➤ p.104(1)の４行目、(2)３行目「二以上」：申請対象の原子炉は２基だけなのだから「二」とすべき。</p>	<p>されており、「中央制御室非常用フィルタユニット及びダクトの一部」を含んでおりますので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 申請書では「二以上」とされておりますので、原案のとおりとします。</p>

Ⅲ－１１ 全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.104 の3-11 の第２段落の４行目「容量」：これは蓄電池の容量(Ah)のことであろうが、第１段落の３行目の「電気容量」(VA)についての言及がなされるべきところである。</li> <li>➤ p.104 の最終段落「設備に対し電源供給が可能な電気容量を有する蓄電池」は意味不明である。ここは「設備が必要とする電気容量(VA)を一定時間供給可能な容量(Ah)を有する蓄電池」であることが設計上要求されるべき。</li> <li>➤ 104 ページ 3-11 全交流動力電源喪失対策設備 電源喪失から事故対応の電源が準備されるまでが25分間で、その間もつような蓄電池を設計すること。「25分間」で、本当に大丈夫なのか不安に思います。</li> <li>➤ 全電源喪失に備えて25分の蓄電池容量の確保を要求し1時間の容量設計の回答をしています。福島原発は設計上8時間だったと聞いています。下記要求基準とあまりにも時間がかけ離れていますが、なぜ適切と判断できるのでしょうか。</li> <li>➤ 「全交流電源喪失に備えて、重大事故に対処するための電源設備から電力供給されるまでの間（約25分）、原子炉の安全な停止や冷却、格納容器の健全性確保のための設備に、電力を1時間以上供給できる蓄電池を備える方針を確認した。」とあるので、外部電源を供給する施設の複数にして、耐震構造の強化を実行す</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則第14条のとおり用語を用いています。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの時間約25分間に対し、申請者は原子炉を安全に停止し、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性のため、必要となる設備に1時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈第57条において、重大事故等対処設備としての蓄電池は負荷の切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間に渡り電気の供給を行うことが可能であることを規定しており、当該申請はそれに適合していることを確認しています。</li> <li>➤ 外部電源系の強化のため、発電所構内における電気系統の信頼性向上、電線路の独立性・物理的分離、複数号炉を設置する場合における電力供給を確保するとしていることを確認しています。また、外部電源喪失時においてもディーゼル発電機等の7日間の連続運転を可能とするために、必要となる燃料を貯蔵する設備とし</li> </ul>

Ⅲ－１１ 全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>る。外部電源装置は最高Ｓクラスの重要設備でおねがいします。</p> <p>➤ 104 頁， 3－11， 全交流動力電源喪失対策設備， 外部電源は 3 系統装備している， としているが， フクイチ事故の実例を見ると， 鉄塔上の空中架線では地震・暴風などによる鉄塔倒壊により電源喪失に至る恐れがある。少なくとも 1 系統は地下敷設線とするべきである。</p> <p>➤ 3-11 における「電池」の設置について， 福島第一原発事故と同じ誤りを犯す可能性が排除されていません。例えば， もし「電池」の設置場所が， 津波の被害を受ける様な位置であったならば， 非常用電源の役目を果たすことはできません。</p>	<p>て、燃料油貯油槽に加えて燃料油貯蔵タンクを設置し、地震等の想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）を想定しても、燃料油貯蔵タンクから燃料油貯油槽に燃料の運搬を確実にを行うことを確認しています。</p> <p>➤ 外部電源系については、互いに独立した 2 回線以上の電線路を設ける等の規制基準の強化を行った上で、これに期待しないものとして原子力発電所の安全性を確保することを設計の基本的な考え方としており、そのために信頼性の高い所内非常用発電設備の設置を要求しています。</p> <p>➤ 蓄電池（安全防護系用）およびその附属設備は、非常用 2 系統を各々別の場所に設置しており、共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、地震、津波、内部火災、溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していること、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とすることを確認しています。</p>

Ⅲ－１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 105 ページ 3-12 クレーンを操作する技術者が必要ですが、技術者を養成する訓練所が必要です。人間はミスを犯しますので、常に訓練をしないと危険です。</li> <li>➤ 106 ページ 3-12（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）に関する意見「規制委員会は、以下の項目について審査を行った。1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策 2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保」とありますが、そもそも、使用済燃料の保管にあたり、大前提として、使用済燃料貯蔵槽が安全な場所に設置されているかということについての審査が必要であると考えます。これは、福島第一原発の4号機が爆発し、使用済み燃料プールの下の階が破壊され、プールが中ぶらりんになるという、危機的状況を経験したことからも、絶対的に審査されるべき項目であると考えます。</li> <li>➤ 燃料取扱建屋の構造物については、基準地震動に対して落下しないように設計するとしているが、福島原発では、事故時の水素爆発などによって燃料貯蔵施設にガレキが落下、燃料の損傷が起こるところであった。構造物が基準地震動に耐えるだけでは技術的に不十分である。</li> <li>➤ p. 105 の3-12の2行目「燃料体の落下」：第16条第2項第2号ニでは「燃料体等の落下」と規定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見のとおり、必要な力量を有した者が操作を行うとしていることを確認しています。</li> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて策定された新規規制基準においては、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策に加え、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策も求めています。審査においては、これらについての適合性を確認しています。</li> <li>➤ 現場の状況及び作業実態を考慮した上で、使用済燃料貯蔵施設の機能に与えないことが既に確認されている燃料集合体の落下時のエネルギーと比べてその値が大きいものを、落下によって使用済燃料貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物として抽出する方針とし、それぞれの重量物に対して落下を防止する方針としていることを確認しています。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>

Ⅲ－１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 105 の 3-12 の 5 行目「放射線量に加えて」：第 16 条第 3 項第 1 号では放射線量が最優先と規定しているわけではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 105 の 1. の 2 行目「要求している」：なにが？（規則の規定は？）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本節冒頭に記載があることから原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 105 の 1. の 3 行目、(1)の題名「落下のおそれがある重量物の抽出」：「落下のおそれ」（落下するかどうかという意味にとれる）ではなくて「（想定する）落下時に影響を及ぼすおそれ」について審査しているのではないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者の記載に準拠しているため、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 105 の 1. (1)の 3 行目「落下時」：「影響を及ぼす重量物の落下時」であるとの誤解を生じるおそれがある。「落下のおそれのある重量物の落下時」等と記載すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 105 の 1. (1)の 4 行目「抽出する」：これではカッコ内の機器の意味が不明。後述の(2)の記載にあるとおり「抽出した」のではないのか。（そしてその結果はカッコ内に記載のとおり）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 106 の丸数字 2 の 2 行目「走行レールも含む」：レールを固定している基礎部も対象とするべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「走行レールも含む」の記載には、走行レールを固定する金具及びその基礎部を含んでおり、評価の対象としています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 106 の丸数字 3 の 4 行目「地震時」：この「地震」とはなにを指しているのか。丸数字 1, 丸数字 2 では「基準地震動」としているが。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 使用済燃料貯蔵設備は耐震 S クラスであることから、使用済燃料ピットクレーンの落下評価に適用する地震動は、基準地震動としています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 106 の 1. の最終段落の 4 行目「抽出する方針とし」：今後抽出す</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可に係る審査では、変更しようとする原子炉施設の位</li> </ul>

Ⅲ－１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>る方針ではなくてすでに抽出済みなのだから「抽出し」と記載すべき。</p> <p>➤ p.106 の 2. の 3 行目, 4 行目「要求している」: なにが? (規則の規定は?)</p> <p>➤ 3－１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６号関係）について ２項の使用済み燃料貯蔵槽を監視する機能の確保に関して、「使用済み燃料ピットの水位及び水温、放射線量を原子炉制御室から監視し、外部電源喪失時においても監視を可能とする方針」としているが、先般の事故において、そのいずれのパラメータが原子炉制御室から把握できなくなったことが報告されている。よって、現状の方針では不十分である。改善策として、原子炉制御室に加えて、原子炉建屋内部から有線以外の方法で監視情報を伝達する手段。また、原子炉制御室以外でその情報を受け取る仕組みが必須だと考える。</p>	<p>置、構造及び設備の基本設計ないしは基本的設計方針を確認しています。</p> <p>➤ 本節冒頭に記載があることから、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第３５条への適合性として、水温、水位及び周辺線量率を緊急時対策所において監視できること、また、通信設備については、通信方式の多様性を有した設計であることを確認しています。</p>

Ⅲ－１３ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ３－１３ 機器・配管について（P107）「原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管は、いずれもこれまでクラス２機器であったことから、クラス１機器における要求を満足していることを確認する」というだけでは非科学的で意味をなさない。上位の設計ランクに変更するのであるから、「確認する」ではなく新設計を要求すべき。たまたま要求を満たすとしても、余裕度は小さいはずである。福島事故は、耐震性の弱い機器・配管から全システム崩壊にいたった。形式的な安全基準は科学的に無意味。</li> <li>➤ p.107の３－１３の１行目「第１７条の解釈」：p.2の５行目の定義に従って「第１７条の設置許可基準規則解釈」と記載されるべきところ。</li> <li>➤ p.107の３－１３の１行目「原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管」：接続配管の定義としては「解釈」の規定に従っていない。「解釈」では接続配管そのものを「バウンダリ」と定義しているのだから。</li> <li>➤ p.107の３－１３の４行目「クラス１機器である」：第１７条とその解釈には規定されていない。</li> <li>➤ p.107の３－１３の３.の３行目「じん性」：第１７条第１項第３号では「破壊じん性」と規定。</li> <li>➤ p.107の３－１３の３.の３行目「クラス１としての」：４.の４行目「ク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則は原子炉施設の安全を確保するために必要な性能を要求しており、審査では当該基準への適合性を確認しています。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 現行の記載においても、設置許可基準規則解釈の規定に適合していることから原案のとおりとします。</li> <li>➤ 技術基準規則第２条第２項第３２号において明示されているとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリであることは明らかであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 申請書のとおり記載としていることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> </ul>

Ⅲ－１３ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>ラス１機器としての」との違いはなにか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.107の3-13の4行目「可能とする」：「可能とする設計とする」と記載すべき。</li> <li>➤ p.107の4.「第17条の規定」：「設置許可基準規則解釈第17条の規定」と記載すべき。</li> <li>➤ p.107の3-13の最終段落「設置許可基準規則に適合」：第17条とその解釈にはクラス１機器としての位置づけについての規定はない。</li> <li>➤ 107ページの「Ⅲ－１３ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）」において、蒸気発生器も対象となる記述もありますが、「当該機器及び配管をクラス１機器として位置付ける方針としていることを確認した」などとされているだけです。蒸気発生器のような重要な機器の設計に対する審査が行われているのか、行われているとすればどのような審査が行われたのか、明確にするべきです。蒸気発生器の伝熱管破損は仮に起きたとしても「重大事故等対処」で補うからよいのだという発想であるならば、本審査は極めて危険なものと言えます。蒸気発生器のような最重要であり、かつ複数回の問題を起こしている機器について、厳重な審査が行われていない本「適合性審査」、あるいはその記述がない本「審査書案」は欠陥があり、見直しが必要とされるべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 構文上、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 技術基準規則第2条第2項第32号において明示されているとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリであることは明らかであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 蒸気発生器伝熱管は、従来の原子炉冷却材圧力バウンダリであり、その旨審査をしています。</li> </ul>

Ⅲ-14 安全保護回路（第24条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.107 の3-14 の2行目「回路を設ける設計」：第24条第6号が要求しているのはハード対応だけではないはず。</li> <li>➤ p.108 の4行目「規定」：JEACなら「規程」のはず。</li> <li>➤ 101 ページ 3-8 , 107 ページ 3-14 想定故障を単一故障としているが、世の中で起きる故障は単一など稀で、ハード故障やソフトバグ、ノイズや人的誤操作などで多重故障になるのが普通として考慮しなくてはならない。また、保護回路は人間が設計する以上、完璧など有り得ない。世の中で今起きている社会インフラや社会システムの問題がそれを如実に物語っている。運用管理するのも人間であるから、マニュアルを整備するからとか訓練をするかと言っても綺麗事に過ぎず、安全が確保されるから許可するなどとも言えない</li> <li>➤ 108 頁に「規制委員会は、申請者の設計が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。」とありますが、コンピュータウイルスは、常に進化しており、使用するOSに新たな脆弱性が発見されるとも限りません。何を持ってハッカー攻撃に耐えられるのか不明です。抽象的な表現ではなく、もっと具体的に使用しているソフトウェアの記述がないと信用出来ません。ベネッセの個人情報漏洩事件をみても、物理的な分離やパスワード管</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ここでいう設計は、設備対応だけではなく、いわゆるソフト対応も含めていることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 設計基準対象設備に係る評価では、単一故障を想定しているが、多重故障を想定した重大事故等に係る対策も要求しており、審査においては、その有効性を確認しています。</li> <li>➤ 設置許可段階では、設計方針を確認します。</li> </ul>

Ⅲ－１４ 安全保護回路（第２４条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>理をしても、漏洩を防げませんでした。107 頁から 108 頁の記述だけで、適合を信用しろとは、バカにするにもほどがあります。</p> <p>➤ 「使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウィルスが混入することを防止する等」という理由を元に設置許可基準規則に適合するとしているが、その検証及び妥当性をだれがどのような手段で確認するかが明確でない。仮に九州電力社内であれば、その確認・審査を行うものが九州電力社員に限定し、請負社員や派遣社員といった短期契約の社外の者でないことを担保すべきである。また更に仮に、九州電力の関連会社や協力会社までを考えているのであれば、先般のベネッセホールディングでの情報流出のように危険性を常にはらんでいることから、安全性を担保すべき原子力発電施設としては、許容すべきでない。</p> <p>➤ 送信のみに制限するとあるが、新規稼働や変更については、何らかの形で受信作業が必要で、その場合、「5」のセキュリティ管理では外部からの悪意ある侵入を防止できないのではないかと考えます。情報システムの運用を下請けの会社や派遣社員等に任せない、などの非現実的な対応が必要と考えます。</p> <p>➤ 「固定のプログラム及び言語の使用」に関して、川内原発にのみ閉じられたシステムや言語体系等はシステムの事故や不具合を</p>	<p>➤ 設置変更許可にかかる審査においては、基本的な設計方針を確認しています。</p> <p>➤ 安全保護系については、外部ネットワークに直接接続されていないことを確認しています。また、物理的アクセスや、電氣的アクセスの制限を行うことによって、外部からの人の侵入により不正なプログラムを USB メモリ等から侵入させないこと、パスワード管理を行うことなどにより防護する設計とする方針であることを確認しています。これらによって、承認されていない動作や、変更を防ぐことを確認しています。</p> <p>➤ 安全保護系に使用するプログラムは従来から使用実績があるものであり、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用す</p>

Ⅲ－１４ 安全保護回路（第２４条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>生じさせる可能性も少なくないと考えます。</p> <p>➤ サイバー攻撃に対する防御が充分でない。不正アクセス行為に対処するために安全保護回路をもうける設計とされているが（P107）、Stuxnetのような最近の高度なサイバー攻撃に対処するには不十分である。すなわち外部と接続されていない制御ネットワークにも侵入された事例があること、メーカーや上部機関に報告のための専用回線、業務系のネットワークからも侵入されこともある。</p> <p>➤ 108 ページ Ⅲ－１４ 安全保護回路（第２４条関係） 「規制委員会は、申請者の設計が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。」としているが、設置許可基準規則に適合するものと判断したという審査結果は、極めて問題があります。「防ぐことができることを確認」して初めて適合するものと判断するのが道理です。本当に防ぐことができるかどうかは、実際に国内外のさまざまな手法を用いて調査をするべきです。</p>	<p>るとしていることを確認しています。</p> <p>➤ 安全保護系については、外部ネットワークに直接接続されていないことを確認しています。また、物理的アクセスや、電氣的アクセスの制限を行うことによって、外部からの人の侵入により不正なプログラムをUSBメモリ等から侵入させないこと、パスワード管理を行うことなどにより防護する設計とする方針であることを確認しています。これらによって、承認されていない動作や、変更を防ぐことを確認しています。</p> <p>➤ 設置変更許可に係る審査においては、基本的な設計方針を確認しています。</p>

III-15 保安電源（第33条関係）	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.108 の3-15 の1行目「保安電源」：規則の規定の「保安電源設備」との違いはなにか。</li> <li>➤ p.109 の1.(1)の第2段落の最後行近傍「非常用所内電源設備」：丸数字3の「非常用所内電源系」との違いはなにか。</li> <li>➤ P.111 の2(1)の第2段落の4行目「電力を供給できる燃料」：日本語としておかしい。「ディーゼル発電機の連続運転により必要とする電力を供給するために、燃料を貯蔵する設備については」の意味か。</li> <li>➤ P.111 の2(1)の第2段落の6行目「7日分以上の連続運転」：「7日間以上」の誤記では。また、丸数字2の1行目では「7日間」として「以上」の記載がないのはなぜか。</li> <li>➤ 外部電源多重化と南九州変電所がダウンした場合を想定した結果、出水揚水発電所から人吉変電所一川内火力を通じて電力供給可能と評価したことに疑問を感じる。揚水発電所は常に必要な水量があるわけではなく常時の信頼性がない。又、近傍の川内火力も施設自体は新しくなく 原発程 耐震性及び対津波性能は担保されていないと思われる。当該石油火力はディーゼル発電機でもなく直ぐには稼働出来ない。</li> <li>➤ 外部電源は、異なる系統から3系統受けているので、独立性があるとしている。しかし、現状の外部電源系統の耐震クラスは一般産業施設相当のCクラスなので、基準地震動が生じるとすべての</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 設置許可基準規則第33条においては、外部電源系の強化のため、発電所構内における電気系統の信頼性向上、電線路の独立性・物理的分離、複数号炉を設置する場合における電力供給確保を要求しています。さらには、外部電源喪失時においても発電所内で必要となる電力を供給できるよう、ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を要求しています。審査において、これらへの適合性を確認しています。</li> <li>➤ 外部電源系については、互いに独立した2回線以上の電線路を設ける等の規制基準の強化を行った上で、これに期待しないものとして原子力発電所の安全性を確保することを設計の基本的</li> </ul>

Ⅲ－１５ 保安電源（第３３条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>外部電源が失われるので独立性があるとは言えない。外部電源系統の耐震クラスを高めるべきである。</p>	<p>な考え方としており、そのために信頼性の高い所内非常用発電設備を設置することを要求しています。</p>
<p>➤ 外部電源は３系統装備している、としているが、フクイチ事故の実例を見ると、鉄塔上の空中架線では地震・暴風などによる鉄塔倒壊により電源喪失に至る恐れがある。少なくとも１系統は地下敷設線とするべきである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ もともとの地震動想定が余りに過小評価であること、しかも送電鉄塔・電線、変電所設備・機器などの従来の耐震設計基準がそのままでは、送電線や変電所の停電による外部電源喪失による停電が起きない保証はない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 単独の経路の送電網が運用できなくなることに対処するため、電力網を切り替える時間を評価しているが、４時間という復旧時間は、危機対応の最中としては長すぎるため、実際には多重系（３回線以上の）による冗長性のある防護がされているとは言えないという評価を下すべきである。（p.418 ５ 審査結果 に関してもその旨を記入すること）</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ とくに川内原発においては、火山の影響を想定するべきである。カルデラ噴火の際は言うまでもなく南九州の変電所が同時に複数破壊され機能を失う恐れがあるが、そればかりでなく通常の火山灰の堆積（新燃岳などの霧島および桜島を想定）で同時多発的に複数の変電所が機能を喪失することも想定すべきである。変電所の運転継続要件について、もっと重視した詳しい検討が必要</p>	<p>➤ 同上</p>

Ⅲ－１５ 保安電源（第３３条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島事故においても、全部の交流電源が停止をした原因には受電鉄塔の倒壊だけではなく開閉設備の耐震性に関わる問題があったと言われているが、仮にそうであれば、開閉設備の耐震性基準をもっと上げてSクラスに変える必要があるのではないか。変電所設備についても、耐震性の見直しが必要になることになる。局所的な送電線の重なり具合については評価していたが、変電所設備の耐震性基準をクラスを変えるべきではないか。</li> <li>➤ 3-15 保安電源について（P110）電線路の「鉄塔基礎の安定性を確保する」というのは、具体的にどこまで対策するのか。1つの送電鉄塔が倒壊しただけで1ラインの外部電源が失われる。「安定性を確保する」ではなく、鉄塔基礎の接地強度、耐震性、塔自身の強度の要求事項を指示すべきである。</li> <li>➤ サイト外の鉄塔が地震などで倒壊しないように対策がなされるのか確認がない。</li> <li>➤ 外部電源は、異なる系統（南九州変所と新鹿児島線）から3系統うけているので、独立性があるとしているが、基準地を超える振動が来た場合、すべての電源が失われる危険性について は考慮しているのか？「想定外」では済まされない。福島第一原発の事故は、「想定外」の連続という言い訳を東電がしていることを九電はどう考えるのか。現在の技術力では、「想定外」のことが一旦起きた場合、対処しきれないのではないか？被害が生じた場合、</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

III-15 保安電源（第33条関係）	
ご意見の概要	考え方
<p>それを誰が、どう補償できるのか？</p> <p>➤ 安全対策の方法として、ポンプや発電機への燃料供給手段としてタンクローリの記述が散見されますが、タンクローリは大型車両運転免許ならびに牽引免許の必要な特殊車両の認識です。 以下の項目についても確認が必要だと思われます。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・どのような状況でも運行できる運転技能者の確保</li> <li>・燃料タンクと燃料を必要とする施設間を結ぶ通路の確保</li> <li>・同上通路の障害物（倒壊した設備、飛来/飛散した障害物）の撤去用の重機の確保</li> </ul> <p>➤ タンクローリによる移送は、大地震で燃料受け入れ口が破損する可能性、道路が通れなくなることも考えて、配管で貯蔵タンクから結合して運転できるようにすべきです。タンクローリによる輸送はバックアップにすべきです。</p> <p>➤ 3-15-2（1）非常用電源設備等について ディーゼル発電機燃料油をタンクローリで運搬し、損傷を考慮して必要な台数を確保するとしているが、先般の事故で明らかになったように、タンクローリでの運搬自体ができないことを考慮しなければならない。そのため、ドラム缶単位で搬送できるリアカー等、人力で運用可能な代替手段が必要不可欠である。よって、現状の方針で</p>	<p>➤ ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を可能とするために、必要となる燃料を貯蔵する設備として、燃料油貯油槽に加えて燃料油貯蔵タンクを設置し、地震等の想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）を想定しても、燃料油貯蔵タンクから燃料油貯油槽に燃料の運搬を確実にを行うことを確認しています。具体的には、非常用電源設備及びその付属設備は重要安全施設であり、これらを構成する非常用ディーゼル発電機、燃料油貯油槽、燃料油貯蔵タンク等については基準地震動に耐える設計とすること、タンクローリや重機等を運転できる有資格者の確保、輸送に必要なアクセスルートの確保、想定される自然現象である火山による降下火砕物等を撤去するための重機の確保等についても確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

### III-15 保安電源（第33条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>は不十分であると考えざるを得ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 111 ページ 2(1) 外部電源喪失時の非常用電源設備では、7 日間の連続運転のためには、発電所内の新設貯蔵タンクから、タンクローリで供給する必要があるようです。まず 7 日間は短すぎると思います。福島第 1 原発事故時は原子炉の状態が安定するまで 1 か月程度かかったと思いますので、発電所内の貯蔵量は 1 か月分程度は必要だと思います。</li> <li>➤ 東日本大震災では複数の発電所で非常用電源（ディーゼル発電機）が作動しない事象が多発した。実績としてよく故障する機材を 2 重にしても目的の安全性には達しないと考える。ディーゼル発電機自体を信頼性の高い他の設備に変更するか、ディーゼル発電機自体の信頼性を向上した上で更なる多重化すること等を稼働の条件とするべきである。その他、燃料タンクや大容量空冷式発電機やポンプ車およびそれらの燃料タンクについても更なる多重化が必要と考える。</li> <li>➤ ディーゼル発電機の燃料油タンクの耐震性、耐火性に関する記述がない。幼稚な計画としか言えない。こんな杜撰な審査に地球の未来を託す訳にはいかず、川内原発再稼働は容認することは出来ない。</li> <li>➤ 緊急時のディーゼル発電用燃料は 7 日間分しかなく、自然災害時に火山灰が降り積もったり（数センチ積もった程度で車などの走行は不能になる）津波や土砂災害で原発までの道が寸断された場</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所の事例を踏まえ、事象発生 7 日間は外部支援なしで対応が維持できること及び事象発生後 6 日間までに外部支援が受けられることを要求しています。</li> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた重大事故等への対策として、従来の多重化された非常用ディーゼル発電機に加え、常設代替電源設備及び 1 基当たり 2 台以上の可搬型の電源設備（電源車及びバッテリー等）を新たに要求しています。また、所内直流電源設備については、従来のバッテリーの容量の増強を要求しており基準に適合していることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 交通の途絶や外部電源の喪失に備え、ディーゼル発電機等の 7 日間の連続運転を可能とする方針であることを確認するとともに、7 日以降については、外部電源の復旧または外部からの支援によ</li> </ul>

### III-15 保安電源（第33条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>合や台風・強風時は車やヘリは使えなくなるが、燃料切れ時はどうするのか？</p> <p>➤ 本審査書の3-15保安電源設備の2の(1)非常用電源設備において、多重性、独立性を考慮しディーゼル発電機及び付属設備を2台備えるとしています。多重性、独立性といいながらも、2台のみでは、福島事故の状況からみて極めて不十分です。内閣府が2012年に出している「広域的な火山防災対策に係る検討会(3)資料2」の火力発電所(発電機)の検討においても、フィルターとその取り換えにより運転が確保できたとしても「どの程度の降灰影響で連続運転が可能であるか不明」とされており、そもそも火山災害は地震や津波災害とセットで起こる可能性があり、全交流電源喪失時において、長時間連続発電を継続することを想定した場合、審査書案にあるディーゼル発電機2台の体制と、降下火砕物の侵入防止対策では全く不十分で、到底基準に適合しているとは認められません。</p> <p>➤ 非常用ディーゼル発電機による7日間の連続運転に必要とする燃料の供給を、タンクローリで運搬するとあるが、地震による破損で、構内の自動車による燃油の運搬が困難になることは容易に想像できる。少なくとも連続7日間連続供給できる容量の燃料油貯油槽にすべきである。</p> <p>➤ 非常用ディーゼル発電は燃料が漏れてしまうとか起きませんか？発電機、燃料タンクについての危険想定が不十分だったなどはないでしょうか？発電機や燃料の管、燃料の移動に関し</p>	<p>り電源が確保する方針を確認しています。</p> <p>➤ ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を可能とするために、必要となる燃料を貯蔵する設備として、燃料油貯油槽に加えて燃料油貯蔵タンクを設置し、地震等の想定される自然現象及び人為事象(故意によるものを除く。)を想定しても、燃料油貯蔵タンクから燃料油貯油槽に燃料の運搬を確実にを行うことを確認しています。具体的には、非常用電源設備及びその付属設備は重要安全施設であり、これらを構成する非常用ディーゼル発電機、燃料油貯油槽、燃料油貯蔵タンク等については基準地震動に耐える設計とすること、タンクローリや重機等を運転できる有資格者の確保、輸送に必要なアクセスルートの確保、想定される自然現象である火山による降下火砕物等を撤去するための重機の確保等についても確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

### III-15 保安電源（第33条関係）

ご意見の概要	考え方
<p>ても自然災害すべての危険想定をする必要がありますがされていますでしょうか？竜巻や火砕流で破壊されませんか？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非常用ディーゼル発電機に関する記述は、ほとんどが燃料の確保に終始している。7日分の連続運転能力を確保しているというが、それでは従来の原発の基準と何ら変わらない。また、非常用電源を共有しないことを確認ということについても意味が分からない。相互に融通できなければ一基だけ非常用ディーゼル発電機が稼働したような場合、他号機にも電源を送らなければ二基ともメルトダウンする。</li> <li>➤ 非常用電源について、問題は燃料や、発電機、配線接合部、配線自体が地震、溢水に対して機能するかではないか。特に外部電源を含め、配線の設置安定性をどう確保しているか大変疑問である。</li> <li>➤ 審査書 111 ページには、「蓄電池は、非常用 2 系統を別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保する設計とするとしている。」と書かれています。まず、例えば東日本大震災で発生した、もしくは今後発生すると考えられる地震で発生する津波の高さを想</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設計基準対象施設として非常用電源設備は、隣接する原子炉施設に過度に依存しないことから共用する必要がないことを確認しています。一方、新規制基準の重大事故等の対策では、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を重大事故等対処設備として敷設し、手動による接続を行い電源融通することを確認しています。</li> <li>➤ 非常用電源設備については、地震等の想定される自然現象、人為事象（故意によるものを除く）、火災、溢水によっても安全機能が損なわれないように設計することを確認しています。外電喪失については、設置許可基準規則第 33 条において外部電源系の強化のため、発電所構内における電気系統の信頼性向上、電線路の独立性・物理的分離、複数号炉を設置する場合における電力供給確保を要求しています。さらには、外部電源喪失時においても発電所内で必要となる電力を供給できるよう、ディーゼル発電機等の 7 日間の連続運転を要求しています。審査においては、これらの適合性を確認しています。</li> <li>➤ 原子炉施設の基準津波に対する防護設計により、原子炉施設への津波による浸水が防護され、蓄電池を含む安全施設は安全機能が損なわれないことを確認しています。また、蓄電池を含む非常用電源設備は、多重性及び独立性を考慮し、それぞれ別の場所に設</li> </ul>

### III-15 保安電源（第33条関係）

#### ご意見の概要

定し、津波を避けるための高所への配置や設置となっているかが、明確でないと考えます。また、バックアップ態勢として、発電所内での電源が確保されない時、「発電所外からの電源装置等の持ち込み」を電源確保の仕組みとして担保することが書かれていないことに不安を覚えます。

- 「第33条第8項は、設計基準対象施設について、隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合にあっても、これに過度に依存しない設計とすることを要求している。申請者は、非常用電源設備及びその附属設備は1号炉及び2号炉にそれぞれ別に設置し、隣接する原子炉施設と共用しない設計としている。規制委員会は、「申請者が、隣接する原子炉施設に属する非常用電源設備等を共用しない設計とすることを確認した。」としているが、「依存しない設計」という要求に対し「共用しない設計」としており、これを確認したとしている。これでは緊急時に転用できない設計ということになる。要求意図と申請者の回答にずれがある。いざというときには転用可能な設計を要求すべきだと考える。
- 開閉所がつぶれたらどうなるのでしょうか？つまり原子炉建屋へ接続される経路がNGとなった場合はどのような対応が用意されているのか、明確にすべきである。

#### 考え方

置することにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備の機能を確保することを確認しています。また、万一、当該蓄電池が機能を喪失しても大規模災害から守るために防護された可搬型蓄電池によりバックアップできることを確認しています。

- 設計基準対象施設として非常用電源設備は、隣接する原子炉施設に過度に依存しないことから共用する必要がないことを確認しています。一方、新規制基準の重大事故等の対策では、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を重大事故等対処設備として敷設し、手動による接続を行い電源融通することを確認しています。
- 審査書のとおり、設置許可基準規則第33条においては、外部電源系の強化のため、発電所構内における電気系統の信頼性向上、電線路の独立性・物理的分離、複数号炉を設置する場合における電力供給確保を要求しています。さらには、外部電源喪失時においても発電所内で必要となる電力を供給できるよう、ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を要求しています。審査において、これらへの適合性を確認しています。

### III-15 保安電源（第33条関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 外部電源、非常用ディーゼル発電機、追設の発電機、バッテリーの全てを従来よりも高い安定性を維持することを求めるべきである。電源システムを1系統から2系統に増設しただけで十分を言える根拠は。</li>   <li>➤ 外部電源設備については、せいぜいが同一鉄塔に回線を複数敷設しないことなど当たり前すぎる対策しか出されていない。なぜ、交流とは別に直流電源を別途地下敷設するなどの強度の高い方法を考えないのか。</li>   <li>➤ ニューシア通番 10689 の運転上の制限逸脱事故の水平展開は、対策実施率 66% と、川内原発のみが未実施となっている。北陸電力が示した再発防止対策は               <ul style="list-style-type: none"> <li>・ D/G 停止時に潤滑油圧力を一旦下げ、圧力制御逆止弁を閉止</li> <li>・ 定期的に潤滑油を交換 であり、なぜ川内原発のみが実施率 66% で、未完了なのか、理解に苦しむ。</li> </ul>               非常用ディーゼル発電機に関して、同様なものが、ニューシア通番 11449 (全原発中、川内と玄海のみが未検討、対策未実施)、11420 (九州電力と開催電力のみが未検討、対策未実施) 11282、11263、11645、11438、11612 等 多数存在している。水平展開対応のご指示と、使用前検査時のご確認とを要請いたします。             </li>   <li>➤ 電源塔の耐震性や電源車が置かれた場所の耐震性が審査項目に</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた重大事故等への対策として、従来の多重化された非常用ディーゼル発電機に加え、常設代替電源設備及び1基当たり2台以上の可搬型の電源設備（電源車及びバッテリー等）を新たに要求しています。また、所内直流電源設備については、従来のバッテリーの容量の増強を要求しています。</li>   <li>➤ 原子力発電所の安全設計の評価においては、外部電源が失われた場合においても安全が確保されるよう、高い信頼性を持った所内の非常用発電設備を設置することを要求しています。</li>   <li>➤ 技術的能力の審査において、品質保証活動の一環として、国内外のトラブル情報を収集し、必要な措置を講じる体制を構築することを確認しています。</li>   <li>➤ 地滑り等による共通要因により電力の供給が全て同時に停止しな</li> </ul>

### III-15 保安電源（第33条関係）

ご意見の概要	考え方
含まれていない。	いよう電線路の物理的分離や電線路の独立性、発電所構内の開閉所から主発電機側の設備は十分な支持性能を持つ地盤に設置し耐震性の高い機器を使用するとともに、外部電源を期待しなくても所内のディーゼル発電機等から電気供給が行われる設計とする方針を確認しています。さらに、重大事故等対処設備として設置される常設式の大容量空冷式発電機からも電気供給が行われる設計とする方針を確認しています。電源車は可搬型重大事故等対処設備として整備され、地震、津波その他の自然現象等を考慮した上で、常設重大事故等対処設備との離隔距離を確保した場所に複数箇所分散することを確認しています。

**九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設  
の変更）に関する審査書（案）に対する御意見への考え方（IV～V章関連）**

平成26年9月

IV 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力 全般	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 緊急時の手順書は膨大な内容だが、実際の事故時に有効か、手順書にもとづいて作業する人に即して審査すべき。</li> <li>➤ 重大事故対処等について、多くの項目で「申請者が…する方針としていることを確認した」とあるだけで具体的な中身やその審査について書かれていない。つまり、まだ対策が実施されていないことを示している。具体的な中身を書き込んだ上で保安規定などに反映されるとともに、それを実行・維持する体制が整っていなければ安全を担保するものとはならない。</li> <li>➤ 一般高圧ガス保安規則など、原子炉等規制法以外の類似の法令では同等の条項が存在する安全弁等の設置、除害設備の設置、計器や電気機器の防爆化、一時冷却系の二重管化、緊急用自家発電設備の増強、原発建屋の耐震強度の見直し、自衛防災組織の設置、緊急停止装置の設計ミス等に対応するよう求めるべき。福島第一原発における最大の教訓は、格納容器を含む一次冷却系が大破損、開口した場合、漏洩する一次冷却水の持つ高熱と高い放射線のため人が接近できず、修理・復旧等が不可能になるということです。</li> <li>➤ 川内原発のような複数機立地プラントにおいて2基同時に過酷事故に至ることを想定すべき。</li> <li>➤ 適合性審査は、設備が新品同様であることが前提となっており、</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等に対して、必要な設備、手順書、要員の教育及び訓練などについて審査を行い、対応が可能なことを確認しています。</li> <li>➤ 審査書(案)は設置変更許可申請に対する審査にかかるものであり、事業者の対策や設計の方針を確認するものです。</li> <li>➤ 重大事故等に対処するための設備等については、实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則、实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則等において規定しています。審査では、重大事故等に対処するために必要な設備や手順等を適切に整備していることを確認しています。また、事故の原因となる事象の抽出、起因事象と安全機能の喪失の組み合わせを網羅的かつ体系的に行っていることを確認しています。</li> <li>➤ 1号炉及び2号炉が同時に重大事故等に至る可能性を想定し、重大事故等対策要員、対応手段及び所要時間等を評価していることを確認しています。</li> <li>➤ 原子炉等規制法第43条の3の14（発電用原子炉施設の維持）は、</li> </ul>

IV 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力 全般	
ご意見の概要	考え方
<p>老朽化について考慮されていない。</p> <p>➤ 1999年6月14日志賀発電所で非常用発電機のクランクシャフトにひび割れ発見後、6月18日に原子炉が臨界となった事例では、試験のため弁が閉になっていたという想定外の事象が実際に起きている。</p> <p>➤ ベントについて、手順に従って正しく訓練されているのかを確認してから、基準への適合を判断して欲しい。フィルター付ベントの性能については規制委員会が独自に実証試験をして確認しているのか。</p>	<p>申請者に発電用原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持することを求めています。</p> <p>➤ 想定外の事象をできるだけ少なくするために、事故の原因となる事象の抽出、起因事象と安全機能の喪失の組み合わせを網羅的かつ体系的に行っていることを確認しています。</p> <p>➤ 申請者は、重大事故等対処設備にフィルター付ベント装置を含めて申請していません。</p>

IV-1.1 事故の想定	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 115 ページ 4.1.1 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加して審査をやり直すべき。</p> <p>適合性審査では、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないことは、頻度が全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認し、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができることとしていることから妥当と判断したが、頻度の大小で除外することは安全確保のためには許されない。大規模損壊の対策を考えていれば事故シーケンスから除外していいということになれば、全ての事故シーケンスを除外していいことになる。</p> <p>➤ 重大事故を未然に防止するのに PRA はなんら役に立たない。PRA を活用する根拠は何か。</p> <p>➤ 原子力発電所について、確率論的リスク評価を活用することは、不適當。詳細な計算プロセスを示すべき。</p> <p>➤ PRA のシナリオは、複数事故の同時発生が検討できないのではないか。</p> <p>➤ 選定された格納容器破損モードに TMI 事故のような場合が含まれていないのは何故か。</p>	<p>➤ 審査書(案)「IV-1.1 事故の想定 1. (1)①d PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定」において記載したとおり、地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを追加すべきか検討を行った結果、新たに追加する必要がないことを確認しています。</p> <p>➤ PRA は、事故の原因となる事象の抽出、起因事象と安全機能の喪失の組み合わせを網羅的かつ体系的に検討し、重要事故シーケンス等を選定する有効な手段と考えています。</p> <p>➤ 同上。申請書(追補2. I)の「川内原子力発電所1号炉及び2号炉確率論的リスク評価(PRA)について」において確認できます。</p> <p>➤ PRA においては、事故の原因となる事象の抽出、起因事象と安全機能の喪失の組み合わせを網羅的かつ体系的に検討していることを確認しています。</p> <p>➤ 審査書(案)「IV-1.2.1.6 ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス(中小破断 LOCA の発生+ECCS 注水機能の喪失)に TMI 事故の</p>

IV-1.1 事故の想定	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ イベントツリーでは運転員の誤解はどのように考慮されているのか。</li> <li>➤ 国内外の論文では、原子炉容器の中小破断LOCAにより炉心損傷に至る事例が報告されているが、有効性評価では原子炉容器の中小破断LOCAを考慮していないことを、国内外の知見に照らして妥当と判断した理由は何か。</li> <li>➤ 事故想定において実施したPRA手順として、事故シーケンスグループの類型化などの選定手順、日本原子力学会の確率論的リスク評価(PRA)手順に従って実施したというその中身を明示すべき。</li> <li>➤ 表4-1の記号にAED, TED, AEW, AEI などp.6の略語表にはない略語が使用されており分かりにくい。</li> <li>➤ 運転中原子炉において重大事故に至るおそれがある事故①事故シーケンスグループの特定C. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応について、「…地震・津波特有の5つの事故シーケンスが、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。」としているが、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、原子炉補助</li> </ul>	<p>事故シーケンスは包含されていることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請書(追補2. I)の別添「川内原子力発電所1号炉及び2号炉確率論的リスク評価(PRA)について」の3.1.1.gで、人的過誤を評価していることを確認しています。これらの人的過誤は、イベントツリーの各分岐の失敗確率の計算で、人の操作が関係するフォールトツリーで使用されていることを確認しています。</li> <li>➤ 審査書(案)「IV-1.2.1.6 ECCS注水機能喪失」において、中小LOCAの発生+ECCS注水機能喪失を想定していることを確認しています。</li> <li>➤ 申請書(追補2. I)の「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において、事故シーケンスの類型化などのプロセスを確認可能です。</li> <li>➤ 記号の説明を略語表に追記します。</li> <li>➤ 審査書(案)「IV-1.1 事故の想定 1. (1)①d PRAの結果を考慮した事故シーケンスグループの特定」において記載したとおり、地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを追加すべきか検討を行った結果、新たに追加する必要がないことを確認しています。</li> </ul>

IV-1.1 事故の想定	
ご意見の概要	考え方
<p>建屋損傷、この3つは必ず想定する事故シーケンスグループから除外すべきではない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者のイベントツリーは、時間の流れが明確ではない、因果関係が不明瞭、確率の計算がまったく行われていないという問題点がある。事故シーケンスの選定は安全審査の根幹に関わる最も重要な事柄である。申請者に正確なイベントツリーを作成させ、科学的根拠に基づいた事故シーケンス選定を行わせるべき。</li> <li>➤ 過去、PRAは積極的には活用されてこなかった。過去の実態をかんがみて事業者がPRAを策定するだけの能力があるのか。</li> <li>➤ PRA実施状況のピアレビュー、PRAデータから読み取れるリスクに関する第三者的警告等、PRAの質を高めるための検討を行ったのか。</li> <li>➤ 地震等の影響でどのような環境になっているか分からないのに、可搬設備の台数の確認だけで十分なのか。また、消防車や電源車をいくら備えてあっても、山が崩れて土砂が道を塞いだり、津波による漂流物で通行できなくなることは十分考えられる。このように、重大事故時の環境を適切に想定すべき。</li> <li>➤ 事故想定において自然現象は100%予測はできないので運転し</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請書(追補2. I)の「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と別添「川内原子力発電所1号炉及び2号炉確率論的リスク評価(PRA)について」において事故シーケンスの選定が適切に行われていることを確認しています。</li> <li>➤ 申請書(追補2. I)の別添「川内原子力発電所1号炉及び2号炉確率論的リスク評価(PRA)について」において、学会PRA標準に沿って適切にPRAを実施したことを確認しています。また、審査書(案)「IV-1.1 事故の想定 3(2)」において品質確保として手法が妥当であることについて海外を含めたPRAの専門家のレビューを受けていることを確認しています。</li> <li>➤ 審査書(案)「IV-3.2 地震による損傷の防止(第39条関係)」において、重大事故等対処施設が、施設の区分に応じて適用される地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることを確認しています。また、審査書(案)「IV-3.5 重大事故等対処設備(第43条関係)」において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できることを確認しています。</li> <li>➤ 申請書(追補2)別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等</li> </ul>

IV-1. 1 事故の想定	
ご意見の概要	考え方
<p>てはいけない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者によるイベントツリーの想定は、福島の前記事故の原因が究明されていないことを受けて、個々のイベントの重大性・危険性を故意に過小評価していないか。</li> <li>➤ イベントツリーにそって対策を実行するには、きわめて短時間のうちに多岐にわたるオペレーションを正確に遂行することが必要であり、実行可能性に疑問がある。</li> <li>➤ 重大事故対策は普段からの訓練・試運転・実験等が不可能なため原理的に対策の有効性が検証し得ない。地震・津波等により、これらのシステム等がそれ自体破損し機能しない可能性もあるが、緊急時においてそれらが想定通り機能するという検証は不可能。</li> </ul>	<p>の選定に際しての外部事象の考慮について」で考慮すべき自然現象として55項目を抽出し、その中で設計上考慮すべき事項として12項目を選定し、評価を行っていることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故については、基本的な事象進展等について整理されています。また、イベントツリーのヘディングについては、必要な安全機能などを考慮し、適切に選定していることを確認しています。</li> <li>➤ 重大事故等対処に係る手順については、想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるよう、実際の操作に係る時間の実績等を確認しています。</li> <li>➤ 重大事故等対策は、原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、教育及び訓練を実施することを確認しています。重要事故シーケンスの特徴を踏まえた上で、対策の考え方が示されていること、初期の対策及び安定状態に向けた対策が整備されるとともに対策を講じる際の判断基準が示されていること、使用した解析コードおよび解析条件の不確かさを考慮しても評価項目を概ね満足することにより、炉心損傷防止対策は、有効なものであることを確認しています。また、審査書(案)「IV-3.2 地震による損傷の防止(第39条関係)」、「IV-3.5 重大事故等対処設備(第43条関係)」において、重大事故等対処設備は、地震力に対して必要な機能を維持する設計とし、アクセスルートを確保できることを確認しています。</li> </ul>

IV-1.1 事故の想定	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 121～122 ページ「規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈に則って、頻度は全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができることから、妥当であると判断した。」とあるが、「頻度は全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さい」とした根拠が不明。</li> <li>➤ 122 ページ5～9行目の文章「また事故シーケンスには、・・・妥当であると判断した」は、新基準第三十七条で「発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。」と定められていることと整合が取れておらず、この判断は間違っている。</li> <li>➤ 基準37条解釈1～2では、「炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効であることを確認する。」とあるが、「想定する範囲内で」の意味は何か。</li> <li>➤ P124 で、「規制委員会は、必ず想定する格納容器破損モードと異なる2つの破損モード及び高温誘因蒸気発生器伝熱管破損についての扱いを明確にすることを求めた。申請者は、それぞれ格納容器破損モードについて、以下の理由により新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしている。」としているが、福島原</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 各事故シーケンスの頻度は、申請書（追補2. I）の別添「川内原子力発電所1号炉及び2号炉確率論的リスク評価（PRA）について」において確認できます。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈第37条1-2(a)及び1-4に則った考え方であることを確認しています。</li> <li>➤ 申請者が重大事故等対策として計画する対策が想定する範囲です。</li> <li>➤ 審査書(案)「IV-1.1 事故の想定 3.(4) 想定する格納容器破損モードに含まれないモードについて」で記載したとおり、各モードについては発生確率が極めて低いと認められることや、人的過誤を防止する運用がなされていること等を確認したことから、新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしたことは妥</li> </ul>

IV-1.1 事故の想定	
ご意見の概要	考え方
<p>発事故では水蒸気爆発、格納容器破損は事実として起きているのであり、福島事故で起きたことが再度起きないと考えられるのか全く理解できない。</p> <p>➤ P124で「人的過誤による発生確率は極めて低いと評価した。」のは不適切。</p> <p>➤ 一昨年からの損害賠償問題となっている三菱重工製の蒸気発生器の配管摩耗の件は、その発生時の配管摩耗により放射能漏れ事故が発生し、修理もされないまま、サンオノフレ原発は廃炉が決定されたものである。川内原発の場合は、蒸気発生器の配管摩耗について、破損をどう修理することができるのかなど、対策はどうなっているのか。</p> <p>➤ 福1事故を踏まえると、冷却材喪失が始まってから一時間以内に炉心損傷を食い止める有効な処置を完了することが求められる。重大なハザード発生から1時間以内に、ハザードやシーケンスを誤りなく正確に特定するために要する時間も含めて1時間以内に十分に有効な対策が完了しているか、各々のシーケンス毎に厳しく審査されねばならない。時間的余裕はどのくらいあるか、「使用可能時間」の概念が審査書全体を通して流れていることが必要。審査後の実施段階でのフォローと指導、模擬訓練などでの確認も、規制委員会の重要な必須業務である。</p>	<p>当と判断しています。</p> <p>➤ 審査書(案)「IV-1.1 事故の想定 3(4)②」において、手順書に基づく確実な操作、原子炉格納容器圧力の運用管理、及びエアロックの管理等により人的過誤の発生確率が極めて低いことを確認しています。</p> <p>➤ 原子炉等規制法第43条の3の14（発電用原子炉施設の維持）は、申請者に発電用原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持することを求めています。仮に維持基準を満たさない場合には保安措置等の命令がなされる場合があります。</p> <p>➤ 必要な設備、手順書及び要員などについて審査を行い、重大事故等の対応が可能なことを確認しています。なお、訓練などの実施状況は保安検査等で確認していきます。</p>

## IV-1.2 有効性評価の結果

### IV-1.2.1 炉心損傷防止対策

#### IV-1.2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 2次冷却系からの除熱機能喪失への対策として炉心注入を行うときは、タンク保有水が十分であること、補給方法の明確化等が必要。</li> <li>➤ 第73回会合で、「充填/高圧系、注入系を兼用しているプラントでは、これらを分離しているプラントに比べて緩和手段が少ない」との説明があり、資料5-3の2頁の図で、待機ポンプ台数が川内1, 2号炉の場合2台、玄海3, 4号炉の場合4台との差がある。規則第43条第2項第3号と解釈4から、「共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能と同時に重大事故対処機能が、損なわれるおそれがないように可能な限り多様性を考慮すること」が、許可の条件であると解され、設計基準対象施設である充填系と、重大事故等対処設備である高圧注入系とで、ポンプを共用とした設計の川内原子力発電所は不適合。充填系と高圧注入系を分離独立させた炉型設備へ改造指示すべき。</li> <li>➤ 高圧注入ポンプ（重大事故等対処設備）を、高ホウ素環境にさらすことを避けるべき。</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 本事故シーケンスグループの有効性評価では、1次冷却系のフィードアンドブリードの水源として、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧再循環運転へ切替えて1次冷却系のフィードアンドブリードを実施することとしており、燃料取替用水タンクへの補給が不要であることを確認しています。なお、燃料取替用水タンク等の水源が枯渇した場合の補給に必要な設備及び手順等については、審査書（案）「IV-4.13」において確認しています。</li> <li>➤ 審査書（案）「IV-4.2」にあるとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等として、重大事故等対処設備である充てん/高圧注入ポンプを用いた1次冷却系のフィードアンドブリードを整備するとしています。この充てん/高圧注入ポンプは、2次冷却系からの除熱機能を担う設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 審査書（案）「IV-3.5」にあるとおり、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、</li></ul>

## IV-1.2 有効性評価の結果

### IV-1.2.1 炉心損傷防止対策

#### IV-1.2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

##### ご意見の概要

- 認可の根拠に関する記述の科学性、特に再現に必要な情報の記述が不足している。また、文中極めて多くの箇所で「確認した」という記述が出てくるが、どのような観点でどれだけの確実性で確認が行われたかを知ることができない。数学的な記法で論理関係と事実を記述すれば記述の透明性は改善される。
- 以下の点において、1次冷却系のフィードアンドブリードの結果を十分に検討できていない。
  - ①炉心冷却を始めるということは、当然放射性物質の外部への発生リスクも生じるタイミングであるとみるべきであり、丁寧に事故シーケンスを検討している中で、フィードアンドブリードの結果を検討する時間と人員が与えられていない。
  - ②平成23年4月15日、経済産業省へ報告された玄海及び川内原子力発電所における緊急安全対策の実施状況の図中には、「大気へ蒸気（放射能を含まない）を放出し原子炉を冷却」とあるが、放射性キセノン Xe 希ガス等が含まれていた場合、本当にウェットベントで除去されるのか、どのように確認するかの記載が見当たらない。
  - ③人員交代などで建物外部にできれば、一般住民と同じ環境条件となるわけであり、その際の風向きはどのように考慮しているか。

##### 考え方

- その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とすることを確認しています。
- 解析条件については、審査書（案）「IV-1.2.1.1」に主要なものとして記載している事故条件、機器条件及び操作条件以外も含めて申請書に記載があり、その設定の妥当性を確認しています。また、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策が、当該審査書「2. 審査結果」に記載している観点から、有効なものと判断しています。
  - 1次冷却系のフィードアンドブリード運転中は、中央制御室において、運転員が1次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を監視することを確認しています。また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の蒸気が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることから、原子炉格納容器は健全であることを確認しています。なお、ご意見にある緊急安全対策の実施状況の図中に示された対策は、2次冷却系による冷却手段であり、この事故シーケンスグループでは、希ガス等は放出されません。

**IV-1.2 有効性評価の結果**

**IV-1.2.1 炉心損傷防止対策**

**IV-1.2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失**

ご意見の概要	考え方
<p>SPEEDI 環境放射線モニタリングポストに関する情報をフィードバックする設備や組織を整えていない。</p> <p>④冷却を開始する判断にあたっての十分な人員配置と設備、特に風向き情報の事前確認と地域への周知が手順から欠落している。</p>	

IV-1. 2. 1. 2 全交流動力電源喪失	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 波長の長い地震動によるタービン動翼の破壊について検討しているか。タービンの動翼破壊は、全交流電力電源喪失のシナリオに大きく影響するが、タービン動翼の破壊を検知するセンサーはない。</li> <li>➤ タービン動補助給水ポンプを駆動するには駆動蒸気が必要であるが、主蒸気系は逃がし弁操作等を行っておるので、安定して蒸気を供給出来る補助ボイラーを利用した方が信頼がおける。補助ボイラーを重大事故対処設備に加えるべき。</li> <li>➤ 全交流動力電源喪失については、訓練を行い操作に慣れておく必要がある。</li> <li>➤ 定期検査の機会を利用して、重大事故対策の訓練、特に冷却系統の切り替え訓練を行うことを保安規定で定めるべき。</li> <li>➤ 全電源喪失、ブラックアウトに至っても、建屋内、格納容器内、圧力容器内の状態を直ちに知ることができるよう、パラメータの可視化、配管の重要部分などの常時可視化等に係る設備を変更すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ タービン動翼の破壊により負荷の喪失などが発生しますが、これは、運転時の異常な過渡変化の事象として評価されています。</li> <li>➤ 本事故シーケンスグループの有効性評価では、全交流動力電源喪失を想定していることから、蒸気発生器への給水手段として、交流動力電源を不要とするタービン動補助給水ポンプを重大事故等対処設備としており、その対策の有効性を確認しています。</li> <li>➤ 訓練の実施については、審査書（案）「IV-2」にあるとおり、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（4）解釈 2 に則ったものであることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 審査書（案）「IV-4.14」にあるとおり、設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合において炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する設備として、大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用蓄電池）、直流電源用発電機等を重大事故等対処設備とすることを確認しています。さらに、審査書（案）「IV-4.15」にあるとおり、直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備することを確認しています。</li> </ul>

IV-1. 2. 1. 2 全交流動力電源喪失	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 所内の電源が確保されない場合に所外から電源装置を持ち込むことが書かれていない。</li> <li>➤ フェイルセーフという本質安全の思想を、交流電源、制御装置、警報装置、インターロック装置などに広く適用すべき。</li> <li>➤ 福島第一の炉心溶融事故を踏まえて、いきなりのプラント直流電源系の全喪失対応を想定すべき。全電源（交流および直流電源）喪失時にも炉心冷却を維持できる設計にすることができるのではないか。</li> <li>➤ PWRにとって、全電源喪失時にはRCPのシール部からのシールLOCAが最も厳しい事象となっており、高温高圧下でもたえる耐熱Oリングを開発して既設プラントに適用すべき。</li> <li>➤ 全交流電源喪失・SBOが長期化する場合の対応策も、検討、審査すべき。第3世代+の原子炉に倣って、72時間のSBOでも原子炉崩壊熱除去能力を保つべき。</li> <li>➤ 全交流電源喪失・SBO条件での、炉心、格納容器への注水手段に消火系・FPの消防用ディーゼルポンプを使えるようにすることを提案する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ フェイルセーフは重要な設計思想であることはご指摘のとおりであり、審査においてもこの思想を基本として基準に適合しているか確認しています。</li> <li>➤ 審査書（案）「IV-4.2」にあるとおり、全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統の喪失の場合においても、タービン動補助給水ポンプを現場での人力による操作により起動し、蒸気発生器に水を給水し原子炉を冷却できることを確認しています。</li> <li>➤ 本事故シーケンスグループの有効性評価では、RCPシールLOCAが発生する場合のRCPシール部からの漏えい率について、保守的にRCPの全シールの機能喪失を仮定し、シール部や配管等の抵抗を考慮せず、サーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみを考慮した漏えい率に対して、さらに保守性を持たせた漏えい率を用いても、炉心損傷防止対策が有効なものであることを確認しています。</li> <li>➤ 事故発生後7日間は、代替交流電源及び所内備蓄燃料により事故収束対応を維持できる方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 審査書（案）「IV-4.4」にあるとおり、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等については、消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分でないものの、</li> </ul>

IV-1. 2. 1. 2 全交流動力電源喪失	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島原発事故の際に東京電力は、最終的には「海を水源として利用」し「代替炉心注水」したが、この決断には、はるかに多くの時間を要した。この決断をする人間が必ずしも専門家に限らないことを踏まえ、重大事故時の水の供給の余裕時間を精査すべき</li> <li>➤ 原子炉格納容器の下部への炉心落下以上に進行した事故事象については無視している。</li> </ul>	<p>炉心注入手段となり得ることから、自主的対策における設備として整備することを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書（案）「IV-4.13」にあるとおり、重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等を適切に整備することを確認しています。なお、復水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットの水源の枯渇に対する代替淡水源として、宮山池、2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク等の複数の淡水源が確保できることを確認しています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則第37条第2項に基づき、想定される格納容器破損モードに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認しています。</li> </ul>

IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉の停止機能が失われた場合の対策としてホウ酸溶液をポンプで注入する設計となっているが、緊急停止装置は無動力、無操作でも一定の条件で作動するようにすべきであり、設計ミスではないか。また、主蒸気逃がし弁等も人力による操作となっており、安全装置として不適格。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉の緊急停止装置は無動力、無操作でも一定の条件で作動するものとなっていますが、審査書（案）「IV-1.2.1.5」にあるとおり、これが機能喪失した場合の対策として、ATWS緩和設備を重大事故等対処設備として整備することを確認しています。また、主蒸気逃がし弁の開操作等は、中央制御室から行えるものとなっていますが、これが機能喪失した場合の対策として、人力による操作が可能であることを確認しています。</li> </ul>

IV-1.2.1.6 ECCS 注水機能喪失	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ECCS注水機能喪失時の燃料系統の破壊、火災に対する担保が無い。</li> <li>➤ ECCS注水機能はきわめて重要であり、冷却系の配管破断は重大な事故となる。破断回避のため、長距離・多岐にわたる配管の保守・管理・点検は重要。冷却系配管のどのような破断のケースを想定したか公開すべき。</li> <li>➤ 配管の劣化による損傷や圧力容器の経年劣化について考慮しているか</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書（案）「IV-3.4」において、重大事故等対処施設が火災によって必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止すること、かつ、火災を感知及び消火することを確認しています。</li> <li>➤ 審査書（案）「IV-1.2.1.6」の事故条件にあるとおり、破断位置は、低温側配管（原子炉容器とECCSの注水配管の間）としています。この場合、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認しています。</li> <li>➤ 原子炉等規制法第43条の3の14（発電用原子炉施設の維持）に基づき、申請者は発電用原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持することが求められています。なお、本事故シーケンスグループでは、何らかの原因で、1次冷却系の配管の破断があった場合において、炉心損傷防止対策に有効性があることを確認しています。</li> </ul>

IV-1.2.1.7 ECCS 再循環機能喪失	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ECCS再循環機能喪失の規制要求が不明確。福島原発の事故において、なぜECCSが働かなかったのかの検証がなく、原因については津波のみならず、操作タイミングのミス（操作訓練の不足）、地震、停電、設計ミス（外部から操作）など考えられ、この検証が先ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故については、基本的な事象進展について整理されおり、これに基づき新規規制基準を作成し、それに適合しているか審査を行ったものです。なお、本事故シーケンスグループでは、LOCAの発生後、何らかの理由で、ECCSの再循環機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があることを確認しています。</li> </ul>

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

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 炉心損傷防止対策の蒸気発生器損傷による事故対策の記述中、放射能漏洩事故のシミュレーションにおいて、容器や配管破損が複合的に発生する場合、事故対応ができるのか。</p>	<p>➤ 本事故シーケンスグループの事故シーケンスのひとつとして、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故における対策の有効性を確認しています。なお、審査書（案）「IV-1.1」にあるとおり、蒸気発生器伝熱管の複数本破損等については、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることを確認しています。</p>

## IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

### IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉圧力容器への注水を放棄し、格納容器の下部に水をためて、そこに溶融燃料を落とすという手順では、溶融燃料により格納容器が破損するおそれがあり、水素爆発や水蒸気爆発の危険性も高まるのではないか。</li> <li>➤ 原子炉圧力容器への注水を放棄し、格納容器の下部に水をためて、そこに溶融燃料を落とすという手順は、「溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること」を要求している基準と齟齬が生じるのではないか。</li> <li>➤ 冷却水を失う配管破断と全交流電源喪失が同時に起こった場合の対策について、九電の回答は「炉心溶融と原子炉容器の破損は防げない」というものであり、検討不十分。</li> <li>➤ フィルタ付ベントが設置されていなくて重大事故対策は十分なのか。必要な安全装置なのではないか。</li> <li>➤ フィルター付きベントの設置及びその系統について審査が必要で</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る格納容器破損防止対策については審査書(案)「IV-1.2.2.4」に、水素燃焼に係る格納容器破損防止対策については審査書(案)「IV-1.2.2.5」に記載されています。</li> <li>➤ 技術的能力に係る審査基準「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」の解釈に従って、川内1・2号炉においては、B充てん/高圧注入ポンプにより原子炉圧力容器内へ注水し、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止する手段を整備することを確認しています。加えて、溶融炉心・コンクリート相互作用の抑制については、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水し、必要な水位を確保する手順を整備することを確認しています。</li> <li>➤ 大破断 LOCA と全交流電源喪失が同時に起きる事故シーケンスは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷として防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスに該当し、事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものであることを確認しています。</li> <li>➤ 格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却を実施することで、原子炉格納容器の除熱ができることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）

ご意見の概要	考え方
<p>はないか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 九州電力は、過酷事故が起き、電源喪失が起きた場合、炉心冷却を行わず、格納容器下部に水を溜め、高温の核溶融物を冷却すると述べており、わずか1. 4時間で圧力容器が損傷し、2時間後には格納容器が水蒸気爆発する可能性がある。このような短時間では、対応ができない。</li> <li>➤ 格納容器破損防止対策について、規制委員会が、モデルの妥当性をどのように確認したのか説明がなされていない。規制庁が所有する解析コード MELCOR で検証した結果、原子炉容器破損時間等の差意を明らかにすべき。</li> <li>➤ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧)において、事業者が使用した解析コード MAAP の不確かさについての記載が不足している。事業者とは異なる解析モデル、具体的には規制庁が整備、</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本評価事故シーケンスでは事象進展が早いことから、常設電動注入ポンプにより原子炉圧力容器が破損するまでに原子炉下部キャビティに必要水位を確保することで原子炉格納容器の破損を防止すること、原子炉圧力容器外の FCI については、水蒸気爆発は除外可能である（審査書（案）「IV-. 2. 2. 4」）ことを確認しています。</li> <li>➤ シビアアクシデントの解析には、比較的大きな避けられない不確かさを伴うことを踏まえ以下の点を確認しています。 <ul style="list-style-type: none"> <li>①炉心損傷後を含めた事象進展に係る重要現象の解析モデルが説明されていること。</li> <li>②国際的に利用されている代表的なコードであり、豊富な適用実績があること。</li> <li>③他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算により、一定の信頼性が確認されていること。</li> <li>④規制委員会が抽出した不確かさ要因を踏まえて、感度解析による不確かさ評価を行っていること</li> </ul> <p>また、規制委員会は、MELCOR による解析を実施しており、MAAP 解析結果と同様の傾向を確認しています。MELCOR を用いた解析事例は NRA 技術報告 2014-2001 で公開しています。</p> </li> <li>➤ 同上</li> </ul>

IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）

ご意見の概要	考え方
<p>保有している MELCOR を使って、MAAP による解析結果の妥当性及び不確かさについて検証すべき。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉容器破損解析に際しては、計装用案内管溶接部及び原子炉容器下部ヘッド材料データの信頼性が重要。申請者が使った材料データを確認したのであれば、使用した材料データの一覧とその適用温度範囲を明示すべき。</li> <li>➤ 事業者が確認した計装用案内管溶接部及び原子炉容器下部ヘッドの温度過渡変化を開示すべき。</li> <li>➤ 新規制基準第三十七条第2項の一つとして、IVR-AM の整備を求め、審査すべき。</li> <li>➤ 運転員全員が理解し操作できるよう、免許制度にすべき。</li> <li>➤ 大 LOCA や中 LOCA などの複合的な事態が検証されていない。</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査では、温度の過度変化を確認しています（但し、行政機関の保有する情報の公開に関する法律第5条の不開示情報に該当すると考えられるため、公開していません。）。加えて、原子炉圧力容器破損に係る不確かさとして、原子炉圧力容器破損時間の判定に用いる計装用案内管の最大歪みについて感度解析を実施し、その影響を確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 原子炉圧力容器内での溶融物保持（IVR）は、その事象進展における不確かさが大きいため、保守側に全ての溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下するとして評価していることを確認しています。</li> <li>➤ 運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練（検証）を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置するとしていることを確認しています。</li> <li>➤ 評価事故シーケンスの選定においては、PRA の手法を活用し、格納</li> </ul>

IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 特に蒸気発生器細管破断が無視されている。</li>   <li>➤ 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して事業者の事象進展解析結果を妥当と判断した根拠が不明。</li>   <li>➤ 炉心溶融が始まると、爆発を含む急激な現象が生じるので、事故の収束は極めて困難になる。炉心溶融後は、炉内あるいは炉外で水が入っても溶融炉心が冷却できるかどうか、大量の水素発生で爆発は起こらないか、水蒸気爆発の可能性は確実に否定できるか、コア・コンクリート反応（MCCI）による水素、一酸化炭素ほか種々のガスが大量に出る発熱反応を確実に防ぐことができるかなど、事象の検証が困難。実機規模の実証試験ができないものについて、どのように安全性を確認したと言えるのか。</li>   <li>➤ 放射性物質の放出量 5.6 TB（7日間）はフィルターベントを前</li> </ul>	<p>容器破損モードに対して最も厳しいと考えられる事故シーケンスを選定していることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ より厳しい事故シーケンスである「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」について、審査書（案）「IV-1.2.1.8」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認しています。</li>   <li>➤ 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえた上で、対策の考え方が示されていること、初期の対策及び安定状態に向けた対策が整備されるとともに対策を講じる際の判断基準が示されていること、使用した解析コードおよび解析条件の不確かさを考慮しても評価項目を満足することに変わりがないこと等により、格納容器破損防止対策は、有効なものであることを確認しています。</li>   <li>➤ 同上</li>   <li>➤ フィルターベントは前提としていません。審査書（案）「IV</li> </ul>

**IV-1.2.2 格納容器破損防止対策**

**IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）**

ご意見の概要	考え方
<p>提としているのか。</p> <p>➤ p174 原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、100TBq を下回っていることが基準になっているが、放出量がここでとどまれる保証があるのか。7日間で約 5.6TBq とあるが、基準の数値に辻褄を合わせているだけではないか。</p>	<p>「-1.2.2.1」にあるように、原子炉格納容器内の放射性物質はアニュラス部を經由して大気に放出されるものとして評価を行っていることを確認しています。</p> <p>➤ 審査書(案)「IV-1.2.2.1」にあるとおり、申請者の解析結果では Cs-137 の放出量は7日間で約 5.6TBq です。不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認しています。</p>

**IV-1.2.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）**

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温)について、審査結果には、本現象に関する解析コード MAAP における不確かさの影響評価として、「格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、圧力については1割程度高めに、温度については十数度高めに評価する傾向がある(後略)」との記述があるが、この検証データの取得に用いられた HDR(廃炉にされたドイツの PWR)は川内原発とは寸法形状を含めて構造的に異なる点が多く、また実験条件も小 LOCA であり、川内原発の事故シーケンス(全動力電源喪失+補助給水機能喪失による炉心溶融、原子炉容器破損)とは異なるので、検証結果の実機への適用性自体に不確かさがある。川内原発の事故シーケンスに対して、規制庁の保有する解析コード MELCOR によりクロスチェック解析を行い、MAAP による解析結果の妥当性の評価を厳正に行うことを求める。</p>	<p>➤ 規制委員会は、MELCOR による解析を実施しており、MAAP 解析結果と同様の傾向を確認しています。MELCOR を用いた解析事例は NRA 技術報告 2014-2001 で公開しています。</p> <p>また、申請者は、申請書補正案「追補 2. III 5.1.8」にあるとおり、HDR 試験における予測誤差について考慮したとしても、実機評価における静的負荷に対する判断には影響を及ぼさないとしていることを確認しています。</p>

IV-1. 2. 2. 3 高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 審査結果には、解析コード MAAP の不確かさを定量的に明確化していないので、審査不十分。高温溶融物放出について、規制庁の保有する解析コード MELCOR により検証すべき。</p>	<p>➤ 申請者は、申請書補正案「追補 2. III 付録 1」にあるとおり、原子炉圧力容器損傷に至る事象進展を分析し、破損時の圧力に対する不確かさ要因を考慮した上でも、漏えい率は変化せず、格納容器の健全性の判断に影響がないとしています。また、規制委員会は、MELCOR による解析を実施しており、MAAP 解析結果と同様の傾向を確認しています。本事象に対する MELCOR の解析結果において、原子炉圧力容器破損時点の 1 次系圧力値が 2MPa を下回り、高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生がないことを確認しています（NRA 技術報告 2014-2001、4.2）。</p>

IV-1. 2. 2. 4 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。」と記載されているが、何に基づいて妥当と判断したのか示すべき。</li> <li>➤ 事業者による「水蒸気爆発の発生の可能性はきわめて低い」という解析について、下部キャビティにおける溶融燃料と水との接触ケースを含めて妥当と判断した根拠を具体的に説明すべき。</li> <li>➤ 国内の高温溶融炉の水蒸気爆発の事故調査では、水蒸気爆発が起きるのは、溶融金属が一度に大量に水中に落下する場合、連続して落下しているが大きなトリガリングがあった場合、溶融金属の上部を覆っているスラグの黒皮がトリガリングで破けて、水と溶融金属が急激に接触する場合の3ケースである。溶融燃料-冷却材相互作用においては、溶融燃料が一度に大量に水中に落下する場合、連続して落下しているが大きなトリガリングがあった場合、溶融燃料を覆っているクレストの黒皮がトリガリングで破けて、水と溶融燃料が急激に接触する場合の3ケースである。適合性審査では1と3のケースの検討はないし、実機において、どのようなトリガリングが予測できるかの検討が無い。</li> <li>➤ 「申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。」と記載されているが、1炉心溶融事故あたりの確率が示されておらず「きわめて低い」の判断ができない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書(案)「IV-1.2.2.4」にあるとおり、水蒸気爆発に関する大規模実験の条件と実機条件との比較及び JASMINE コードを用いた水蒸気爆発の評価における想定と実機での想定との相違を踏まえると、実機においては液-液直接接触を生じさせるような、外乱となり得る要素は考えにくいため、原子炉压力容器外での水蒸気爆発は除外可能であることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 上記のとおり、実機においては、炉外での水蒸気爆発は除外可能であることから、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制するため、原子炉下部キャビティに注水し必要水位を確保することを確</li> </ul>

IV-1. 2. 2. 4 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	
ご意見の概要	考え方
<p>水蒸気爆発の結果は破局的大事故に至ることにかんがみ、より小さい可能性も深く追求すべき。</p> <p>➤ 溶融炉心・コンクリート相互作用のリスクと九州電力の下部キャビティに蓄水した場合のリスクを比較検討すべき</p> <p>➤ MELCOR によりクロスチェック解析を行い、MAAP による解析結果の妥当性の評価をするべき。</p> <p>➤ 配管破断（冷却水喪失）と全交流電源喪失が同時に起こった場合、炉心溶融と原子炉容器の破損は防ぐことはできず、対策が不備である。容器の破損や炉心が溶融した場合、その後起こりうるさまざまな現象について、溶けた炉心とコンクリートとの反応はどうか、水蒸気爆発、水素爆発などの具体的な防止策は不確実。</p> <p>➤ 規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃</p>	<p>認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 規制委員会は、MELCOR による解析を実施しており、MAAP 解析結果と同様の傾向を確認しています。MELCOR を用いた解析事例は NRA 技術報告 2014-2001 で公開しています。また、審査書(案)「IV-1.2.5」にあるとおり、解析モデルの不確かさについては実験結果、感度解析等も踏まえていることを確認しています。</p> <p>➤ 大破断 LOCA と全交流電源喪失が同時に起きる事故シーケンスは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷として防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスに該当し、事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものであることを確認しています。</p> <p>また、大破断 LOCA と全交流動力電源喪失が同時に起こった場合における格納容器破損防止対策のうち過圧破損については、審査書(案)「IV-1.2.2.1」に、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用については、審査書(案)「IV-1.2.2.4」に、水素燃焼については、審査書(案)「IV-1.2.2.5」に、溶融炉心・コンクリート相互作用については、審査書(案)「IV-1.2.2.6」に記載されています。</p> <p>➤ TROI 装置による実験のうち、自発的な水蒸気爆発が生じた実験に</p>

#### IV-1. 2. 2. 4 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

ご意見の概要	考え方
<p>料-冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断したとあるが、この最終的な判断は、一部実験結果からのデータのみで妥当性を欠いている。</p> <p>問題点1：申請者は実験データとして、TROI 装置による実験結果には言及がない。</p> <p>問題点2：水蒸気爆発が高い割合で発生した TROI の実験結果を無視したのは、意図的かつ恣意的で悪質である。</p> <p>問題点3：KROTOS の一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生しているとしているが、これは正確ではなく、あるいは意図的である。</p> <p>申請者があげた大規模実験として、COTELS の実験装置では約 60 kg の試料を用いているが、KROTOS では約 3kg であり、KROTOS より規模の大きい実験である TROI を評価しない理由は理解できない。しかも TROI は KROTOS などよりも最近に行われており、爆発の発生の有無には混合物の割合など、様々な因子が関与しており、爆発の条件を満たした場合は、容易に爆発が発生する可能性があることから、判断が妥当とは言い難い。</p>	<p>においては、溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施しており、この条件は実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、その結果、本実験においては自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています。</p>

#### IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 水素爆発の可能性について、過去に実施された実験、解析、経験の観点からの判断の根拠が不十分。シビアアクシデントの解析には MAAP が用いられているが、MELCOR, SAMPSON, THALES 等の他の解析コードでの検証も可能である。他の解析コードを用いた検証が実施されるべきである。</li> <li>➤ 水素発生について「イグナイタを設置する」ことで対処するとあるが、審査書に記載のあるとおり、水素が均一に分布するわけではなく、濃度が異なる場所が想定され、イグナイタについても、より慎重な設置が必要であるとともに、水素濃度についてより細かく把握する必要があるのではないか。</li> <li>➤ 水素濃度が 13% 以上になる可能性を否定できず、新基準を満たしていない。</li> <li>➤ 事業者の解析では、水素濃度の空間分布に 13% を上回っている区間があり、爆轟の可能性を示している。これは新規制基準の新規制基準の要求である、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) 「水素濃度がドライ条件に換算して 13% 以下である こと」にも反する。水素濃度についてより細かく把握する必要があるのではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委員会は、代表的な事故シーケンスについてモデルプラントを対象にした解析を MELCOR により実施し、事故時の事象推移や考慮すべき主要な不確かさ等について把握した上で、申請者の解析結果を確認しています。また、解析結果の妥当性の判断にあたっては適切な不確かさを考慮しています。</li> <li>➤ イグナイタは、水素の成層化など水素が均一に分布しない場合も考慮して、水素放出の想定箇所、その隣接区画、水素の主要な通過経路、さらに格納容器上部ドーム頂部付近にも設置されることを確認しています。申請者は GOTHIC コードを用いて格納容器内を分割した水素燃焼解析も実施しており、審査では解析結果のみならずこれまでに得られている知見も鑑みて判断しています。</li> <li>➤ 水素発生量の評価において、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75% が水と反応し発生するという保守的な仮定の下で評価を行っていることを確認しています。さらに、炉内に存在する金属のうち反応しやすいアルミや亜鉛の腐食量について不確かさの影響を評価しており（審査書(案) p198）、ジルコニウム以外の金属の酸化による水素濃度への影響が小さいことを確認しています。</li> <li>➤ 基準の要求は、原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止することであり、そのために水素濃度を爆轟限界の 13% 以下にすることは適切な対策と考えられます。水素濃度が局所的に 13% に達した状態で着火する場合は、解析により局所的に爆轟が生じても影響が小さいことを確認しています（平成 26 年 3 月 11 日審査会合資料 2-1, 9 ページ。）。また、爆轟限界未満の水</li> </ul>

IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼	
ご意見の概要	考え方
	素濃度 13%以下で着火する場合には爆燃が生じますが、解析により爆燃が設備に重大な影響を与えないことを確認しています。
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉格納容器内水素濃度が計算上最大約 12.6%であっても、水素が均一に拡散して原子炉格納容器内のどの区画部分でも 12.6%以下の爆轟領域外になっていることにはならない。水素の拡散過程の各区画の濃度変化に関する解析が必要である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 爆轟防止対策として、イグナイタで水素燃焼を行うとしているが、水素の爆発限界は 4.0%から 75.0%なのに、水素濃度が 6%の時、イグナイタで着火して水素燃焼を行うとしていることは間違いである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 爆燃が考慮されていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ イグナイタは予混合気に点火すれば爆発する。事業者は点火後の火炎伝播を数値シミュレーションして安全としているが、計算ソフトでは乱流伝播火炎をつくれないので検証が不十分である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 評価項目として「水素濃度ドライ条件にして 13%を超えないこと」としているが、化学常識では「空気に 4～75%の濃度で燃える」であり、水素濃度 13%は甘い基準である</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 水素濃度の空間分布解析の規制委員会による公開資料では、格納容器内のノード分割及びノードごとの水素濃度分布が「商業機密に属する」として白抜きにされており不適。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査では、水素濃度分布を確認しております。(但し、行政機関の保有する情報の公開に関する法律第 5 条の不開示情報に該当すると考えられる情報であるため、公開していません。)</li> </ul>

#### IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉内及び炉外での構造物（鉄）・水反応による水素の発生量が考慮されていない。これを考慮した場合、水素濃度は基準の13%を超える可能性がある。</li>   <li>➤ ジルコニウム・水反応による水素発生量の評価において、炉内に存在するジルコニウム量の75%との反応を前提としているが、この想定では不十分。この75%は、燃料有効発熱部（＝燃料ペレットのある部分）のジルコニウムに相当するものであり、燃料被覆管が初期形態を保っていることが前提であるが、燃料溶融が生じると炉心形態が崩れ、プレナム部など非発熱部のジルコニウムが溶融デブリに巻き込まれて高温になり、水と反応して水素が発生する可能性が十分にある。従って、安全側に厳しく評価するために炉内ジルコニウム量100%との反応による水素量を考慮すべきである。</li>   <li>➤ 水素爆燃に関して、機器に使用されているエポキシ樹脂の種類、銘柄が明示されていないので、経年劣化を含めた耐熱性を評価できない。施工可能でかつ耐熱性の高い特殊なエポキシ樹脂はきわめて限られているというのが業界ではよく知られている。</li>   <li>➤ PARの水素再結合反応の応速度は遅く、水素高濃度が数時間継続するため、水素爆発が起こる危険が存在する。PARは性能不足ではな</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事業者は、水素の発生に関して、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の75%が水と反応し発生するという保守的な仮定の下で評価を行っていることを確認しています。また、寄与の度合いが大きいアルミや垂鉛（イオン化傾向及び酸化反応速度が鉄よりも大きい）を対象に不確かさの影響を確認し、水素濃度への影響は小さいことを確認しています。</li>   <li>➤ 炉内に存在するジルコニウム量の75%が反応するという仮定は、十分に保守的であることを確認しています。</li>   <li>➤ 水素濃度が局所的に高くなり、燃焼が発生した場合、その近傍の温度が限界温度を短時間超える可能性があります。格納容器壁の熱伝導を考慮すると、その影響範囲は、格納容器の健全性に影響を及ぼさない程度であると判断しています。</li>   <li>➤ PARのみによる水素処理速度では水-ジルコニウム反応が急速に進んだ場合の水素発生に対応出来ないと考えられます。そこで、</li> </ul>

IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼	
ご意見の概要	考え方
<p>いか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ジルコニウムの燃焼によって発生する水素は格納容器内で成層化することを否定できず、その水素の低減策として PAR は非力であり、イグナイタは危険。</li> <li>➤ 「PWR プラントは原子炉格納容器自由体積が大きい事により水素濃度が高濃度にならないという特徴がある」と説明は明らかな間違いである。</li> <li>➤ 川内原発の格納容器は、福島 の 8 倍、福島原子炉建屋と同じ位の大容量となるため、爆発を予防する窒素が封入されていない。このような状況で爆発が起きれば、核燃料を閉じ込めるものが何もなく、大惨事になる。</li> <li>➤ 原発の格納容器内でメルトスルーが起きると、水中でもコリウム・コンクリート反応 (CCI) が起こり、大量の水素と一酸化炭素が発生し、爆発や中毒事故が起きる。これを踏まえて、一酸化炭素中毒の対処など、一酸化炭素爆発対策が必要ではないか。</li> <li>➤ 九電はコリウムコンクリート反応については考慮していないが、海外の文献にはコリウムコンクリート反応による CO の発生 の 報</li> </ul>	<p>申請者は、水素の発生個所近傍、通路及び水素停留個所近傍にイグナイタを設置するとしています。</p> <p>また、爆轟限界未満の水素濃度で着火する場合には爆燃が生じますが、爆燃が設備に重大な影響を与えないことを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ その説明を前提とせず、川内 1, 2 号機の格納容器の自由体積を考慮して水素濃度の評価を行っていることを確認しています。</li> <li>➤ 窒素封入を行わなくても水素爆発による格納容器破損を防止できることを確認しています。</li> <li>➤ キャビティへの注水により、熔融炉心の冷却が行われることから、MCCI によるコンクリートの浸食量は僅かであり、CO 及び CO<sub>2</sub> の発生は無視できることを確認しています。また、仮に発生したとしても、CO はイグナイターにより処理することが可能であり、CO<sub>2</sub> は不活性化に寄与します。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼	
ご意見の概要	考え方
<p>告例がたくさんある。また、水中でも熔融炉心はクレストに保温されて、コンクリートと反応し、MCCIは進行し、水素が発生する。こうした現象の検討が行われていない。</p> <p>➤ 静的触媒式水素再結合装置 PAR の設置に伴う危険性について、海外情報の検討・評価が必要。具体的には、米国 NRC にインディアポイント 2 号機の PAR の撤去の請願が提出されたことを踏まえて調査、検討の上、その安全性を厳正に判断するべき。</p> <p>➤ 事業者の解析では、炉心内の全ジルコニウムが水と反応するとしても、ドライ条件(水蒸気を除く条件)に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大 12.6%としているが、福島第一原発の 3 号機のような爆轟が起きるのは 13%以上だから、爆轟が起きるまでの余裕は 0.4%しかなく、「PWR プラントは原子炉格納容器自由体積が大きい事により水素濃度が高濃度にならないという特徴がある」との説明は間違っている。このことから、フィルター付ベントが必要な事は明らかである。</p> <p>➤ ジルコニウムの燃焼速度には大きな誤差が含まれる。どのような燃え方を想定したのか物理現象の説明がない。</p>	<p>➤ 当該請願については 2013 年 6 月に NRC により却下されたとの情報を得ています。また、我が国としても、格納容器内の水素濃度を 13%以下とし水素爆轟の防止を求めている状況下では、PAR 等を着火源とする水素爆轟に至ることはないため、当該設備を起因とする水素爆轟に係るリスクを評価する必要は無いと考えています。</p> <p>➤ 感度解析において、MCCI が起こりやすい極端な条件を与えた場合における水素濃度評価値が 12.6%であることから、要求を満たすと判断しました。また、爆轟限界未満の水素濃度においてイグナイタで着火することにより水素を処理しますが、爆燃が生じても設備に重大な影響を与えないことを解析で確認しています。</p> <p>➤ 実機の燃料被覆管形状を考慮した相関式及び炉心損傷時の複雑な炉内状況等を踏まえていることを確認しています。その上で、有効性評価においては、保守的に全炉心内のジルコニウム量の 75%が反応するものとして水素発生量及び反応速度を評価していることを確認しています。</p>

#### IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 水素は成層化せず、均質に混合されるとしているが、根拠が不十分。漏れ出た水素のかたまりは浮力で数秒間で格納容器上部に達してしまい、水素の濃い層を形成する可能性が高いのではないか。</li> <li>➤ PARの触媒の耐熱温度について、申請書では、水素と反応する触媒担持面の温度の解析の結果が示されておらず、その温度の影響が不明であり、PARの作動が十分に機能するという保証がなされているのか。</li> <li>➤ 水素燃焼に伴う格納容器の圧力上昇の見積もりについて、公開資料の解析では、ジルコニウム-水燃焼反応によって水素が形成される際に原子炉内で発生する熱量が加味されていない。これを加味すれば、水素燃焼後の圧力はかなり高くなり、格納容器の耐圧許容範囲を超えるおそれがあると考えられる。</li> <li>➤ ジルコニウム-水反応による水素の発生期間と発生量及びそれに伴う事象について、水素発生状況を、過小評価しているのではないか。水素発生期間が、実現象よりは3倍程度長く見積もられている。また全ジルコニウムの75%しか水素燃焼しないとの過程は、その根拠が薄い。水素の発生期間短縮・発生総量増加に伴い、燃焼学的な追加検討事項が必要ではないか。</li> <li>➤ 格納容器スプレイ等及びイグナイタが、地震で両方とも機能停止になったらどうするのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者の解析では成層化は起こらない結果になっていますが、審査では成層化の懸念を指摘し、申請者は確実に処理するために格納容器上部ドーム頂部付近にもイグナイタを設置することを確認しています。</li> <li>➤ PARによる水素処理については、本評価事故シーケンスにおいて想定する格納容器内の水素濃度(4%から最大12.6%)を処理した場合の接触担持面の上昇は、触媒耐熱温度を超えることはなく、PARによる水素処理の能力が低下しないことを確認しています。</li> <li>➤ 申請者の解析において、ジルコニウム-水反応による生成熱が考慮されていることを確認しています。</li> <li>➤ 規制委員会は、代表的な事故シーケンスについてモデルプラントを対象にした解析をMELCORにより実施し、事故時の事象推移や考慮すべき主要な不確かさ等について把握した上で、申請者の解析結果を確認しています。また、解析結果の妥当性の判断にあたっては適切な不確かさが考慮されていることを確認しています。</li> <li>➤ 常設重大事故緩和設備が設置される施設は基準地震動による地震力に対して必要な機能を維持できるよう設計されていることを確</li> </ul>

IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼	
ご意見の概要	考え方
	認めています。なお、重大事故緩和設備が破損した場合には、大規模損壊対応に移行します。

#### IV-1. 2. 2. 6 溶融炉心・コンクリート相互作用

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書では格納容器の底に水を溜めて、そこに炉心溶融物を落とすとしているが、圧力容器と格納容器が貫通している状況で水が接することになれば、水素爆発や水蒸気爆発の危険性が高まり、格納容器が破損されかねず、大量放射能の大気中への飛散となる。この様な方法が本当に利用可能か検討すべき。</li>   <li>➤ 炉心が溶融した場合でも冷却が可能としているが、最後は海水で冷却する必要がある。このとき、海拔ゼロにある海水の取水管が使えるのか。</li>   <li>➤ 申請者がコアキャッチャーを設置しないのは不適切。ロシアやヨーロッパの原子炉はコアキャッチャー対策を取っているので、「溶融炉心・セラミック相互作用」の検討を行っているが、日本のPWR原子炉はロシアやヨーロッパ並の安全対策は取らないので、初めから「溶融炉心・セラミック相互作用」の検討の必要はないと説明している。極めて検討不十分ではないか。</li>   <li>➤ ヨーロッパは格納容器下部にコアキャッチャーを取り付けるようになっており、コアキャッチャーにはマグネシア (MgO) 煉瓦</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 水蒸気爆発に関する大規模実験の条件と実機条件との比較及びJASMINE コードを用いた水蒸気爆発の評価における想定と実機での想定との相違を踏まえると、実機においては液-液直接接触を生じさせるような、外乱となり得る要素は考えにくいため、原子炉圧力容器外での水蒸気爆発は除外可能であることを確認しています。また、実機においても水蒸気爆発は除外可能であることから、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制するため、原子炉下部キャビティに注水し必要水位を確保することを確認しています。また、水素爆発については、審査書(案)「IV-1.2.2.5」に記載しています。</li>   <li>➤ 常設の取水設備が機能喪失した場合でも、可搬設備により海や貯水池から取水できることを確認しています。</li>   <li>➤ 新規制基準では、規則解釈第37条2-3(i)において、溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されることを要求している。それに対し申請者は、溶融炉心が圧力容器外に落下した後のコンクリートとの反応(MCCI)を想定した場合、格納容器への下部注水により溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、格納容器破損を防止するとしており、その有効性を確認しています。</li>   <li>➤ 同上</li> </ul>

#### IV-1. 2. 2. 6 溶融炉心・コンクリート相互作用

ご意見の概要	考え方
<p>やジルコニア（ZrO<sub>2</sub>）煉瓦が使用され、マグネシア（MgO）煉瓦は2850℃で溶け、ジルコニア（ZrO<sub>2</sub>）煉瓦は2715℃で溶ける。ヨーロッパの進んだ原子炉の格納容器下部の溶ける温度が2700℃程度であるのに対し、日本の原子炉の格納容器下部の溶ける温度が1230℃程度であるが、日本も最低限の対策として、ヨーロッパ原発並みの2700℃くらいまでは溶けない格納容器に改造すべきではないか。</p> <p>➤ 原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床のコンクリートが熱分解により浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至るとの見解は、高温領域における耐火物技術から専門的にみると、著しい認識の不足である。一般に自然に存在する多くの素材は1200℃の溶融金属と接触すると低融物をつくり溶けてしまう。まして、コンクリートは溶融核燃料と反応すると、1200℃以下で簡単に溶ける。また、コンクリートは溶融金属と接触すると、内部水分の蒸気爆発が起こり、爆発したコンクリート塊が周りの機器を破壊する。1200℃以下で簡単に溶けるコンクリートを2600℃の溶融核燃料を受けるペDESTALに使用したことは、原子炉の重大設計ミスである。今般の審査で、この基本的な重大設計ミスの検討が行われていない。</p> <p>➤ 溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート浸食を抑制するために、原炉下部キャビティへ注水するとの見解は、金属製錬炉における長年の経験から専門的にみると、著しい認識の不足である。第58回適合性に係わる審査の資料2-2-7に、国内外の</p>	<p>➤ 下部注水の後に落下した溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさについて感度解析を実施し、厳しい伝熱条件で、かつ、溶融炉心が床全面に拡がる場合は床面及び側面に約4mmのコンクリート侵食が発生し、拡がり小さい場合（拡がり面積約11m<sup>2</sup>）は床面及び側面に約19cmの侵食が発生するということを確認しています。この結果から、床面及び側面に19cmの侵食が生じても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はないことを確認しています。なお、いずれのケースにおいても現実には溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むと考えられ、また、実験等の知見によれば側面コンクリートが侵食されて形成されたギャップに水が浸入するため溶融物の冷却が促進されコンクリート侵食は抑制されることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p>

#### IV-1. 2. 2. 6 溶融炉心・コンクリート相互作用

ご意見の概要	考え方
<p>溶融炉心とコンクリートの相互作用についての実験が記載されており、ここで報告された実験の多くで、コンクリート上に溶融炉心が落下し、溶融炉心とコンクリートの相互作用が起きた時、溶融核燃料が作る溶融プールの周りに軽石状のクレストが覆いかぶさり、クレストは低熱伝導率なので溶融プールから水への大量の伝熱を阻害し、水では溶融核燃料を冷却できないと報告されている。この状態で、何らかの原因のトリガリングでクレストが破けると、溶融金属から水への大量の伝熱が起こり、多くの場合には水蒸気爆発が起きると予測される。新規規制基準の適合性に係わる審査では、この基本的な検討が行われていない。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>➤ 重大事故時に、格納容器下部水をためて溶融燃料を受け手順において、溶融燃料が落ちるまでの時間は解析コードによる計算値だが、原子力規制委員会は、別の解析コードによる解析を行い、検証すべき。福島第一原発1号機の地震生後原子炉圧力容器の破損時間について、東電のMAAPによる解析結果が約15時間であったのに対し、原子力安全・保安院がMELCORという解析コードで実施したクロスチェック解析においては、約5時間となった。この解析実績から原子炉圧力容器の破損までの時間が、実際には、MAAPによる解析結果より約3分の1程度に短い可能性がある。</li><li>➤ 核燃料が溶融して原子炉を溶かして落下していった場合、核物質等の量や形状によっては再臨界の危険性があるのではないかと。福島で実際に起きている状況において再臨界リスクを検討しているのに、川内原発の審査でも検討すべきではないか。</li></ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"><li>➤ 不確かさが大きいと予想されるMAAPの解析結果については、規制委員会がMELCORによる解析を実施しており、MAAP解析結果と同様の傾向を確認しています。MELCORを用いた解析事例はNRA技術報告2014-2001で公開しています。また、審査書(案)「IV-1.2.5」にあるとおり、解析モデルの不確かさについては実験結果、感度解析等もふまえて確認しています。</li><li>➤ 形状が失われ、ほう酸水が注入された状態において、デブリが臨界に至ることは考え難いと判断しています。</li></ul>

IV-1. 2. 2. 6 溶融炉心・コンクリート相互作用	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉心溶融開始後の原子炉下部のキャビティへの注水作業が、作業員の確保、注水等の作業の実行可能性等の観点で問題無いのか。フィルターベントや免震重要棟の施設がない段階で注水作業が可能な環境を維持できているか疑問。</li> <li>➤ コンクリート浸食量に影響を与えるパラメータの検討として、含塩セメント使用による腐食は考慮されているか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大容量発電機車及び常設電動注入ポンプを用いたCVスプレーによる注水を実施することとしており、注水に要する時間、容量、必要な要員、原子炉下部のキャビティまでの流路について審査し、有効であることを確認しています。</li> <li>➤ 施行時にコンクリートの物性については、管理されているため、含塩セメント使用による腐食は考慮する必要はないと考えます。</li> </ul>

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

IV-1. 2. 3. 1 想定事故1

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 想定事故1において、重大事故で炉心が損傷、高線量で近づけないところで注水ポンプまで破損した場合、果たして2.4日以内に確実に回復できるのか不明確。</li> <li>➤ 想定事故1の想定は使用済み核燃料プールの構造物が健全に保たれる、と言う仮定においてのみ成立するという危うさがある。コンクリートのプール自体が地震で亀裂が入れば水は当然その部位から重力のまま流れ出すのに、たかが5m<sup>3</sup>/h注水能が上回っているだけで審査適合と言うにはあまりにも非科学的である。格納容器と比べるとプールが堅固に防御されているとは言い難い。</li> <li>➤ 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の事故だけが想定され、放射性核燃料は原子炉容器内で管理されるという審査の大前提が明示されるべき。大前提が維持される確率の信頼係数(1-10のマイナス7乗)の信頼区間を明示すべき。</li> <li>➤ 使用済燃料貯蔵槽はメルトダウン対応として格納容器への収納を要求すべき。 使用済燃料ピットについて、飛来防止として堅固な設備で囲う必要がある。喫緊には、使用済燃料ピット上にアクリルボードでも良いので、カバー設置すべき。 使用済み核燃料の貯蔵は強固な格納容器に保管されなければ危険</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 使用済燃料貯蔵槽の水位低下や水温上昇を検出した段階で対策に着手するため、燃料の損傷を回避できることを確認しています。なお、高線量で近づけないような状態においては、スプレイ等による対策を整備することを確認しています(審査書(案)IV-4.11)。</li> <li>➤ ポンプ流量を超えて水が漏えいする場合に対する対策は、スプレイ等による対策など別途整備することを確認しています。(審査書(案)IV-4.11)。</li> <li>➤ 使用済燃料貯蔵槽内の燃料は、事故時の炉心燃料に比べて崩壊熱がはるかに小さいこと、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて多様な注水手段が整備されることから、必要な水位を維持することで燃料損傷を防止できると判断しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

IV-1. 2. 3. 1 想定事故1

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非科学的定性的な修飾語が多い。例)「徐々に」「緩慢に」「小規模な」等</li> <li>➤ p207 最終行「…崩壊熱による蒸発量により…」は意味が通らない。つまり何が崩壊して熱を出すのかが不明である。「崩壊熱」を「沸騰」(1気圧前提)とすれば、いくらか意味が通る。</li> <li>➤ 想定事故は福島第一原発の教訓として、外からの注水が出来ない、注水しても水位が上昇しない、内部の圧力が大きい、容器が破損して水が漏れる等の事故を、考慮に入れていないのではないか。</li> <li>➤ 207ページ、O2 解析結果、a. :「使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約14時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。」とあるが、PWRの使用済燃料ピットのライナーの最高使用温度は95℃であり、使用済燃料ピットのコンクリート躯体の強度評価の温度条件は66℃である。使用済燃料ピット内の水温が100℃を超えることは、最高使用温度及びコンクリート躯体の強度評価条件を逸脱することを意味する。また、コンクリートの耐熱温度は66℃(長時間について)である。こうした点を考慮すれば、長期間にわた</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事象の推移が遅い事故であることを示すために「徐々に」「緩慢に」という表現を用いましたが、これらに対応する定量的な情報も審査書(案)及び申請書に記載されています。「小規模な」は想定事故2の定義として設置許可基準規則解釈3-1に用いられている表現です。</li> <li>➤ 崩壊熱は、使用済み燃料の核分裂生成物が放射崩壊する際に放出するエネルギーが熱に変わったものです。このため、原案の「…崩壊熱による蒸発量」のままにします。</li> <li>➤ 福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて多様な注水手段が整備されました。また、想定事故1及び2を超えて、大規模に水が漏れいする事故に対する対策と手順は別途整備されることを確認しています。(審査書(案)IV-4. 11)</li> <li>➤ 一時的に100℃に達しても強度が失われるのではなく、長期的には注水や冷却により65℃以下を維持することが可能です。重大事故等の中長期的な対応のための適切な体制を整備する方針であることを確認しています。</li> </ul>

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

IV-1. 2. 3. 1 想定事故1

ご意見の概要	考え方
<p>って使用済燃料ピットへの注水のみではピットの健全性は維持できないはずである。こうした点を踏まえない審査は極めて甘いと言わざるを得ない。評価をやり直させ、使用済燃料ピットの最高使用温度を超えた場合の対策を提示させるべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 209ページ、(3) 必要な要員及び燃料等、○3:「本想定事故の対応に必要な燃料としては、事故発生6時間20分後からの運転を想定した7日間の使用済燃料ピットへの注水、さらに、7日間のディーゼル発電機等の運転を考慮する場合等に必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。」とあるが、7日間を超えた場合の対応はどうするのか？</li> <li>➤ 使用済燃料プールからの著しい水漏れもしくは、燃料プール崩落により使用済み燃料がむき出しになったときの対策を検討すべき。</li> <li>➤ P208のd.の5行目「沸騰前の実効増倍率が十分低い」: JAERI 臨界ハンドブック等では実効増倍率が0.95以下であれば未臨界であるとしているのであるから、2行目に記載の「0.95」は未臨界としては最大の値であり「十分低い」とは言い難い。</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 有効性評価では、「少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する」ことを求めており、それ以降は外部からの支援体制を構築する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 使用済燃料プールからの著しい水漏れについては、スプレー等による対策が整備されていることを確認しています(審査書(案)IV-4.11)。</li> <li>➤ 使用済燃料ピットが純水冠水状態における実効増倍率が約0.95です。実際には、使用済燃料ピットのほう酸水濃度は2700ppm程度ですので、当該事象の進展中は十分に未臨界が確保されていることを確認しています。</li> </ul>

#### IV-1. 2. 4 停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

##### IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 冷却水がなくなると燃料棒が溶け出し、容器まで溶けて圧力隔壁内の圧力があがりベンド用バルブが作動しなくなる構造は欠陥。</li> <li>➤ p.216 の d. の 3 行目「実効増倍率が 1.00(臨界)」: JAERI 臨界ハンドブック等では実効増倍率が 0.95 以下であれば未臨界としているのではないのか。(つまり 0.96 なら臨界状態とみなすべき)</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 審査書(案)「IV-1.2.4.1」にあるように、本重要事故シーケンスにおいては、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び格納容器スプレイ系による再循環運転により、原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するために必要な 1 次系保有水量を維持できることを確認しています。</li> <li>➤ 当該事象の進展中において、実効増倍率は最大でも 0.93 であり、実機炉心の運転実績から確認されている計算の不確定性を考慮しても、十分に未臨界が確保されていることを確認しています。</li></ul>

##### IV-1. 2. 4. 4 反応度の誤投入

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 反応度の誤投入の結果解析において、中性子束高警報から臨界に至るまで 12 分間、警報発信から純水注入停止操作に 10 分、純水注入操作停止の所要時間が 25 秒と示されており、このシーケンスでは数秒間の判断ミスが重大事故につながる。この事象を数秒の判断ミス誤操作なく実施できると評価するのは楽観的過ぎる。</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 処置に要求される操作は非常に単純であり、十分な余裕時間を持っていることを確認しています。</li></ul>

IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 解析コードの検証として使用されている実験データは、全体的に小規模実験設備によるものが多く含まれており、大規模施設である実機への適用性には大きな問題がある。大型装置による実証試験を公開の場で実施し、現象把握・分析と取得データによる解析コードの詳細な検証をするべき。</p>	<p>➤ シビアアクシデントの解析には、比較的大きな避けられない不確かさを伴うことを踏まえ以下の点を確認しています。</p> <p>①炉心損傷後を含めた事象進展に係る重要現象の解析モデルが説明されていること。</p> <p>②国際的に利用されている代表的なコードであり、豊富な適用実績があること。</p> <p>③他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算により、一定の信頼性が確認されていること。</p> <p>④規制委員会が抽出した不確かさ要因を踏まえて、感度解析による不確かさ評価を行っていること。</p> <p>また、規制委員会は、MELCOR による解析を実施しており、MAAP 解析結果と同様の傾向を確認しています。MELCOR を用いた解析事例は NRA 技術報告 2014-2001 で公開しています。</p>
<p>➤ 全般にわたり事業者と異なる解析コードを用いて検証すべき。クロスチェック解析が実施されていない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 解析コードの信頼性が疑わしい。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 事業者が用いたコード GOTHIC では、格納容器内の区分けも不十分であり、水素ガスの偏在を計算できるとは思えない。水素濃度分布について正確な認識を得ていないのではないか。</p>	<p>➤ 申請者は、申請書補正案「追補 2. III 4. 8. 1」にあるとおり、GOTHIC による水素分布予測の妥当性について、NUPEC が実施した実機 PWR の格納容器区画を模擬した実験結果から、ドーム部に顕著な濃度成層化は発生しないとしています。また、有効性評価においては、</p>

IV-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 有効性評価で使用した解析コードが十分に検証されているのか確認できない。例えば、ECCS注水機能喪失に相当するベンチマーク解析としてNUREG/IA-0201があり、ここでRELAP5/MOD3.2に課題が報告されているが、M-RELAP5でこれらの課題が解決されていることをどのように確認したのか。また、原子炉停止機能喪失ではNUREG/IA-0180があり、ここではRELAP5/MOD3.1に課題が報告されているが、SPARKLE-2ではこれらの課題は解決されていることをどのように確認したのか。</p> <p>➤ P.235 c. - 3項に対し、M-RELAP5の検証としてROSA/LSTF SB-CL-39試験を対象としているが、蓄圧タンクの非凝縮性ガスの検証はSB-CL-40試験ではないか。</p> <p>➤ P.233 4-1.2.5 個別の事故シーケンスグループおよび格納容器破損モードに対して申請者の作成したPIRTをどのように確認したのか。SFP評価ガイドでは申請者の作成したPIRTをどのように確認したのか。</p>	<p>コードの不確かさをふまえて、試験解析や感度解析による妥当性確認を行っています。</p> <p>➤ 審査書(案)「IV-1.2.5」にあるとおり、M-RELAP5及びSPARKLE-2の双方に対して、重要現象に係る解析モデルについて、実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されていることを確認しており、解析コードの検証及び有効性評価の適用性を確認しています。</p> <p>➤ 両実験の相違は、蓄圧注入系から非凝縮性ガスが1次系に注入しない条件(SB-CL-39)と注入する条件(SB-CL-40)です。後者は非凝縮性ガスが1次系内に混入した場合の自然循環等への熱流動挙動への影響を調べた実験です。有効性評価では非凝縮性ガスが混入しないように隔離操作を行っているため、検証対象にSB-CL-39を選定していることは妥当であると考えられます。</p> <p>➤ 「申請書(追補2.Ⅲ、例えばM-RELAP5の場合は第1部、表2-2)」にあるとおり審査の過程において、国内外のPIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)手法と比較し、最新試験も加味して、コードのモデル化、実験的知見、不確かさの評価の妥当性を確認しています。</p>

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

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請書で示されたアクセスルートでは住民は避難できない。</li>   <li>➤ 重大事故対策に必要な要員について、52名で妥当とした根拠が不明確。福島原発事故においては4機の原子炉の事故に対して、3月14日の夜には720人がいて、十分な対策ができなかった教訓からすると、原子炉2機の当発電所では、単純比例でも360名は必要ではないか。想定外の事態が起これば、例えば無数にある配管やバルブなどの点検に相当程度の人員が割かれるおそれはないのか。</li>   <li>➤ 福島原発事故においては、現地では食料や睡眠が不足していた様子が伝えられており、こうした状況で万全の判断・対策がとれるとは到底思えないが、交替要員を考慮しているのか</li>   <li>➤ 1, 2号機同時に発災するなど、複数の重大事故が同時発生した場合の対応はどうするのか。</li>   <li>➤ 火山灰等の影響により交通が遮断され、要員が参集できない事態や災害による負傷・死亡を想定しているのか。</li>   <li>➤ 高濃度の放射能汚染が広がる現場で、作業員の被曝量を抑えられ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本申請におけるアクセスルートは、重大事故等が発生した場合に、重大事故等対処要員が速やかに重大事故等に対処するために必要な発電所内のアクセスルートであり、住民避難のためのものではありません。</li>   <li>➤ 重大事故等が発生した場合に必要な作業に応じた人員を積み上げているか審査し、52名で対応が可能であることを確認しています。また、緊急時対策本部要員として非常召集が期待される召集要員約260名が、複数ルートから通行可能なルートを選択し発電所へ参集することを確認しています。</li>   <li>➤ 召集要員による交替を考慮していることを確認しています。</li>   <li>➤ 川内1号炉及び2号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、52名で対応可能であることを確認しています。</li>   <li>➤ 大規模な自然災害が発生した場合に、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内の重大事故等対処要員及び専属消防隊等により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整えることを確認しています。</li>   <li>➤ 作業環境（放射線量、温度等）について審査し、作業に支障が無</li> </ul>

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

ご意見の概要	考え方
<p>るのか。特別の被ばく線量限度を定めた特攻隊員を送り込む法整備が必要ではないか。</p> <p>➤ 高線量下でのロボット活用も検討すべき。</p> <p>➤ 地震、津波、火山噴火、テロ、等の外部事象に加えて、それにより引き起こされる2次的事象として、「電力会社役員の積極性の消失」を入れるべきと考えます。</p>	<p>いことを確認しています。</p> <p>また、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材の提供、提供資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように外部からの支援計画を定めていることも確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 原子炉等規制法は、原子炉設置者に対し、発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力について規定しており、組織として外部事象等に対応する能力を有していることを確認しています。</p>

IV-3 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重要な弁を働かせるための機器保管系の耐震性が低いことが問題ではないか。</li> <li>➤ 随所に「重大事故等対象設備に要求される耐震性としては、十分ではないものの、設備が健全である場合は・・・」と記載あり、なぜOKと判断できるかわからない。設備が健全でなかったら対応できないのか。</li> <li>➤ 本審査書（案）には原子力発電における技術的危険、地震等の自然災害に対して当然検討すべき問題点がいくつもある。しかしながら字数の関係でそのすべてを議論することは困難であることから1点に絞って技術的問題を指摘する。それは給水ポンプの耐震性についての検討がなされていないことである。一次安全系である主給水ポンプは、原子炉を冷却する機能を保持するうえで極めて重要な設備である。この一点をもってしても本審査書（案）が新規基準そのものの瑕疵を証明していると言わざるを得ない。</li> <li>➤ 福島第1原発事故を踏まえたECCSの機能や耐震性の再確認が不十分である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等対処施設の耐震設計については、重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものとすることを確認しています。</li> <li>➤ 審査では、重大事故対処をより確実に実施するため、自主的な対策も含めて提示することを要求し審査を行いました。御意見の点は、申請者が自主的な対策として位置付けた理由を示したものです。別途、重大事故等対処設備は耐震設計方針を確認しています。</li> <li>➤ 申請者は、電動主給水ポンプを2次冷却系への注水に対する自主的な対策のための設備として位置付けています。別途、重大事故等対処設備は耐震設計方針を確認しています。</li> <li>➤ ECCSについては新たに設定された基準地震動に基づき耐震Sクラスの設計方針であることを確認しています。また、重大事故等対処としては、ECCSの機能が喪失した場合の対策を確認しています。</li> </ul>

IV-4 重大事故等対処設備及び手順等

IV-4.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故対処の要員が、その場から逃げ出さないことを明記すべき。</li>   <li>➤ ATWS 緩和設備の作動と有効性は、実機、あるいは確証試験設備で確認されているのか。失敗確率や、ホウ酸注入が失敗した場合の措置は考えているのか。</li>   <li>➤ A T W S 緩和設備が何らかの原因で作動しない場合の想定や、ホウ酸注入が出来ない場合の想定がされていない。また、ATWS と同時に原子炉に出力振動が発生し炉心破壊にいたるケースも検討されていない。</li>   <li>➤ 必要な人数や復旧にかかる時間の記載があるが、実際にそのようにいくか検証が不十分ではないか。</li>   <li>➤ A T W S のフォールトツリーを解析して、不具合・機能喪失が連</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等の発生時には重大事故等対処要員に過度な被ばくが無いことを確認しています。重大事故等対処要員については、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うことを確認しています。重大事故が発生した場合、緊急時対策所において、放射線防護措置により重大事故等対処要員がとどまることができることを確認しています。</li>   <li>➤ ATWS 緩和設備の信頼性、誤動作率、自動起動に失敗した場合の手動操作について確認しています。 また、ポンプについて高圧／充てん注入ポンプ3系統、タンクについてほう酸タンクと燃料取替用水タンクの2種を整備していることで多重性を確保していることを確認しています。 なお、PWR の核熱水力安定性については炉心内の冷却材がほぼ液単相であり熱水学的な安定度が高いため、問題となっていません。</li>   <li>➤ 同上</li>   <li>➤ 重大事故等対処に係る手順については、想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるよう、実際の操作に係る時間の実績等を確認しています。</li>   <li>➤ 原子炉トリップ失敗によるA T W S の発生確率は、P R A に関する</li> </ul>

IV-4 重大事故等対処設備及び手順等

IV-4.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1関係）

ご意見の概要	考え方
<p>鎖する確率を確認すべき。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 訓練と現実の緊急時では状況が異なる。緊急時において、作業ミス等の回避はどのように担保するのか。</li> <li>➤ 電気工事にすぐに取りかけられるように、原発内の電気関係を熟知している工事要員を確保しているか、また必要な用具資材（適切なハシゴ車、ゴンドラ車）もすぐに使える場所にそれぞれ配備されているかも、重要。</li> <li>➤ 自主的対策は、重大事故等対処設備に位置づけるべきではない。審査書において「自主的対策のための設備及び手順等」の下に、重大事故等対処設備に分類される設備が記載されているが、自主的対策のための設備については、重大事故等対処設備としての要求事項（耐震性、強度、可搬式の場合容量など）を満足しなければならず、柔軟な対応が困難になることが想定されるため、すべてその他の自主的対策として位置づけ、規制要求に対する設備のみを重大事故等対処設備に位置づけるべき。</li> </ul>	<p>る審査において確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等対策は、原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、教育及び訓練を実施することを確認しています。また、手順書の整備においては、操作等の判断基準をあらかじめ明確化するなど、重大事故等における運転員及び重大事故等対策要員の単独作業によるヒューマンエラーの防止対策の整備、運用等を実施することを確認しています。</li> <li>➤ 重大事故等対処設備については、想定される重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できるように手順書の整備、訓練において実操作及び模擬操作を行うことを確認しています。また、重大事故等対処設備については、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて確実に作業ができる設計とし、専用工具が必要な場合は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 重大事故等対処設備は、申請者が自ら設置許可申請書において位置づけているものであり、それらが規制基準を満たすことを確認しています。</li> </ul>

**IV-4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2関係）**

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 事故時の作業環境は、空間線量の上昇等で、思わぬ支障が出てくるのではないかと。事故時作業の環境の想定が十分か。</p>	<p>➤ 作業環境（放射線量、温度等）について審査し、作業に支障が無いことを確認しています。</p>

**IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 4関係）**

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 炉心冷却のための代替注水手段として消防自動車等が挙げられているが、東京電力が福島第一原発事故時に行った消防車による注水について、「注水のために圧力容器の弁を開いて圧力を低下させたが、それによって原子炉内の水位が地下し核燃料が露出。消防車による注水で水蒸気が大量に発生した上、核燃料の被覆管と反応して水素も出たことから原子炉内の圧力が再び上昇、対応がさらに困難になること」が明らかにされた。東電福島第一原発事故の教訓を踏まえ、代替注水手段としての消防自動車等の妥当性を検討すべき。</p> <p>➤ 「機器類が復旧した場合はそれが防止策となり得る」との評価は余計。より安全性を印象づけようとする意図が感じられ、規制委員会の再稼働前のめりの姿勢が現れており削除すべき。</p>	<p>➤ 代替炉心注入等のための重大事故等対処設備として常設電動注入ポンプが設置され、必要な流量が確保されていることを確認しています。なお、消防自動車は、申請者の自主的対策のための設備です。</p> <p>➤ 重大事故発生時には、規制要求上の対策と同時に自主的対策も行われるため、自主的対策も含めて申請者が講じることとしている対策の全体を確認しました。</p>

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

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 「1. ハ) 上記イ) 及びロ) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。」としているが、位置的分散とはどのような場所に配置するのか、また、もし外的条件で配置できなかった場合はどうするのか明らかではない。</p> <p>➤ 移動式大容量ポンプ車の台数に関して、1、2号機で3台としているが、1台が保守点検中にポンプ車の故障が発生した場合の対応が不明。</p>	<p>➤ 代替格納容器スプレイのための常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の設計基準事故対処設備である格納容器スプレイポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認しています。</p> <p>➤ 保安規定において、運転上の制限（LCO）及びその逸脱時の対応について規定されることとなります。 なお、移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉が同時被災しても1台で対応可能な容量を有していることを確認しています。</p>

**IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係）**

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置づけて確認している。このことは原発の外部環境に放射能の放出を認めたことであるにも関わらず、放射能放出前に近隣住民を避難させ被曝を防ぐための措置が検討されていない。当然検討されるべき。</p>	<p>➤ 本申請には、格納容器圧力逃がし装置は含まれていません。申請者は、原子炉格納容器の加圧破損を防止するための設備として、格納容器再循環ユニット、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けています。</p>

IV-4. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 8関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉心溶融が起るときには循環系が破損し常設電動注入ポンプ等の設備を使えないという事態が十分に考えられ、その場合、福島第一原発事故でのように放水車で炉心冷却のための水を注ぎ続ける必要があり、必然的に大量の汚染水が海に流れでることになるが想定していない。</li> <li>➤ 炉心損傷を起こした場合の機器の環境条件、及び、システムの運転条件が、既設設備の設計時点の条件より悪化することの機器やシステムへの影響が十分審査されていない。各種システムの中でも特に、計装・制御系や事故後の原子炉の状態を把握するのに重要であるが、使われているセンサーやトランスミッターなどの電子部品は環境条件の影響を受けやすい。環境条件が最悪でどの様な状態になるのかを確定し、かつ、その条件の下で各システムが機能を維持できることを確認すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプは、重大事故等対処設備として適切に整備されることを確認しています。なお、格納容器からの除熱は、格納容器再循環ユニットを使用するため、長期的な注水を維持する必要はありません。</li> <li>➤ 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とすることを確認しています。</li> </ul>

**IV-4. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9関係）**

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ イグナイタ作動による温度上昇が他に影響しないか、具体的な方策が示されず、実施期限も不明であるが、確認すべき。</li> <li>➤ イグナイタは自主的対策における設備として位置づけられるのではない。申請者は、有効性評価においてイグナイタによる水素濃度低減効果を期待しておらず、申請書の記載をみても、自主的な取組の一環としてイグナイタを設置しているものと考えられるが、審査書において規制要求に対する設備として位置づけた理由はあるのか。</li> <li>➤ 有効性評価において水素濃度低減効果を期待していないイグナイタを申請者が多様性拡張設備としたのに対し、規制側がイグナイタがないと十分な事故への対処ができないとしたなどの根拠が示されていない。基準によらず、より高い信頼性を追加要求するために位置づけの見直しを要求したように読み取れる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ イグナイタは、水素燃焼が他の機器に悪影響を与えないよう、離隔距離をとった位置に設置することを確認しています。</li> <li>➤ 重大事故対処等設備は、申請者が自ら設置許可申請書において位置づけているものであり、それらが規制基準を満たすことを確認しています。</li> <li>➤ 規制委員会は、申請者に、イグナイタについて、より高い耐震性をもたせるとともに確実な保守管理を行うために、重大事故等対処設備として位置付けることを検討することを指示し、それを踏まえ、申請者は、設置許可申請書において重大事故等対処設備として位置づけたものです。</li> </ul>

IV-4. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 11関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 使用済燃料プールからの著しい水漏れもしくは、燃料プール崩落により使用済み燃料がむき出しになったときの対策を検討すべき。</li>   <li>➤ 使用済燃料ピット水位低下が継続する時、同ピットへのスプレイ着手とあるが、福島第一原発4号機の実績を見ても、重大事故対策としては、極めて不十分である。22名で2時間実施とあるが、その後も長時間にわたり作業を継続し続けなければならないはずであり非現実的な対策である。</li>   <li>➤ ロープ式水位計による事故対処の信頼性がわからない。</li>   <li>➤ ガasket材等による事故対処の信頼性がわからない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則第54条等に基づき、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを確認しています。</li>   <li>➤ 「2時間20分で実施」とは、使用済燃料ピットへのスプレイ手順の着手から、スプレイを開始するまでの時間を指しています。一旦、給水流路を確立できていれば、後は定期的にポンプを起動し、使用済燃料ピットの水位を確保することを確認しています。</li>   <li>➤ ロープ式水位計は、申請者が自主的対策のための設備として整備するものです。作業員が使用済燃料ピットに接近可能な場合にしか使用できませんが、電源のない状況等において水位を把握する手段になり得るとしています。</li>   <li>➤ ガasket材等は、申請者が自主的対策のための設備として整備するものです。使用済燃料ピット水の漏えいを完全に止めることは期待できませんが、ポンプ注水により水位を維持出来る程度まで漏えい量を低減する手段になり得るとしています。</li> </ul>

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

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島第一原発で現に起きている汚染水事故対策について検討しておらず、防止策も採られていない。汚染水対策を講じるべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所におけるような汚染水については、まず、これを発生させないことが重要であり、新規制基準では、仮に、炉心が損傷した場合でも放射性物質が格納容器から流出しない対策を要求しています。 また、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 汚染水対策を講じていないことは、格納容器が破損した場合でも、放射能の大量の拡散を防止する策を講ずるよう要求する新規制基準にも違反する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地下水の調査をして、対策を盛り込むべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 55条で想定されている「格納容器の破損」では、破損形態は限定されていない。格納容器の上部から気体状で出るような破損だけを取り上げればよいという根拠はない。事実、福島第一原発では格納容器の下部から直接汚染水が外部に流出している。この事実を教訓として重視すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 川内原発のサブドレン、原発建屋の周囲に掘られた地下水を汲み上げる井戸からは1日に300トン余り汲み上げられていると聞く。この地下水に損傷した格納容器の放射能が混じり汚染水ができるようになった場合、その汚染を検出するシステム、汚染水の発生を抑えるシステム、大量な汚染水から放射能を除染するシステムなどなど、審査が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

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

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉がメルトダウンし、格納容器も破損した場合に備えた準備は「建屋への放水設備」となっているが、原子炉建屋への放水の有効性についての確認が不十分。</li> <li>➤ 大型放水砲の有効性が低いのではないか。この種の放水砲は、通常大規模火災に対する設備として使用されるものであり、飛散するプルームの中の粉塵や希ガスを補足することに有効ではない。</li> <li>➤ 原子炉建屋に対する放水設備が災害時に損傷し、動作しない可能性が高い。</li> <li>➤ 放水作業による敷地内放射能汚染による作業員の被ばく評価及び事故収束作業への影響について検討し、対策を明示すべき。その中では、p. 353「移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、海を水源とし」とあることから、海水に含まれる様々な物質の放射化による影響の評価も含めること。</li> <li>➤ 放射性物質の海洋への流出について、軽石状の吸着剤を配置して拡散の抑制を図るとのことであるが、吸着剤では放射性物質の拡散を抑制できない。</li> <li>➤ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合に発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が整備する方針としている対策は、放水手</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質の拡散が抑制されることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 放水設備の保管場所については、地震、津波の影響を考慮した適切な保管場所に保管することを確認しています。</li> <li>➤ 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水については、作業員は放射線防護具を着用するとともに、設備については放射線の影響を考慮した場所に設置することを確認しています。作業員は、プルーム通過時には被ばくを避けるため代替緊急時対策所にとどまることを確認しています。海水に含まれる様々な物質の放射化による影響は無視できるほど少ないものです。</li> <li>➤ 放射性物質吸着剤は、放射性物質を吸着しやすい性質のため、海洋への放射性物質の拡散抑制に資することが可能であることを確認しています。</li> <li>➤ シルトフェンスについては、設置許可基準規則第55条において要求している海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備に対応するものであることを確認しています。</li> </ul>

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

ご意見の概要	考え方
<p>段、吸着材、シルトフェンスだけである。大量の汚染水が発生した場合に、吸着材やシルトフェンスのような不確実な方法に頼っても海洋への流出に対し対応できない。</p>	
<p>➤ シルトフェンスによる抑制効果を検証し、結果を公表すべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 小型船舶によるシルトフェンス設置という作業は、台風などにより、波が高い場合や、豪雨・暴風などの場合には、極めて困難で危険あるいは不可能な作業となる。船舶を使用せずにシルトフェンスの設置する方法が求められる。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 大規模な津波の後に、海上・海中に大量のガレキが漂流している状況で、シルトフェンスを仮に設置することができたとしても、シルトフェンスの健全性が保たれるかどうかは大いに疑問です。漂流ガレキによる破損などを想定するべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東日本大震災の津波では、多くの船舶等が流された。この重大事故等対処設備である小型船舶をどこに設置するかは審査書案には明記されていない。海岸に係留するのであれば、津波に耐えられるとは思えない。高台に設置するのであれば、そこから津波のガレキをかき分けて海に出すまでの手順も確認するべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 施設外への放射性物質の異常な水準の放出をもたらす事態について検討されておらず防止対策も取られていない。</p>	<p>➤ 放射性物質の総放出量は、環境への汚染の視点も含め、その影響をできるだけ小さくとどめるものであることを確認しています。</p>
<p>➤ 「使用済燃料ピットスプレイヘッダ」は「放水設備を用いた屋外</p>	<p>➤ 使用済燃料ピット内燃料体等が著しい損傷のおそれがある場合</p>

IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12関係）	
ご意見の概要	考え方
から……燃料取扱建屋への放水」のための設備ではないはずであり、ここに記載するのは不適切ではないか。	に、使用済燃料ピットスプレイヘッダ等により、淡水又は海水を燃料取扱建屋へ放水（スプレイ）する手順を整備することを確認しています。

IV-4. 13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13関係）	
ご意見の概要	考え方
➤ 海水を重大事故対策に用いる場合、海水を濾過する装置はあるのか。それとも塩分を含んだ水をタンクに補給しても害は無いのか。	➤ 重大事故対処設備の設計方針において、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する方針であることを確認しています。ただし、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とすること、使用時に海水を通水する若しくは淡水又は海水から選択可能な重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とすることを確認しています。

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

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全交流電源喪失・SBOの長期間化について考慮されていない。</li> <li>➤ 第3世代+の原子炉は、72時間はモーターなどの動力に頼ることなく、原子炉崩壊熱除去能力を保つ設計がされている。これに倣って、72時間のSBOでも原子炉崩壊熱除去能力を保つ対策を求める。</li> <li>➤ 炉の圧力が約1.7MPa以下で約0.7MPa以上で、SBO条件では炉（1次冷却水）の冷却水注水手段は準備されていない。</li> <li>➤ 「4-1.2.1.6 ECCS注水機能喪失」、「4-1.2.1.7 ECCS再循環機能喪失」、「4-1.2.1.8 格納容器バイパス」の対策では、外部から交流電源喪失した場合常設の非常用発電機が生きていると想定しているが、東電核災害では非常用発電機が使えない状態であった。非常用発電機が使えない場合は「事象発生から35分後に大容量空冷式発電機が利用可能になり、常設電動ポンプによる炉心注水操作開始は50分後」（221頁）と約35分で電源車で交流電源で回復となっているが、楽観的希望的条件の想定である。</li> <li>➤ 35分で大容量空冷式発電機を使えるようにし、その電力を常設電動ポンプに繋ぎ込んで50分後に注水開始を選択することは合理的であるが、「系統構成、消火ポンプなどの起動、炉心への注水を計3名により、約20分で実施する」（300頁）「系統構成、ディーゼル消防ポンプ等の起動等を計3名により約17分」（316頁）と、常設されているディーゼル消防ポンプでは更に短時間の17分で注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本申請において整備される重大事故等対処設備、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応に必要な電力が維持できる方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ タービン動補助給水ポンプによる注水を行うこと確認しています。</li> <li>➤ 重大事故等対処に係る手順については、想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるよう、実際の操作に係る時間の実績等を確認しています。</li> <li>➤ 審査では、重大事故等対処設備について確認を行いました。「系統構成、ディーゼル消防ポンプ等の起動等を計3名により約17分」については、ディーゼル消防ポンプ等が消火を目的としているため、重大事故等対処設備として要求される信頼性は低いことから、自主的対策のための設備として位置付けられています。</li> </ul>

IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1.14関係）

ご意見の概要	考え方
<p>が可能になっている。50分と17分なら17分を選ぶことが合理的である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 川内原発の ECCS では、駆動電力を必要しない SBO でも稼働する蓄圧注入系は炉圧の点では、蓄圧タンクの窒素ガスが炉（1次冷却系）に流入する圧力の 1.2MPa、それに操作余裕を考慮した炉圧で停止操作する。九州電力は約 1.7MPa としている。だから、最低限その程度の圧力で注水できる性能が必要である。</li> <li>➤ ESBWR(高経済性単純化沸騰水型原子炉)の GDCS(重力駆動冷却系)、約 10メートルの高度差を利用して原子炉に注水するシステムに倣って、宮山池(淡水)から高度差、落差を生かした非能動的注水を炉や格納容器に可能にする整備を提案する。</li> <li>➤ 代替注水手段の電動注水ポンプ、ディーゼルポンプがともに使えない場合も想定して対応策を検討しておくべき。</li> <li>➤ 電源設備や電源の確保は語られているが、その電源を受ける設備の根本問題には触れられていない。福島原発ではポンプ駆動用電動機や電動弁の駆動用電動機の制御盤が原子炉建屋内に置かれていたため、事故時に放射能が原子炉建屋内に拡散し、これらの制御盤にアクセスすることが出来ず、外部の電源車を用意しても的確に電動機を動かすことが出来なかった。電動機の制御盤のみならず、各種計装機器の制御盤は全て原子炉建屋から離れた別棟に設けなければ福島の二の舞は避けられない。原子炉建屋内には、</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は、全交流動力電源喪失時に2次冷却系の強制冷却（注水及び蒸気放出）を実施することとしており、その妥当性を確認しています。</li> <li>➤ 申請者は注水のための手段としてポンプを使用することとしています。</li> <li>➤ 代替炉心注入に用いる可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等は、多様性及び独立性を有しており、規制基準を満たしていることを確認しています。</li> <li>➤ 作業環境（放射線量、温度等）について審査し、作業に支障が無いことを確認しています。</li> </ul>

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

ご意見の概要	考え方
<p>動力用の電線や各種計装、制御配線の接続箱以外の物は置くべきではない。</p> <p>➤ 福島原発事故の教訓では、同じ構内の他号機からの電源供給は当てにされない。福島原発事故を踏まえると、携帯用蓄電池に繋ぎ込むまでは、「圧力、温度、水位、非常用照明等」が全部死んでいる状態となり、整備不能、制御不能の状態が続くのではないか。</p> <p>➤ 発電機をトレーラーに乗せるのではなく、キャタピラ式の運搬車両に乗せるべき。電源車が目的の場所にまで行く途中で大きな地割れや段差等が予測され、タイヤのトレーラーでは運搬が不可能の場合もあると考えられる。</p>	<p>➤ 全交流動力電源喪失時において、所内常設蓄電式直流電源設備は、24時間にわたり、必要な電力の給電を行うことが可能であることを確認しています。</p> <p>➤ アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とすることを確認しています。</p>

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

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 計測系の健全性の保証について、事故対応に必要な主要パラメータが使用不能となった場合に、主要パラメータの計測系を修復し、値を保証する方針と手順を示すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備することを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 表4—4(計測する重要なパラメータ)をみると、従来よりわずかの改善でしかないように見える。具体的にどのように福島原発事故で露呈された欠陥が克服されたのか明確にすべきである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 過酷事故時において原子炉の状態を観察し、把握するための計器類において抜本的な見直しがされていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉内温度の計測範囲は0-500℃が適切。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉圧力容器内の温度については、主要パラメータを計測する計器の計測範囲（表示が400℃までとなっている。）を超えた場合、可搬型計測器にて0～500℃まで計測可能としています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 注水 対処範囲0-140となっているが、代替は114%で可能なのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等時の注水量は0～140m<sup>3</sup>/hであり、主要パラメータ（0～160m<sup>3</sup>/h）により監視可能であることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 一時的に計測範囲を超えるが・・・低下するので、現状で可能とあるが、「低下するので」は実証されているか。計測範囲を超えるが、なぜ「問題ない」とするのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設計基準事故初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下することは実験で確認されており、これにより現状の計測範囲まで低下することから、事故対応が可能とすることを確認しています。</li> </ul>

IV-4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 7日間で100mSvを超えないための手順があいまい。</li>   <li>➤ 中央制御室で把握できる数値を外部でも把握できるようにしつつ、作業工程を確認できるようにする仕組みを整えるべき。</li>   <li>➤ マスクで被ばく低減が図れるのか。</li>   <li>➤ 制御室居住性の基準（7日間で100mSvを超えない）制定の経緯如何。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 中央制御室等の居住性を確保するため、重大事故時に換気空調設備により外気から隔離するなど中央制御室の適切な空調管理を行う手順等を整備していることを確認しています。</li>   <li>➤ 原子炉施設外との通信連絡を行うため、緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する設備、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を整備していることを確認しています。</li>   <li>➤ フィルタ付き全面マスクを着用することで、被ばく低減を図ることが可能です。</li>   <li>➤ 線量については、現行法で規定している緊急時対策に係る放射線業務従事者の線量限度である100mSvとしています。また、期間については、実際の個々の運転員等の被ばく線量は、線量限度を超えないよう管理することが原子炉設置者に義務付けられていますので、必要に応じて、他の運転員等に交代させるなどの措置が講じられることになることから、7日間としています。</li> </ul>

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

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ モニタリングポストやモニタリングステーションの値（空間放射線量率）では、空気中の粉じんに含まれる放射能を評価できず、住民の安全・安心のよりどころとならない。</li> <li>➤ 敷地内外における放射能の測定・空間線量把握のための計測器の設置や各種の観測計器類の設置は適切に行われているのか。また、それをタイムリーに観測して、適切・確実に意思決定を行う対策本部に伝え、地域住民に周知徹底する体制はできているか。</li> <li>➤ 敷地境界での累積放射線量が年間 100mSv におさまっているのか、根拠を示されたい。</li> <li>➤ モニタリングステーション及びモニタリングポストの設置概要が未記載である。人的測定で2時間線量測定すれば、被ばく限度を超過する可能性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は、発電所から放出される空気中の放射性物質の濃度を測定するため、可搬型ダストサンプラを重大事故等対処設備として整備することを確認しています。</li> <li>➤ 重大事故が発生した場合においても、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することを確認しています。また、計測等行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための設備及び手順等が整備されていることを確認しています。</li> <li>➤ 規制基準においては、格納容器破損防止対策の評価項目として、放射性物質の総放出量を確認しています。</li> <li>➤ モニタリングステーション及びモニタリングポストの位置、設備について確認しています。</li> </ul>

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

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 免震重要棟の仮の場所である緊対所はかなり狭く、人が入りきらない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 免震重要棟ができるまで使用する代替緊急時対策所について、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とすることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 免震重要棟が完成していない。九電は免震重要棟の代替施設があると言うが、それは50人程の人しか入らない大きさの部屋に机があるのみと聞いており、そのくらいの施設では過酷事故に対応できない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 放射性物質の除染のためのシャワー設備もなくウエットティッシュでの対応を良しとするのは認められない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 代替緊急時対策所のチェンジングエリア内での身体サーベイにおいて、現場作業を行う要員等に放射性物質による汚染が確認された場合には、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて濡れウエス等による拭き取り除染を行うことを基本とします。また、拭き取りにて除染ができない場合は、簡易シャワーにて汚染部位の水洗による除染を行うことを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 緊急作業100mSvを超過した場合の対応をどのように考えているのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故が発生した場合において、重大事故に対処するための要員等の被ばく線量が100mSvを超えないよう管理をすると共に、中長期においては外部支援を受けることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事故時の体制に関連して、生命の危機や重度の被ばくを伴う作業基準及び待避基準を明確にすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

**IV-4. 19 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係）**

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 九州電力によるERSSの受信障害の発生原因の解決方法によれば、特定の機器、他の事業所等に関わらず回線の切断が必要となり、仮に設備の健全性が確保できても常時使用できる設計とならないこととなるが如何か。</li> <li>➤ 代替電源設備からの給電は、電源喪失時には即座に自動的に切り替えられるべきであり、不適切。</li> <li>➤ 全原発に関してオンラインによる原子炉の運転状況の常時監視体制を確立すべき。</li> <li>➤ 電話は無線などの多様性拡張設備は、重大事故等対処設備に要求される耐震性が十分でない上、設備にも不備があることから、通信連絡設備の代替とはなり得ない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご指摘のケースについては、代替の通信連絡機能により、基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できていたものと判断しています。</li> <li>➤ 通信連絡設備は、非常用所内電源及び無停電電源に接続していることを確認しています。</li> <li>➤ 重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡する手段として、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段があることなどを確認しています。</li> <li>➤ 電話設備や無線連絡設備は、申請者が自主的対策のための設備として整備するものです。重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得るとしてしています。別途、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）等を重大事故等対処設備として適切に整備することを確認しています。</li> </ul>

IV-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 自然現象やテロは予測不可能であり、不測の事態には対応できると思えない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等が発生した場合にも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備が行われる方針であることを確認しています。 設計上の想定を超えるような事態を想定外とせず、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊を想定すること、及びその対策をとるための手順書等を作成し、対応する方針であることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロなどの意図的な破壊に対する具体策が見えず、重大性にどう対応するかの真剣さが伝わらない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大規模損壊時に放射性物質の放出低減のための具体的対策の説明がない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 人為的な飛来物（航空機・ミサイル等）、送電線の切断等への対応を検討すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 中央制御室での監視及び操作が行えない場合の想定として、目視による確認とあるが、まさにこれは「近づけず何も出来ない、お手上げ状態」そのものことであり、無意味。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロや戦争により原発が狙われることを想定した場合の対応策として、原子炉停止、燃料搬出等の対処方針を具体的に記載すべき。格納容器が爆発したら人間には止める手立てがない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策を講じることとしています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 具体的なテロリズムの定義、もしくはテロ行為の具体的累型、事</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

IV-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1関係）

ご意見の概要	考え方
<p>象が想定されていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 意図的な突入や爆撃などを含めて考慮すべき。事故の可能性の範囲は極力広げて予防対策をとるべき。</li> <li>➤ テロの同時多発を想定すべき。大地震と同時にテロが起きることもある。</li> <li>➤ 意図的な航空機落下について航空機落下確率10のマイナス7乗回/炉・年という平時を前提にした確率論は使えない。</li> <li>➤ 主に事後的な対応ばかりが書かれているが、事前的な予防策はないのか。例えば、地震やテロや核ミサイルが落ちてくるような蓋然性が高まったときに、原発をあらかじめ停止するなど。</li> <li>➤ 大型航空機の衝突については、ヨーロッパで格納容器の二重化が導入されているが、我が国で格納容器の二重化を要求しないのは不適切。</li> <li>➤ すべての受電用送電線と送電用送電線が切断された場合、運転中の原子力発電所における対応は大丈夫か。この場合、「全交流動力電源の喪失」の対策としての電池電源や自家発電機の能力を2倍以上に高めるとともに、「送電線切断」を素早く把握できる能力が必要ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 規制基準においては、大型航空機の衝突やテロリズム等により施設が大規模に損傷した状況における消火活動の実施や、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策を求めています。 なお、規制基準においては、満足すべき性能水準を規定しており、二重格納容器といった特定の技術は要求していません。</li> <li>➤ 外部電源喪失に対して、ディーゼル発電機等を整備することを確認しています。また、異常を検知する対策を行うことを確認しています。</li> </ul>

IV-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における手順書、体制の整備に関し、方針の確認だけであり具体的な整備状況について確認していない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大規模損壊に係る審査では原子炉容器内の放射性核燃料が全量大気中に放出される事態も想定すべき。故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災だけを想定しているのはあまりに過小。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大規模損壊が発生した場合には、原子炉放棄、全員待避もありうることを許すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本でもスイスと同等の耐衝撃性設計を求めるべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉圧力容器が破損するような事故が起きた場合、高線量下での人間の活動は限界がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 建屋から100メートルは、福島の結果から見ても不十分。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ スパイや不審者の侵入を防ぐ対策が不十分。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 核物質防護対策については、核物質防護規定の認可において確認しています。</li> </ul>

IV-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ すべての技術者、作業者に対し、工場主である九州電力側が身元を把握することを検討すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉を覆う堅牢な建屋や扉に対して付随する配管設備等は脆弱である。原子炉建屋本体へのテロ攻撃ではなく、建屋内に結ばれている電源、通信、換気、空調、冷却水などの外部配管、開口部や制御盤のテロ対策如何。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 災害発生時に従業員の居場所を把握すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外との連絡に必要な手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備することを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 食料等の備蓄を確認すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 緊急時対策所には、少なくとも外部からの支援なしに1週間、重大事故対処のための活動をするために必要な飲料水及び食料等を備蓄する方針であることを確認しています。また、発電所外部から支援体制として、本店対策本部において必要な資機材の輸送等を実施する体制を整備することを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大規模災害が発生した場合、通信インフラはもちろん、人員・資材の運搬、交通インフラも寸断されることが予想される。大規模なカタストロフは設計により対応困難。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロ対策の検証が非公開で不明。非公開会合での議論を開示すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応については、テロの想定脅威の具体的内容や対策の具体的内容を確認していますが、防護上の観点から公開しておりません。</li> </ul>

IV-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大規模損壊を想定しているのであれば、最悪の事態によってどれだけの被害が生じるのかを想定すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 人員および資機材は分散配置としているが、具体的な配置図がなければ、重大事故時の対応に時間がかかったり、複合災害時に対応不可能な事態を招くのではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 消防車の具体的配置や数量等の記載が無い。消防用ヘリコプター等による空から対処という視点に欠けている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 外部からの具体的な支援・協力体制が決められた上で、安全性を再評価すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 外部からの支援として、関係者と外部支援計画を定め、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣、プラントメーカー及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を整備する方針であることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる場合を考慮するとされているが、具体的体制が示されていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持することを確認しています。 通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練、発電所内又は発電所近傍の対応要員を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練等を実施することを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 訓練が実施されているかの検証がない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

IV-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1 関係）

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ テロにより連絡系統、指揮命令系統が機能しなくなることも考慮しうる。</li> <li>➤ 重大事故対応要員は常時分散待機すべき。</li> <li>➤ 発電所内または発電所近傍に事故対応要員52名及び専属消防隊8名を確保するとあるが、この人数で大規模損壊に対応できると判断した根拠を示すべき。</li> <li>➤ 大規模損壊事故発生時に多くの人員を招集することは、地理的に不可能ではないか。</li> <li>➤ 大型機の衝突による燃料プールへの影響についても確認することが必要。特に、燃料プール内（高層階にあり、衝突の際には損傷度合いが大きいと考えられる）への物体が侵入することは、燃料ラックが変形する等の事象がおき、臨界に達する可能性があると考えられ、その防護策を検討しておくことが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 時間外、休日（夜間）における重大事故対応のための要員は、大規模損壊対応のみならず、分散して待機することを確認しています。</li> <li>➤ 申請者の体制の整備の計画については、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることから、適切なものと判断します。また、大規模な自然災害が発生した場合に、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内の重大事故等対応要員及び専属消防隊等により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整えることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策について確認しています。また、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを確認しています。</li> </ul>

**IV-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1関係）**

ご意見の概要	考え方
<p>➤ カルデラ噴火の場合には発電所の核燃料を別の場所に搬出する必要がある。稼働していない場合及び稼働した場合に分けて、待避のための手順、予め用意しておくべき設備等、待避に掛かる時間などについて想定しておく必要がある。</p>	<p>➤ 川内原子力発電所敷地周辺の火山について、過去の活動履歴や地球物理学的調査から、川内1・2号機の運用期間中に火砕流等の影響が及ぶ可能性は十分小さいとしており、その評価が妥当であると判断しています。</p> <p>また、川内1・2号機の運用期間中に火砕流等の影響が及ぶ可能性が十分小さいことを継続的に確認するために、火山活動のモニタリングを行うこととしています。</p> <p>その上で、事業者は、仮に火山活動の活発化の兆候を把握した場合の対処として、原子炉の停止、適切な燃料の搬出等を実施する方針としており、事業者において具体的な検討がなされる必要があります。</p>

**V 審査結果**

ご意見の概要	考え方
<p>➤ 『九州電力株式会社が提出した・・・許可申請書・・・を審査した結果、当該申請は、・・・に適合しているものと認められる。』と記述されていますが、『当該申請』は間違いで『当該申請書』とすべきです。理由は『申請』は実行を伴っており、『申請書』は書面上のことで、今回の適合はあくまでも書面上のことで、規制委員会は申請の実行に責任を取ることはないと考えるからです。</p>	<p>➤ 本審査書(案)は原子炉等規制法第43条第3の8第2項において準用する第43条の3の6に規定された申請に対する許可の基準への適合性について審査した結果を記載したものであることから、原案のとおりとします。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 113 のローマ数字 4 の 1 行目「原子炉等規制法は・・施行された」: 施行されたのは「原子炉等規制法の改正法」ではないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 113 のローマ数字 4 の 4 行目「施行されている」: 法律の場合と異なり, 規則等を施行したのは規制委員会であるのだから受け身の記載ではなく「施行した」等の主体性のある記載が望まれる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 113 のローマ数字 4 の 5 行目「申請者の計画」: 計画だけを審査するわけではないはず。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者の計画も審査資料としています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 113 のローマ数字 46 行目「(2. 2)」: 後述の記載では 2. 2 以外も対象としているのだが。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 113 のローマ数字 4 の 7 行目「審査の概要」: 後述しているのは「審査の方針」ではないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ あくまで審査の概要として説明しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 113 のローマ数字 4 の 7 行目「用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。」: ここでの記載は不要。(理由: p. 4 の 3 行目ですでに記載済みだから)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 113 の 1. の 1 行目「事故」: 第 37 条第 1 項で規定する「重大事故に至るおそれがある事故」のことか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 113 の 1. (1) の 5 行目「事故シーケンスグループ等」: p. 116 ではなく初めて記載するここで「事故シーケンス部ループ」の用語の定義をするべき。また「等」はなにをさすのか不明。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「等」は格納容器破損における評価事故シーケンスを指します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.113の1.(1)の5行目「類型化する」,7行目「選定する」,最終行「選定する」:主語が規制委員会であると誤読されないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 選定するのはあくまで申請者です。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.113の1.(1)の7行目「選定する」:「事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのなかから選定する」という意味か。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.113の1.(1)の7行目「重要事故シーケンス」:「ある事故シーケンス」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉心損傷防止のためのシーケンスとして重要事故シーケンスと定義しております。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.113の1.(1)の8行目「当該重要事故シーケンス」:「当該事故シーケンス」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.113の1.(1)の9行目「判断できる重要事故シーケンス等を選定する」:「判断できるものを重要事故シーケンス等として選定する」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.113の1.(2)の3行目「有効性」:「有効性評価」としないと申請者ではなく委員会が有効性評価をすると読めてしまう。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 評価者はあくまで申請者です。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.113の1.(2)の6行目「燃料」:核燃料と誤読されないように「ディーゼル発電機の燃料」等としたほうが適当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 記載上燃料と核燃料との区別は必要ないと考えています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.114の3行目「自主的な対応」:判断の基準である,設置許可基準規則第三章及び重大事故等防止技術的能力基準には規定されてい</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者自らが実施する対策です。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>ない。</p> <p>➤ p. 114(2) 丸数字 2 の 1 行目「上記」：どの記載を指しているのか。丸数字 1 の記載には該当する記載が見当たらないが。</p> <p>➤ p. 114(2) 丸数字 3 の記載全体：この記載内容は自主的な対応が事前要求事項であるという前提で書かれているが、それでは「自主的」という言葉の意味と矛盾しているのではないのか。「規則」、「基準」では要求はされていないが申請者が自主的に申請してきた内容に対する審査方針を示すというのであれば理解できるのだが。</p> <p>➤ p. 114 の 3. 「2. 1 項」：他の箇所での記載ぶりと合わせるために「項」は削除するのが適当。</p> <p>➤ p. 115 の 1 行目「方針であること」：「基準」では「方針を示すこと」と規定。</p> <p>➤ p. 115 のローマ数字 4-1 の 2 行目, 4 行目, 6 行目, 8 行目「講じること」：「発電用原子炉施設は・・講じる」というのは日本語として主従がおかしいので、ここは第 37 条の条文の文言のとおり「講じたものであること」とすべき。</p> <p>➤ p. 115 の最終行「原子炉施設」：第 37 条では「発電用原子炉施設」と規定。</p>	<p>➤ この「上記」は前項の 1. 重大事故等の防止のための有効性評価を指しています。</p> <p>➤ ご指摘のとおり、申請者が自主的に取り組む内容を申請したことに対しての方針を示しております。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 規則及び解釈での表現ですので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 116 の 3 行目「有意な頻度又は影響」:「解釈」の規定にしたがえば「以下に示す事故シーケンスグループ等に含まれない有意な頻度又は影響」と記載すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ガイドに従った表現を用いておりますので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 116 の第 2 段落の 2 行目「以下「重要事故シーケンス」という」: p. 113 の 1. (1)での定義と異なるが、定義はひとつであるべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉心損傷防止と格納容器破損防止とで定義を使い分けています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 116 の第 2 段落の 4 行目「重要な事故シーケンス」: ガイドは「厳しい格納容器破損シーケンス」と規定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 116 の第 3 段落の 1 行目「燃料の損傷に至る重要事故シーケンス」: 重要事故シーケンスの定義が第 2 段落の 2 行目の定義（炉心の著しい破損）と異なっている。（ガイドごとで「重要事故シーケンス」の定義は異なっているのであれば審査書でもそれらに合わせた記載とすべき）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査においても明確に使い分けております。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 116 の第 4 段落の 2 行目「想定するとしている」: これを規定しているのは（後述の p. 117 の丸数字 4 に記載されているとおり）ガイドの上部に位置する「設置許可基準規則解釈」ではないのか。ガイドはアプリアリに引用しているにすぎない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 117 の丸数字 4 の a. , b. : 設置許可基準規則解釈の規定のうち最も重要な「水位が低下する」ことの記載が漏れている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 急激な水位低下については大規模損壊として扱います。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 118 の d. の 5 行目「全炉心損傷頻度に対する寄与」:「解釈」（第 37 条 1-1 (b) 丸数字 2)「全炉心損傷頻度」ではなく「炉心損傷頻度」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 損傷頻度を炉全体の発生頻度に対する割合で示す方法です。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
と規定。	
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 121 の 2. (1) の 3 行目「日本原子力学会の PRA に関する実施基準に則った標準的な手法」: p. 117 の 1. (1) 丸数字 1 a. の記載には本手法による記載はないが。また本手法については「解釈」「ガイド」では引用されていないがアプリアリに審査基準として使用していいものなのか。</li> <li>➤ p. 122 の第 2 段落の 4 行目「設置許可基準規則解釈に則った考え方」: 「解釈」には明示的な規定が見当たらないが論拠はなにか。</li> <li>➤ p. 122 (2) の 7 行目「BWR 固有のものを除く」: p. 116 に審査対象として記載されている「必ず想定することを要求している事故シーケンスグループ等」は、運転中事故シーケンスグループに BWR 固有の高圧・低圧注水機能喪失の記載がないことからわかるように PWR に対する要求事項であると考えられる。したがって p. 116 に格納容器破損モードとして記載されている「e. 格納容器直接接触（シェルアタック）」については BWR 固有のものだから除いていいというのは p. 116 の記載と整合していないし、設置許可基準規則解釈にもそのことを許す規定は見当たらない。</li> <li>➤ p. 122 (3) には「解釈」で規定する「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」についての言及がないが審査したのか。</li> <li>➤ p. 124 (4) の 3 行目「それぞれ格納容器破損モード」: 「それぞれの格納容器破損モード」としたほうが日本語的に適当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 解釈及びガイドではなく規則で要求しています。また最新の知見として引用可能なものを用いています。</li> <li>➤ 解釈全般にわたり PRA については触れておりません。</li> <li>➤ シェルアタックについては、PWR の圧力容器下部構造がシェルアタックを起こすような構造ではないとの考察をもって除外していません。発生頻度によるものではありません。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈における必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループと一致することを確認しています。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 126ページ、表4-1：申請者の重要事故シーケンス等の選定について、格納容器破損防止対策の欄：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）の重要事故シーケンスが「外部電源喪失＋非常用所内電源喪失」となっているが、「外部電源喪失＋非常用所内【交流】電源喪失」が正しいのでは？</li> <li>➤ 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の重要事故シーケンスが「外部電源喪失＋非常用所内電源喪失」となっているが、「外部電源喪失＋非常用所内【交流】電源喪失」が正しいのでは？</li> <li>➤ p.127のRoman4-1.2の1行目「第37条」：有効性評価を要求しているのは第37条ではなく「第37条の解釈」であろう。</li> <li>➤ 129ページ、O2解析結果のa.：「……燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は約380℃、1次冷却系圧力の上昇は約16.7MPa[gage]までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は約380℃【に】、1次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約16.7MPa[gage]【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</li> <li>➤ p.130(3)丸数字2の「場合など」：「など」とはなにを指すのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ 設置許可基準規則解釈は、設置許可基準規則の要求内容が、設置許可基準規則解釈のとおり解釈されることを原子力規制委員会の審査基準として示しているものであり、設置許可基準規則によって規制要求がなされています。したがって、原案のとおりとします。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.130(3)の最終行「十分大きい」：重油量の場合と同様に数値で定量的に示すべき。</li> <li>➤ p.135のd.の最終行「0.83MPa [gage]」：空白字挿入の意味は？</li> <li>➤ 136ページ、RCP シール LOCA が発生する場合、a. : 「……PCT は約 380℃、1 次冷却系圧力の上昇は約 16.2MPa[gage] までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……PCT は約 380℃【に】、1 次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約 16.2MPa[gage]【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</li> <li>➤ 136ページ、RCP シール LOCA が発生する場合、b. : 「……原子炉格納容器圧力の上昇は約 0.178MPa[gage] まで、原子炉格納容器温度の上昇は約 110℃までにとどまる。」とあるが、「上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……原子炉格納容器【圧力の上昇は→の最高圧力は】は約 0.178MPa[gage]【まで→に】、原子炉格納容器【温度の上昇は→の最高温度は】約 110℃【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</li> <li>➤ 136ページ、RCP シール LOCA が発生しない場合、a. : 「……PCT は約 380℃、1 次冷却系圧力の上昇は約 16.2MPa[gage] までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……PCT は約 380℃【に】、1 次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約 16.2MPa[gage]【までにとどまる→に抑えら</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査では詳細な数値を確認しており、十分な大きさであることを確認しています。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>れる】。」とすべき。</p> <p>➤ p.138(3)丸数字2の第2段落の4行目「最大負荷」,「給電容量」: p.130(3)丸数字2の5行目の「電力供給量」との違いはなにか。</p> <p>➤ 144ページ、O2解析結果、a.:「……PCTは約340℃、1次冷却系圧力の上昇は約16.2MPa[gage]までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……PCTは約340℃【に】、1次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約16.2MPa[gage]【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p> <p>➤ 144-145ページ、O2解析結果、b.:「……原子炉格納容器圧力の上昇は約0.350MPa[gage]まで、原子炉格納容器温度の上昇は約134℃までにとどまる。」とあるが、「上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……原子炉格納容器【圧力の上昇は→の最高圧力は】は約0.350MPa[gage]【まで→に】、原子炉格納容器【温度の上昇は→の最高温度は】約134℃【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p> <p>➤ 150ページ、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」、O2解析結果、a.:「……PCTは約360℃、1次冷却系圧力の上昇は約18.5MPa[gage]までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……PCTは約360℃【に】、1次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約18.5MPa[gage]【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 150ページ、「負荷喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の解析結果、a. : 「……PCT は約 360℃、1 次冷却系圧力の上昇は約 18.5MPa[gage]までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……PCT は約 360℃【に】、1 次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約 18.5MPa[gage]【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ p.152(3)の丸数字2の5行目「電力供給源」: 他の箇所では「電力供給量」としているがここだけ異なる理由はなにか。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 156ページ、O2 解析結果、b. : 「……原子炉格納容器圧力の上昇は約 0.211MPa[gage]まで、原子炉格納容器温度の上昇は約 119℃までにとどまる。」とあるが、「上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……原子炉格納容器【圧力の上昇は→の最高圧力は】は約 0.211MPa[gage]【まで→に】、原子炉格納容器【温度の上昇は→の最高温度は】約 119℃【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 160ページ、O2 解析結果、a. : 「……1 次冷却系圧力の上昇は約 16.2MPa[gage]までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……1 次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約 16.2MPa[gage]【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 160ページ、O2 解析結果、b. : 「……原子炉格納容器圧力の上昇は約 0.211MPa[gage]まで、原子炉格納容器温度の上昇は約</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>119℃までにとどまる。」とあるが、「上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……原子炉格納容器【圧力の上昇は→の最高圧力は】は約 0.211MPa[gage]【まで→に】、原子炉格納容器【温度の上昇は→の最高温度は】約 119℃【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p> <p>➤ p.161 丸数字 3 の a. の 2 行目「炉心露出開始時間」:「時間」は「時刻」のほうが適当では。</p> <p>➤ 167 ページ、インターフェイスシステム LOCA の解析結果、a. : 「……PCT は約 380℃、1 次冷却系圧力の上昇は約 16.2MPa[gage] までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……PCT は約 380℃【に】、1 次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約 16.2MPa[gage]【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p> <p>➤ 167 ページ、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の解析結果、a. : 「……PCT は約 340℃、1 次冷却系圧力の上昇は約 16.2MPa[gage] までにとどまる。」とあるが、「圧力の上昇は……までにとどまる」という表現は不正確。「……PCT は約 340℃【に】、1 次冷却系の【圧力の上昇は→最高圧力は】約 16.2MPa[gage]【までにとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p> <p>➤ 170 ページ、4-1. 2. 2 格納容器破損防止対策、(c) : 「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること</p>	<p>➤ 経過時間を意味する場合もあるので「時間」としていません。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ 規制委員会の定める審査ガイドの表現をそのまま用いているため、原案のとおりとします。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>(※9)。」とあるが、(※9)では「Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること」となっている。したがって、「放射性物質の総放出量」は「放射性物質のうち、Cs-137の放出量」とすべき。</p> <p>➤ 174-175ページ、O2 解析結果、b. : 「……原子炉格納容器圧力・温度はそれぞれ、約0.355MPa[gage]、約133℃までの上昇にとどまる。」とあるが、「までの上昇にとどまる」という表現は不正確。「……原子炉格納容器【圧力・温度→の最高圧力・最高温度】はそれぞれ、約0.335MPa[gage]、約133℃【までの上昇にとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p> <p>➤ 181ページ、e. : 「原子炉格納容器内保有水量が1700m3に到達した時点で原子炉格納容器圧力が0.283MPa[gage]に到達していない場合は一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。」とあるが、「原子炉格納容器内保有水量が1700m3に到達した」ことをどのようにして確認するのか？</p> <p>➤ 181ページ、O2 解析結果、c. : 「……原子炉格納容器圧力・温度はそれぞれ、約0.345MPa[gage]、約138℃までの上昇に留まる。」とあるが、「までの上昇に留まる」という表現は不正確。「……原子炉格納容器【圧力・温度→の最高圧力・最高温度】はそれぞれ、約0.345MPa[gage]、約138℃【までの上昇にとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p> <p>➤ 187ページ、O3 不確かさの影響評価、a. 解析コードにおける不確かさの影響 : 「解析コードには、……炉心ヒートアップ、加圧</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ 水位計若しくは投入される水量を確認しています。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>器逃がし弁からの冷却材放出、原子炉圧力容器における溶融燃料のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心－冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損・溶融【の→に】の係る不確かさがある。」</p> <p>➤ 189ページ、(2) 1次系強制減圧の継続性：「このため、規制委員会は、原子炉圧力容器破損の時点まで1次系強制減圧を継続できることが重要であるため、原子炉圧力容器上部プレナム気相温度が高温になることにより減圧の継続に支障が生じないこと【を】示すよう求めた。」[「を」の脱字]</p> <p>➤ 192ページ、○2 解析結果、a.：「……原子炉格納容器圧力・温度はそれぞれ約0.262MPa[gage]、約122℃までの上昇に留まる。」とあるが、「までの上昇に留まる」という表現は不正確。「……原子炉格納容器【圧力・温度→の最高圧力・最高温度】はそれぞれ約0.262MPa[gage]、約122℃【までの上昇にとどまる→に抑えられる】。」とすべき。</p> <p>➤ 193ページ、2. 審査結果：「規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。」とあるが、「水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低い」ことは、発生する可能性を否定しない以上、甘い審査である。水蒸気爆発を評価に加えるべきである。</p> <p>➤ 199ページ、2. 審査結果：「また、イグナイタにより、可燃状</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ 水蒸気爆発についてはトリガリングを行わなければ再現しないという多くの知見が存在しており、それに従って判断しています。</p> <p>➤ 解析ではイグナイタの効果は期待しておりません。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCI によるさらなる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができることを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。」とあるが、197 ページ、O1、d. では「イグナイタは、12 基設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。」とあり、矛盾する。イグナイタに期待しない場合の解析を行わせるべきである。</p> <p>➤ 200 ページ、(2) 水素対策の強化：「申請者は、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌などにより水素濃度が均一化することを示したものの、仮に格納容器ドーム頂部で水素が滞留又は成層化した場合においても、早期段階から確実に処理するために、格納容器上部ドーム頂部付近にもイグナイタを設置することとした。これにより、規制委員会は、水素燃焼による格納容器破損防止のための適切な対策が行われることを確認した。」とあるが、197 ページ、O1、d. では「イグナイタは、12 基設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。」とあり、矛盾する。イグナイタに期待しない場合の解析を義務づけるべきである。</p> <p>➤ 207 ページ、O2 解析結果、a.：「使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 14 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。」とあるが、PWR の使用済燃料ピットのライナーの最高使用温度は 95℃であり、使用済燃料ピットのコンクリート躯体の強度評価の温度条件は 6</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 短期でのコンクリートの腐食は僅かであり、使用済燃料ピットへの注水のみではピットの健全性が大きく損われるものではないことを確認しております。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>6℃である。使用済燃料ピット内の水温が100℃を超えることは、最高使用温度及びコンクリート躯体の強度評価条件を逸脱することを意味する。また、コンクリートの耐熱温度は66℃（長時間について）である。こうした点を考慮すれば、長期間にわたって使用済燃料ピットへの注水のみではピットの健全性は維持できないはずである。こうした点を踏まえない審査は極めて甘いと言わざるを得ない。評価をやり直させ、使用済燃料ピットの最高使用温度を超えた場合の対策を提示させるべきである。</p> <p>➤ p. 208 の d. の 5 行目「沸騰前の実効増倍率が十分低い」：JAERI 臨界ハンドブック等では実効増倍率が0.95以下であれば未臨界であるとしているのであるから、2行目に記載の「0.95」は未臨界としては最大の値であり「十分低い」とは言い難い。</p> <p>➤ 209ページ、(3) 必要な要員及び燃料等、○3：「本想定事故の対応に必要な燃料としては、事故発生6時間20分後からの運転を想定した7日間の使用済燃料ピットへの注水、さらに、7日間のディーゼル発電機等の運転を考慮する場合等に必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。」とあるが、7日間を超えた場合の対応はどうするのか？</p> <p>➤ p. 216 の d. の 3 行目「実効増倍率が1.00(臨界)」：JAERI 臨界ハンドブック等では実効増倍率が0.95以下であれば未臨界としているのではないのか。(つまり0.96なら臨界状態とみなすべき)</p>	<p>➤ ほう酸濃度が高い場合における記載であるため、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 事故発生7日間以降、燃料等が残っているとともに外部への支援を含めて検討されていることを確認しています。</p> <p>➤ 臨界はあくまで実効増倍率が1.0の時をさします。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 222 (3) 丸数字 2 の 4 行目「ために,」: 意味不明。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 227 の b. の 1 行目の「保守的な値 (大きい)」: 「保守的な (大きい) 値」と記載したほうが適当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 227 の最終行、p. 228 の 1 行目: 重油量の単位記号の「リットル」は他の箇所と字体を合わせるのが適当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 230 の e. の 3 行目「デガード」, 4 行目「デカード」: どちらが正しい用語なのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2 3 2 ページ、4-1. 2. 4. 4 反応度の誤投入、(3) 必要な要員及び燃料等、○2: 「本重要事故シーケンスが発生し、使用済燃料ピットへの給水、代替緊急時対策所への電源供給を 7 日間継続する場合等に必要となる重油量は約 19. 2kL の重油が必要となる。」とあるが、「使用済燃料ピットへの給水、代替緊急時対策所への電源供給」がなぜ必要になるのか? これらは、「反応度の誤投入」に対する有効性評価とは関係がなく、誤記では?</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2 3 6 ページ、○3 審査過程における主な論点、a. 炉心水位計算値の不確かさ評価: 「さらに、膜沸騰熱伝達モデルの特性により、燃料棒表面の熱伝達率【が→を】最大で 40%程度低く予測する傾向があり、被覆管温度を高めにより予測するとした。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2 3 8 ページ、(2) SPARKLE-2、○1 申請内容、b. : 「プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5 であり、ベースとしている</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請内容に係る部分であり、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
RELAP-3Dについては、欧米において実績がある。」とあるが、文意不明。ここの記述と SPARKLE-2 との関係は？	
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 244 の c. の 3 行目「欧州」:「欧州委員会」のほうが適当。</li> <li>➤ p. 244 の c. の 4 行目「NUPEC」:「旧日本原子力研究所」と同様に「旧 NUPEC」と記載すべき。</li> <li>➤ p. 244 の d. の 5 行目「MPa」: ここだけ[gage]ではなく絶対圧なのか。</li> <li>➤ 245 ページ、(4) GOTHIC の上:「……さらに FP 放出速度についての感度解析を通じて、炉心溶融時点で線量率から炉心損傷【を】検知する手段への影響が小さいとしていることを確認した。」 [「を」の脱字]</li> <li>➤ p. 246 の 10 行目「規制委員会は・・認められる」:「認めた」としないと文章的におかしい。(p. 248 の 3 行目にも同様の記載あり)</li> <li>➤ p. 251 の 6 行目「6 日間までに」:「6 日間以内に」のほうが日本語的に適正。</li> <li>➤ 254 ページ、○3 複数号炉の同時被災への対応【解釈 3c)】、b. : 「要員を発電所近傍に常時確保し、1 号炉及び 2 号炉の同時【発災→被災】が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ 増減の変化量を示しています。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ 規制委員会において認めることを指しています。</li> <li>➤ 審査基準における記載のとおりであり、原案のとおりとします。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 255 ページ、○10 外部からの支援体制の整備【解釈3 j)】、b. : 「緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。」とあるが、「全社大」の意味不明。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ P257 「IV-3.1 重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）」の「2. 支持力」において、「緊急時対策所（免震重要棟内）を切る東西及び南北方向の二つの評価対象断面を設定して動的解析を行い」と記載しているが、評価対象断面は一つではないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 266 ページ、○6 アクセスルートの確保：「屋内及び屋外において、想定される重大事故等【へ】の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の……」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 267 の Roman4-4.1 「基準 1.1」：本文の 2 行目では「基準 1.1 項」なのでどちらかに統一するのが適当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準 1.1 項に統一します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 270 ページ、「○2 重大事故等対処設備の設計方針」の上：「……上記 d. の対策が第 44 条等要求事項【(二) → 二)】に対応するものであることを確認した。」「漢字の「二」でなく、カタカナの「ニ)」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 270 の 9 行目「第 44 条等要求事項イ)」：p. 268 の 1. (1) イ) のことを指すのであろうが一読では理解しがたい。p. 268 において略語として定義したほうが適当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.270 の 11 行目「第 44 条等要求事項二)」: 漢数字の「二」ではなくてカタカナの「ニ」を記載すべき。</li> <li>➤ p.271 の 4 行目「運転員等 1 名」: 運転員でない者がひとりで操作することもあるということか。</li> <li>➤ 271 ページ、下から 3 行目: 「……Old. の対策が第 44 条等要求事項【二）→二)】に対応するものであること、……」〔漢字の「二」でなく、カタカナの「ニ)〕</li> <li>➤ 274 ページ、上から 2 行目: 「さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。」</li> <li>➤ 274 ページ、脚注(※27): 「申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能」は以下のとおりとしている。」は表現不適切。「申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態」における「設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能」を以下のとおりとしている。」とすべき。</li> <li>➤ p.274 の脚注の米印 27「申請者は」: p.274 の 1. (1) は規制委員会の判断基準についての記載なのだから申請者の解釈ではなくて規制委員会の解釈を記載すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見のとおり、重大事故等発生時において、重大事故等対策要員のうち運転対応要員による操作も想定しています。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 275ページ、○2-1：「現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプ【の→を】起動・運転継続するための設備及び手順等」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 278ページ、下から2行目：「規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、【1次冷却材→1次冷却系】が高圧時に原子炉を冷却するための……」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ P280 下から10行目 4-4.2 「補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合…」は、「補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合…」ではないか。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 281ページ、下から2行目：「さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 282ページ、脚注（※33）：「申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能」は以下のとおりとしている。 ・2次冷却系の注水及び蒸気放出による1次冷却系統の減圧機能。」とあるが、表現不適切。「申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態【】における【】設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能」【は→を】以下のとおりとしている。 ・2次冷却系【へ】の注水及び蒸気放出による1次冷却系統の減圧</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
機能。」	
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 283 ページ、脚注※35) : 「有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流【動力】電源喪失」、……」</li> <li>➤ 284 ページ、上から5行目 : 「……重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</li> <li>➤ 285 ページ、c. の下 : 「規制委員会は、申請者の計画において、a) 加圧器逃がし弁は、駆動用の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）から供給される駆動用【空気→窒素】の設定圧力について、格納容器最高使用圧力に対し十分な余裕を考慮して設定していること、主蒸気逃がし弁は、人力により現場の手動ハンドルにて操作するが、重大事故等時の環境条件においては必要に応じて要員の防護措置を講じることにより確実に操作できること、b) 加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用【空気→窒素】を窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）から供給すること、……」〔「空気」を「窒素」に〕</li> <li>➤ 285 ページ、「○3 手順等の方針」の上 : 「また、規制委員会は、申請者が○1 に掲げる重大事故等対処設備について、第46条等要求事項ホ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。」とあるが、「ロ）」への適合について記述されていないのはなぜか？</li> <li>➤ 286 ページ、最下段段落 : 「以上のとおり、規制委員会は、○1a.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ 審査書の注記34のとおり、代替電源に関する設備及び手順等については、IV-4. 14において整理しています。</li> <li>➤ 審査書(案)の注記34のとおり、代替電源に関する設備及び手順</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>及びb.の対策が規則46条等要求事項イ)、ハ)、ニ)に対応するものであること、○1c.の対策が第46条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、○1a.に掲げる重大事故等対処設備が第46条等要求事項ホ)に適合する設計方針であること、○1に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。」とあるが、「ロ)」への適合について記述されていないのはなぜか？</p> <p>➤ 288ページ、b.の下の段落：「c)復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水【を】補給するまでの間、水源を確保する設計であることなどを確認した。」</p> <p>➤ 291ページ、脚注(※37)：「申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能」は以下のとおりとしている。」は表現不適切。「申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態【】における【】設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能」【は→を】以下のとおりとしている。」とすべき。</p> <p>➤ p.291の脚注の米印37「申請者は」：p.291の1.(1)は規制委員会の判断基準についての記載なのだから申請者の解釈ではなくて規制委員会の解釈を記載すべき。</p> <p>➤ p.292の脚注の米印38「手順等について」：「手順等について」と修正するのが適当。</p>	<p>等については、IV-4.14において整理しています。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 292 ページ、(2) : 「申請者は、有効性評価（第37条）（※39）において、【1次冷却材→1次冷却系】低圧時に原子炉を冷却するため……」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 292 ページ、(3) : 「規制委員会は、【1次冷却材→1次冷却系】低圧時に原子炉を冷却するために……」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 292 ページ、脚注（※38） : 「代替電源に関する設備及び手順等【に】については、……」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 292 ページ、脚注（※39） : 「有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流【動力】電源喪失」、……」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 293 ページ、c. の下 : 「規制委員会は、○1 a. の対策が47条等要求事項イ）、○1 b. の対策が第47条等要求事項ロ）に対応するものであることを確認した。」とあるが、「ハ）」への対応が記述されていないのはなぜか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書(案)の注記38のとおり、代替電源に関する設備及び手順等については、IV-4. 14において整理しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ P293 上から7行目 4-4. 4 「A格納容器スプレイポンプ」は、「格納容器スプレイポンプ」ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 294 ページ、「(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等」の上 : 「以上のとおり、規制委員会は、○1 a. の対策が第47条等要求事項イ）、○1 b. の対策が第47条等要求事項ロ）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書(案)の注記38のとおり、代替電源に関する設備及び手順等については、IV-4. 14において整理しています。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>に対応するものであること、……」とあるが、「ハ）」への対応が記述されていないのはなぜか？</p> <p>➤ P 298 下から 12 行目、下から 3 行目 4—4. 4 「B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）」は、「充てん／高圧注入ポンプ」ではないか。</p> <p>➤ 299 ページ、○3 手順等の方針、a. : 「この手順は、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの水源【からの】補給操作、同タンクを水源とした原子炉への注水等を計 7 名により実施する。」</p> <p>➤ 299 ページ、b. の下 : 「……d) 格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンク【へ】の補給、原子炉への注水の継続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。」</p> <p>➤ 302 ページ、脚注（※43） : 「申請者は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は以下のとおりとしている。・【原子炉補機冷却水海水設備→原子炉補機冷却海水設備】及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能」〔設備名は「原子炉補機冷却海水設備」が正〕</p> <p>➤ 303 ページ、脚注（※44） : 「……「全交流【動力】電源喪失」、……「全交流【動力】電源喪失」をいう。」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.307 の3(1)丸数字4の3行目：自動動作であれば「着手する」、「実施する」という記載は不適當。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 310ページ、脚注（※47）：「……「全交流【動力】電源喪失」、……「全交流【動力】電源喪失」をいう。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 315ページ、3. 自主的対策における設備及び手順等：「規制委員会は、申請者に対して、重大事故等【への】対処をより確実に実施するため、」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 316ページ、表4-4. 6-1の上：「規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等【への】対処【を→が】より確実に実施される方針であることを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 316ページ、最下行：「……重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.317の1.(1)の最終行「丸数字1 格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等」：この記載はなにを意味しているのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 317ページ、(3)：「……重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 318ページ、○2 重大事故等対処設備の設計方針：「申請者は、○1に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、A、</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>B格納容器再循環ユニット等は原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保する【ことである】としている。」</p> <p>➤ 320ページ、3. 自主的対策のための設備及び手順等：「規制委員会は、申請者に対して、重大事故等【への】対処をより確実に実施するため、」</p> <p>➤ 323ページ、表4-4. 7-1の上：「規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等【への】対処【を→が】より確実に実施される方針であることを確認した。」</p> <p>➤ 325ページ、(3)：「……重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</p> <p>➤ P325 下から8行目 4-4. 8  「充てん／高圧注入ポンプ（高圧又は低圧注入ライン使用、あるいは、充てんライン使用）」は、「充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入ライン使用、あるいは、充てんライン使用）」ではないか。  「余熱除去ポンプ（高圧又は低圧注入ライン使用）」は、「余熱除去ポンプ（低圧注入ライン使用）」ではないか。</p> <p>➤ 326ページ、下から2行目：「また、規制委員会は、申請者が○1a. 及びb. に掲げる重大事故等対処設備について、第51条等要求事項【二）→ニ）】及びホ）に適合する設計方針であることを確認した。」〔漢字の「二」でなく、カタカナの「ニ」〕</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 328ページ、e. の下：「規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための手順として○3-1) a.、b. の順に、また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための手順として、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は○3-2) a.、b.、c.、d. の順に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は○3-2) e.、d. の順に設定して明確化していること、……」とあるが、「○3-2) e.、d. の順に」は「e.」のみであるので、次のようにすべき。「規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための手順として○3-1) a.、b. の順に、また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための手順として、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は○3-2) a.、b.、c.、d. の順に【設定して明確化し、また】、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は○3-2) 【e.、d. の順に設定して→e. の手順を】明確化していること、……」</p> <p>➤ 328ページ、下から4行目：「……○1a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備が第51条等要求事項【(二) →二)】、ホ) に適合する設計方針であること、……」〔漢字の「二」でなく、カタカナの「ニ」〕</p> <p>➤ 329ページ、(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順：「また、これらに関する【重要事故→重大事故】等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。」</p>	<p>➤ 申請者が当該手順において、e.、d. の順に優先順位を設定していることを確認していることから原案のとおりとします。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 329ページ、3. 自主的対策における設備及び手順等：「規制委員会は、申請者に対して、重大事故等【への】対処をより確実に実施するため、」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 332ページ、1行目：「規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等【への】対処【を→が】より確実に実施される方針であることを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 333ページ、上から4行目：「さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p.337の7行目「さらに」以降の作業に必要な人員数の記載が漏れている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 338ページ、表4-4.9-1の上：「規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 340ページ、(1)「窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）」の意味不明。「窒素ポンベ（【アニュラス空気浄化ファン弁用→アニュラス空気浄化設備ダンパ駆動用】）」の意味か？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、アニュラス空気浄化系の弁に窒素を供給し、弁を駆動するためのものです。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 343ページ、表4-4.10-1の上：「以上により、規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等【へ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>の】対処【を→が】より確実に実施される方針であることを確認した。」</p>	
<p>➤ 344 ページ、4-4. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1.11 関係）：「さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 346 ページ、(3)：「なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ P350 上から9行目 4-4. 11 「使用済燃料ピット補給用水中ポンプ」は、「燃料取替用水タンク、2次系純水タンク」ではないか。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 350 ページ、表4-4. 11-1の上：「規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 351 ページ、4-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12 関係）：「さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であるか</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>を確認した。」</p> <p>➤ P 353 上から 18 行目 4—4. 1 2 「放水砲は、1 号炉及び 2 号炉の同時使用を想定し、それぞれで 1 セット（合計 2 台）を保管する。」となっているが、「1 号炉及び 2 号炉で 1 セット（合計 2 台）を保管する。」ではないか。</p> <p>➤ P 355 上から 1 行目 4—4. 1 2 「使用済燃料ピット線量率の指示値上昇により使用済燃料ピットへのアクセスが不可能と判断される場合には、…」は、「燃料取扱建屋に近づけないと判断される場合には、…」ではないか。</p> <p>➤ 3 5 6 ページ、3. 自主的対策における設備及び手順等：「規制委員会は、申請者に対して、重大事故等【への】対処をより確実に実施するため、」</p> <p>➤ 3 5 6 ページ、表 4—4. 1 2—1 の上：「規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等【への】対処をより確実に実施される方針であることを確認した。」</p> <p>➤ 3 5 7 ページ、4—4. 1 3 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備及び手順等（第 5 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 3 関係）：「さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>➤ 358ページ、(3)：「なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ P360 下から1行目 4—4. 13 「可搬型電動低圧注入ポンプ」は、「取水用水中ポンプ」ではないか。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ P361 下から7行目、P362 上から3行目、上から15行目、下から17行目 4—4. 13 (2) 1対策と設備の項に記載されている、1—1) c、1—2) e、1—4) h及びiの水を供給するための対策は、他の条文と重複しているため第37条への記載は不要ではないか。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ P363 上から12行目 4—4. 13 「原子炉納容器サンプ」は、「格納容器再循環サンプ」ではないか。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 363ページ、O2—4) 使用済燃料ピットへの水の供給、h.の下： 「規制委員会は、……c) 余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入機能が喪失【した】場合に、……」</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>
<p>➤ 364ページ、O3—1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水の供給、b.：「復水タンクの破損等【により→による】燃料取替用水タンクを水源とする1次冷却系のフィー</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
ドアンドブリードの手順については……」	
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 365 ページ、3. 自主的対策における設備及び手順等：「規制委員会は、申請者に対して、重大事故等【への「】」対処をより確実にするため、……」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ P366 上から15行目 4-4. 13 「ろ過水貯蔵タンクサンプル弁」は、「消防隊専用採水口弁」ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 367 ページ、(3) 炉心注入及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等、O2：「……又は1次冷却材配管【大破断が、発生し→大破断が発生し】、……」[「、」不要]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 367 ページ、(3) 炉心注入及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等、O3：「……又は1次冷却材配管【大破断が、発生し→大破断が発生し】、……」[「、」不要]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 368 ページ、表4-4. 13-1の上：「規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等【への】対処【を→が】より確実に実施される方針であることを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 369 ページ、上から2行目：「さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であることを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 373 の e. の 3 行目：自動動作であれば「着手する」という記載は不適當。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ P 374 上から 5 行目 4—4. 1 4 「大容量発電機」は、「大容量空冷式発電機」ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 3 7 6 ページ、上から 3 行目：「……重大事故等【への】対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 378 の「表 Roman4-4. 15-1」の圧力の単位には[gage]の記載がないがすべて絶対圧なのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 379 の「重要な監視パラメータ欄」の 6 段目「原子炉格納容器内」：空白字は不要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 380 の主要パラメータ欄の 2 段目の括弧内の数字の前後の空白字の意味はなにか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 381 の主要パラメータ欄の 2 段目の「水源 の確保」：空白字の意味はなにか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 387 の丸数字 2 の 3 行目「2 系統」：中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環フィルタユニットは 2 系統ではないはず。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ P 387 下から 14 行目 4—4. 1 6 「中央制御室遮蔽」は、不要ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 390 の Roman4-4. 17 の 1 行目「監視測定設備について」：設備についてだけでなく、監視測定等に関する手順等についても確認したのでは。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 当該記載は、監視測定設備についての確認に関する記載であり、監視測定等に関する手順等についての確認に関する記載は同章で記載していることから、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 390 の Roman4-4. 17 の 4 行目「モニタリングポストが」：「モニタリングポストを」とすべきところ。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 390 の Roman4-4. 17 の 8 行目「放射性物質」：「気体状の放射性物質」として対象を明確にするべき。(10 行目で「気象条件」とし「海象」は対象外としていることとの整合)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 水中、土中の放射性物質のモニタリングも対象としていることから、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 390 の最終行「方針であるか」：自主的対応は要求事項ではないのであるから「方針であること」等とするのが適当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査の方法であるため、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 391 の 1. (1) の冒頭「第 31 条第 5 項」：規則第 31 条の条文には第 5 項は存在しないはず。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 391 の 1. (1) の 2 行目「供給」：主語は「モニタリングポスト」なのだから「受電」とすべき。(解釈の規定のとおり「電源復旧までの期間を担保できる」のほうがさらに適当なのは言うまでもない)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 391 のホ)「モニタリングは」：p. 392 の丸数字 6 と同様に「モニタリングについて」のほうが適当。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ p. 393 の第 2 段落の 3 行目「非常用ディーゼル発電機」：他のページでの記載「ディーゼル発電機」との違いはなにか。</li> <li>➤ p. 394 の丸数字 1 の最終段落の 1 行目「第 60 条等要求事項」：本用語の定義の記載が必要。</li> <li>➤ p. 394 の丸数字 1 の最終段落の 3 行目「対応する」：二)へは対応していないのか。</li> <li>➤ p. 396 の g. の最終行「1 箇所当たり約 2 時間で実施」：何名で実施するのかの記載が漏れている。</li> <li>➤ p. 400 のチ)「少なくとも外部からの支援なしに 1 週間」：「少なくとも」は「期間」への形容詞なのであろうから「外部からの支援なしに少なくとも 1 週間」と記載するのが適当。(p. 401, p. 406 にも同様の記載箇所あり)</li> <li>➤ p. 403 の d. の 3 行目の「緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS)」：すでに p. 377 で略号を定義済みなのになぜそれを記載しないのか。後述での同様の記載 (p. 410 の丸数字 1 の a. の 2 行目など) についても同様。</li> <li>➤ SPDS は 377 ページ目に「緊急時運転パラメータ伝送システム (以下「SPDS」という。)」と書かれているが、その後も 403、410、411 ページで「緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS)」と書かれている。2 回目以降は SPDS とするか、最初の (以下「SPDS」とい</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 審査書(案)の注記 6 8 のとおり、代替電源への対応については、「IV-4. 14」で整理しています。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ 審査基準における記載であり、原案のとおりとします。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> <li>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記	
ご意見の概要	考え方
<p>う。)を削除しないと不整合となる。</p> <p>➤ P404 下から3行目、P405 上から3行目、上から10行目、上から18行目、P406 上から6行目 4-4. 18 3-1、3-2、3-4の手順等に記載されている「操作を○名により・・・」は、「操作を総括班他○名により・・・」ではないか。</p> <p>➤ P407 上から3行目、P407 上から11行目(表4-4.18-1中) 4-4. 18 「電力保安通話用電話設備」は、「電力保安通信用電話設備」ではないか。</p> <p>➤ p. 407 の Roman4-4. 19 の5行目「発電所外」: 第35条第2項では「発電用原子炉施設外」と規定。</p> <p>➤ ERSS は略語一覧にあるが、本文では409ページに「緊急時対策支援システム(ERSS)」という形式でしか登場しない。この場合一覧に掲載する意味は無い。</p>	<p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ ご意見を踏まえ、修正します。</p> <p>➤ 審査書(案)において、わかりやすさの観点から「発電所外」に記載を統一しています。</p> <p>➤ 略語として用いるため、原案のとおりとします。</p>

**その他の御意見について**

**平成 2 6 年 9 月**

ご意見の概要	考え方
<p>【審査全般】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今回の審査書案は安全を担保するものではないと田中委員長が発言している。発電所の安全は担保されていないため、再稼働してはならない。</li> <li>➤ 福島第1原発事故の実体説明が不十分なまま再稼働させるのはおかしい</li> <li>➤ 福島事故が収束していないことから、重大事故等対処設備に関して環境条件や荷重条件を満たしていると判断できないのではないか。</li> <li>➤ 重大事故が発生したときの事故の責任は誰にあるのか。審査書案に、責任の所在を記載すべき。</li> <li>➤ 申請者が行った評価に対し、規制委員会・規制庁が自ら調査を行ったうえで判断するべきではないか。</li> <li>➤ 本審査の責任範囲、規制委員会名簿、事務局名簿、本審査書の枠外で原子力発電所の安全に関わる項目とその担当者を明示して下さい。</li> <li>➤ 原発のリスクがどの程度残ったかについて、規制委員会はリスク評価文書をつくり至急公表していただきたい。我々が知りたいのは規制強化によってどの程度リスクが減り、原発の安全性が今後どの程度保証されるのかについての委員会の判断である。</li> <li>➤ Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認とあるが、実際にはこれを超える残余のリスクがあることを明示すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今般の審査は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて定めた新規規制基準への適合性を確認したものであり、地震、津波といった自然現象の想定や、重大事故に対応するための設備及び手順等の実現可能性などを厳しく審査しました。しかし、安全に絶対はありません。安全追求に終わりではなく、より一層の安全を追求すべく、事業者には努力を継続するよう促しつつ、当委員会としても不断の努力をしていきます。</li> <li>➤ 安全確保の一義的責任は事業者が負い、規制当局は、事業者の活動が法令の要求を満たすことを確認します。なお、審査の過程において、必要に応じ、現地調査やボーリングコアの直接確認等を行うこととしています。</li> <li>➤ 審査の対象や範囲は審査書（案）の冒頭に明記しています。また、審査会合やヒアリングへの出席者を議事録等において明らかにしています。</li> <li>➤ 原子力規制委員会では、事故による大量の放射性物質の放出頻度を安全目標として、セシウム137の放出量が100TBqを超えるような事故発生頻度が「100万炉年に1回」程度を超えないように抑制されるべきと言う目標を設定しています。 これは規制基準として直接的に用いられるものではありませんが、新規規制基準を満たした原子炉については、この安全目標についても概ね達成できるものと考えています。 川内原子力発電所については、様々な重大事故を想定した上</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案には、具体的な設備や手順の記載がなく、原子力規制委員会は、事業者が申請書に記載した方針を確認することで、適合性を判断している。方針を確認しただけでは、安全性を担保することはできない。</li> <li>➤ 川内原子力発電所の地震、津波及び火山に対する安全性について、詳細設計を審査しない段階で判断できるのか。</li> <li>➤ 原子炉の構造的弱点の評価を行わずに附属設備の強化のみでよしとしたことは問題。</li> <li>➤ 大地震、大津波、火山大爆発の経験者が何人いるのか。</li> <li>➤ 不法な侵入の防止に関連して、警察の関与は当然あると思いますが、警備を担当する警備会社の規模・能力を求めたり、従業員の安全性の確認方法も評価してはいかがでしょうか。特に後者について、政治的信条的な偏りから、内側から破壊活動をするおそれは十分あると思われます。もちろん憲法上信条的なところは計れないにしても、前科の確認や一般の採用試験でも活用されているYG性格検査を実施するなど、リスクを減らす取り組みはできるのではないのでしょうか。</li> </ul>	<p>で、最も厳しいケースにおいては、放出される放射性物質のうちセシウム137の放出量は約5.6TBq（※7日間の数値）になると評価されています。これを上回る事故が発生することや、想定通りの事故対応が出来ないこともあり得ますが、新規制基準を踏まえて準備した様々な対応により、その可能性は相当程度低く抑えられるものと考えています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記したものです。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定変更について審査していきます。</li> <li>➤ 設置許可基準規則は、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が原子炉等による災害の防止上支障がないことを確認するものとして定めたものであり、この基準への適合性を審査しているものです。</li> <li>➤ 警備体制等の核物質防護対策については、核物質防護規定の認可段階において確認しています。また、原子力規制委員会において、有識者からなる「核セキュリティに関する検討会」を開催し、個人の信頼性を予め確認しておく仕組みについて現在検討を進めているところです。</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 定期検査の機会を利用して、重大事故対策の訓練を行うことを保安規定で定めるべき</li>   <li>➤ 過去、PRA は積極的には活用されてこなかった。過去の実態をかんがみて原子力規制委員会に実施内容を確認できるだけのノウハウの蓄積は存在するのか。</li>   <li>➤ 原子炉安全専門審査会委員を審査会合に参加させるべき。</li> <li>➤ 適合性審査を、それぞれの分野の有識者を入れて公開でやり直すべき。</li> <li>➤ 九電が補正を出してから一度も開催していない更田委員チームと島崎委員チームをそれぞれ実施し、その際に、異論を述べている多くの有識者、地震学者や火山学者を集めて再検討する必要がある。</li> <li>➤ 火山 地震 地盤 竜巻 津波 被ばく評価 内部火災 等のガイドについてそもそもすべて申込者である、九州電力株式会社が過去の文献やデータ等で作成したもので各分野の専門家の意見を加味していることの明記が一切ない事に対して「適切なものであることを確認した」とは決して決して認めることは出来ない。</li>   <li>➤ 福井地裁による大飯原発3, 4号機運転差止請求の判決を考慮し、再稼働してはならない。当該判決による指摘をまじめに検討しなければならない。</li>   <li>➤ 過去に川内原子力発電所の建設時に実施されたボーリング調査に</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準において、重大事故対策に係る訓練の実施等が義務付けられているとともに、必要に応じ保安検査で確認することとしています。</li>   <li>➤ 審査に必要な専門的知見・ノウハウは十分に有していますが、今後ともその拡大に努めるべきと考えます。</li>   <li>➤ 原子力規制委員会は、独立した立場で、科学的・技術的見地から審査し、自ら責任を持って判断をすることが役割です。審査は、委員及び規制庁職員に加え、本年3月1日に原子力規制委員会に統合したJNESが蓄積した専門的知見等を活用しつつ進めてきており、また、必要に応じ、外部専門家の意見を聴取してきています。なお、規制基準等は、専門家を交えた検討チームにより議論を行い、意見を踏まえたものとなっています。</li>   <li>➤ 原子力規制委員会は、原子炉等規制法に基づき、原子力発電所の規制に必要な基準を設定し、原子力発電所がその基準に適合しているか否かを確認することが役割です。</li>   <li>➤ 適合性審査の過程において申請者から提示されるボーリング試</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<p>において試料のねつ造があったとの内部告発があったことを踏まえると、今回の安全審査における地質調査等の結果も信用できないのではないか。</p> <p><b>【審査基準】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島第一原発事故を踏まえた ECCS の機能や耐震性の再確認もしていない、川内原発のような加圧水型原子炉の格納容器は、ただ大きいだけで、水素爆発防止のための窒素ガス注入も行われず、また、水素爆発防止対策もいい加減だし、そもそも格納容器自体が沸騰水型のそれに比較して強度が 1 / 2 程度しかない、過酷事故時の原子炉圧力容器内部を計測する水位計・圧力計・温度計などの基本的な計測器についての見直しもしていない、蒸気発生器という加圧水型に特有の地震に弱い機器類への耐震対策もおざなり、スリーマイル島原発事故の教訓も生かされずなど、そもそも原発全体の基本設計を根本的に見直さずに、小手先の付け足し安全対策をつけている。</li> <li>➤ 特定重大事故対処施設は設置に猶予期間が設けられており、現時点では設置されていないため、再稼働は認められない。</li> </ul>	<p>料等については、必要に応じ現地において実物を確認することとしています。仮に、今後、不正の事実があれば、厳正に対処することになります。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故については、基本的な事象進展等について整理されています。これを踏まえ、新規制基準を制定しました。</li> <li>➤ 昨年 7 月に施行した新規制基準において、重大事故を起こさないための対策に加えて、大規模自然災害やテロを含めて様々な事象により万一重大事故が起きた場合の対策として必要な機能をすべて備えていることを求めています。  施行後 5 年までに実現を求めている特定重大事故等対処施設は、これらの必要な機能を満たした上でその信頼性をさらに向上させるための対策です。</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ コアキャッチャー、格納容器の二重化、格納容器熱除去設備が基準に含まれていないなど、新規制基準自体に不備がある。</li>   <li>➤ 環境に放出される Cs137 放出量評価の評価期間において、30～100日間で原発一基当たり100テラベクレルまで放出を認めるとは、あまりに緩すぎる。等価線量にすれば300ミリシーベルトに相当するわけで、作業員や周辺住民への影響を考えればあり得ない数値である。</li>   <li>➤ 新規制基準では、「立地審査指針」は廃止されているのはいったいどういうことか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準においては、個別の機器の設置を求めるのではなく、炉心溶融防止対策や格納容器破損防止対策等のために必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する「技術」は指定しないのが国際的にみても一般的です。規制要求を満たすのであれば、ご指摘の設備に限らず、他の方法でも問題ありません。        なお、ご指摘の欧州の基準は、新設の原子炉に係るものであり、欧州でも全ての既設の原子炉に対して、ご指摘のあった技術の導入を義務付けるような基準にはなっていないと承知しています。</li>   <li>➤ Cs137の放出量100TBqは、原子炉格納容器が破損し、放射性物質の異常な水準の放出を防止するための措置の有効性評価において、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを確認するために設定したものです。</li>   <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故において、従来の立地審査指針で想定していた事故の規模を上回る事故が発生したことを踏まえ、これまでの立地審査指針を用いた立地評価についても、その内容を見直すこととしました。具体的には、従来の「重大事故」、「仮想事故」として想定した放射性物質の放出量を用いる考え方を改め、重大事故等対処施設として必要な機能があることを前提に、重大事故等が発生した場合を想定した上で、申請者が行った解析評価について、そのような事態の下でも、基本設計ないし基本的設計方針において、炉心の著しい損傷を防止又は原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震動や津波の評価手法は従来の考え方を踏襲しており、東京電力福島第一原子力発電所事故以前と変わっていないのではないかと。</li>   <li>➤ 1995年の兵庫県南部地震のような衝撃的な上下動による影響が考慮されておらず、極短周期の高周波の地震波による被害を規制基準として取り上げる必要があるのではないかと。</li>   <li>➤ 技術的能力には、環境管理体制（環境マネジメントシステムの導入義務づけ）がかけている。</li> </ul>	<p>常な水準の放出を防止するという観点から、重大事故等対策の有効性を確認することとしています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東日本大震災等の教訓を踏まえ、基準を強化しています。具体的には、基準地震動の策定にあたり、原子力発電所の敷地の地下構造を三次元的に把握することや、複数の活断層の連動性について考慮することを求めるほか、活断層の長さや深さ、地震発生層の不確かさを考慮することを求めています。また、基準津波の策定にあたっては、複数の津波波源を選定し、様々な不確かさも考慮した上で既往最大を上回るレベルの基準津波を想定することなどを求めています。</li>   <li>➤ 震源極近傍における極短周期地震による影響については、未解明の部分があり、検討が進められていると承知しています。今後、新たな知見が得られ、実用可能な手法が得られた場合には、必要に応じ、規制に取り込みさらなる安全の向上に取り組んでいきます。なお、地震ガイドでは、震源が敷地に極めて近い場合の地震動評価において、十分な裕度を考慮して地震動評価を行うこと等を求めています。川内原子力発電所では、該当するような断層等はありません。</li>   <li>➤ 原子炉等規制法において事業者に対して要求されているのは、発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力です。環境管理体制はこれらに含まれる技術的能力</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉施設の共通の技術的要件について、点検時の操作性も考慮すべき。</li> <li>➤ すべての事故シーケンスは、本来、炉心損傷防止対策と格納容器破損防止対策の両方を実施すべきではないのか。このように、どちらかに分類するのはおかしいのではないか。</li> </ul> <p>【意見募集の進め方】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 平和的利用について、パブリックコメントに付さなくても良い理由を明確にすべき。</li> <li>➤ 平和的利用の基準に適合していないのではないか。</li> <li>➤ 経理的基礎についてパブリックコメントに付さなくても良い理由を明確にすべき。</li> <li>➤ 重大事故発生時の対応について、住民と地域産業に対する保障等が可能な経理的基礎の有無について審査を行う必要がある。</li> <li>➤ パブリックコメントは科学的・技術的意見だけではなく広く意見を募集すべき。</li> <li>➤ 具体的な内容が、工事計画認可や保安規定認可の審査で確認されるなら、その内容もパブリックコメントにかけるべきである。</li> <li>➤ 集まったパブコメの扱いについて不明確。あらゆる意見を公正に集約し、公開・審議し、行政運営に反映させるべき。</li> </ul>	<p>ではありません。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則第12条第4項において、安全施設は運転中または停止中に試験、検査ができるものであることを要求しています。</li> <li>➤ 事故シーケンスを網羅的に検討した上で、炉心損傷防止については事故シーケンスグループ毎に最も厳しい事故シーケンス、格納容器破損防止については格納容器破損モード毎に最も厳しい事故シーケンスを抽出していることを確認しています。</li> <li>➤ 本意見募集は、今回の審査がこれまでの基準を抜本的に改正した新規制基準に基づく初めての審査であることから、基本的な判断となる設置変更許可に係る審査結果を取りまとめた審査書（案）に対し、科学的・技術的意見を広く募集することとしたものです。平和的利用や経理的基礎については、基準の変更等はなかったため、パブリックコメントにかける必要はないと考えています。なお、これらの事項に対する審査結果は、平成26年度第17回原子力規制委員会の資料1に記載しています。</li> <li>➤ 頂いたご意見については、同様の意見を集約した上で、原子力規制委員会の考え方を示すとともに、必要な場合には審査書</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ネットがない、操作できない、原本を見れない者の声はどうやって届けるのか。</li> <li>➤ 提出期間が短すぎる、書式を変更すべき</li> </ul> <p>【結果説明】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 立地・周辺自治体で説明会を実施し納得を得るまで審査書の確定や再稼動はすべきではない。</li> <li>➤ 安全を主張する専門家と批判する専門家が意見を交わし、市民の判断を助けるような場が必要。</li> <li>➤ 規制委員会は原子力発電所の稼動など周辺への影響が考えられる事案について事前に地元住民への情報提供、議論の場、その結果の説明の場を設けることを要望する。</li> <li>➤ 規制委員会は九州電力の説明を聴くだけで、それに対して批判的な検証を行っている専門家や市民団体の意見を、公式には一度も聴取しておらず、また、川内原発の周辺自治体の意見聴取も行っていない。審査書案を撤回すべき。</li> <li>➤ 事業者の申請書は、装置の寸法、材質などが空白となって隠されている情報がある。国民が重要な情報を入手することができず、審査書の妥当性を評価できないため問題だ。</li> </ul>	<p>(案)に反映しています。また、頂いたご意見については、個人情報等を除き、原則としてすべて公開します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 意見募集の実施にあたっては、政府が実施する他の意見募集にならない、電子政府の総合窓口 [e-Gov] を利用しています。</li> <li>➤ 立地自治体からの要請に基づく住民への説明の機会等を通じて、国民に対し分かりやすい説明を行っていきたいと考えます。</li> <li>➤ 事業者からの申請書等は、原子力規制委員会の業務運営の透明性の確保のための方針に基づき、原則として公開することとしていますが、行政機関の保有する情報の公開に関する法律第5条の不開示情報に該当すると考えられる情報については、公開していません。</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 数学的な記法で論理関係と事実を記述し半自動証明の形で論理関係の確認と証明過程全ての記述を行う形式手法を導入すれば記述の透明性は大きく改善され、确实性の点でも向上します。シミュレーション設定の明記と形式手法を用いた論理関係の精査を求めます。</li> <li>➤ 専門家である第三者にも理解できるように根拠を審査書に記載し、規制の予見性を高めるべき。</li> <li>➤ 審査書にも引用している文献のリストを付けるべきである。</li> <li>➤ 審査書に個別の評価結果が記載されていない、評価において十分等と記載されており定量的な評価がなされていない等のことから、審査結果にどの程度の信頼性があるのか疑問である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今般の審査書（案）は、新規制基準に係る適合性確認結果を記した最初の文書です。今後の審査において、より良い審査書を作成するよう努めていきます。</li> <li>➤ 規制基準は、満足すべき性能水準を規定し、それを実現する方法の詳細は指定しないのが一般的であり、原子力規制委員会としても、このような考えの下、必要十分な規制基準及びその解釈、審査ガイド等を定め、提示しました。 また、審査では、申請された内容について基準への適合性を丁寧に確認してきており、審査書（案）には、単に審査結果を示すだけではなく、審査で主に論点となった点を示すなどの工夫を行っています。 今後の審査においても、より良い審査書を作成するよう努めていきます。</li> <li>➤ 審査において用いた法令等は記載しています。なお、審査書（案）に記載している文献等は、申請者から提出された資料からの引用であり、個々の出典はそれぞれの資料に記載されています。</li> <li>➤ 審査において、個別の評価内容についても確認しており、申請者が行った評価の条件や不確かさの考慮等の妥当性を確認しています。</li> </ul>

ご意見の概要	考え方
<p><b>【高経年化対策】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 高経年化対策が審査書案に含まれていない。川内発電所の高経年化対策について、審査をしなければ許可を出してはならない。</li> <li>➤ 風化、劣化についての想定がありません。</li> </ul> <p><b>【長期停止の影響】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 長期間停止したプラントの劣化が懸念されるので、地元住民への説明が必要。</li> <li>➤ 3年もの間停止していることのプラントの評価をまず行うべき。</li> </ul> <p><b>【原子力防災】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地域住民の避難計画が原子力規制委員会の審査対象になっていないため、審査書案には不備がある。</li> <li>➤ IAEA 等で提唱されている「深層防護」の概念に照らすと、第5層が抜けている。</li> <li>➤ 緊急事態対応のため、申請者側の通信連絡設備や手順のみならず、外部の通信連絡先の機能も審査すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 高経年化対策としては、原子炉等規制法に基づき、運転開始後30年を経過する原子炉施設について、10年ごとに、蒸気発生器を含む機器等の劣化評価及び長期保守管理方針を含めた保安規定変更認可を行い、その後の遵守を義務付けています。</li> <li>➤ 原子力発電所については、停止中であっても事業者が保守管理を実施しており、また、事業者の活動が適切になされることについては、保安検査等により確認しています。</li> <li>➤ 原子力防災については、原子力災害対策特別措置法に基づき、対応が講じられます。</li> </ul>

## その他の主なご意見

今回の意見募集では、その他、多くの貴重なご意見をいただきました。今後の原子力規制委員会、原子力規制庁の活動にあたっての参考とさせていただきます。

- 規制委員会は、福島事故を収束させることを最重要課題とすべき。
- 規制委員会は活断層に厳しい意見を言う委員を辞めさせて原発関連企業から寄付や報酬を得ていた人物に入れ替えた。信頼性が疑われている。
- 申請者のイベントツリーの想定は、日本原子力学会の提案する手法によって行われている。この学会は、福一原発の過酷事故を引き起こした日本の原子力産業・行政に重要な役割を果たし、事故後も原子力発電の推進を目指す団体である。そうした団体が提案する「確率論的リスク評価」を批判的検討もなく、「標準的な手法」と認める『審査書』の姿勢は、原子力規制委員会による規制基準審査の中立性を疑わせるものとなっている。
- 米国では NRC が全体を統括して、そのもとに多くの国立機関が、安全性について科学的で、体系的に研究活動しており、9. 1 1 後、アメリカ政府は、検証実験を大々的に行い、結果を広く公開した。このような事実を見ると、アメリカ国民は、アメリカ政府を信頼することができる。
- 「安全文化」は現場において立会いながら確認しなければ分からない。審査書発行に先立って、そのような確認作業が必要。
- 定期的な保全訓練や安全活動への取組の公開性を義務付けるべき。
- 安全性よりも経済性を優先した安全対策ではいけないということが、福島第一原発事故の教訓。安全対策と経営問題の競合をどのように解決するのかのプロセスが検討されていない。
- 緊急時作業の被ばく限度の線量を 250mSv にする動きがあるが、低線量被ばくの害について研究が進んでない中、被ばく限度を引き上げるのは問題でないか。
- 本審査請求は、上位の法令（原子炉等規制法、原子力規制委員会設置法、社会権規約）に違反する新基準に適合したに過ぎず審査結果が適法になることはない。
- 受動的な長期安全性をもった使用済核燃料貯蔵の技術的・経理的体制があるかを、運転要件として審査するべき。
- これまでの規制基準と比べ、どこがアップグレードしているかを各審査項目に記載すべき。
- 誤動作防止のため、自動弁、手動弁とも、開閉信号とインターロックをとり、P&I には、すべての弁が記載されることや、弁の開閉確認は電力の担当者が P&I に記録し、操作後に電力関係者が複数で確認することを求めるべき。

- 工事計画認可申請書には、破壊板は安全弁出口側には該当する設備がないため記載しないとしているが、入口と出口の両方に設置が必要ではないか。破壊板については、消防法にも基準があるが、出口に破壊板が設置されていなければ、当該基準に規定された試験に準じていないのではないか。当該試験に合格できないのではないか。
- ESBWR（高経済性単純化沸騰水型原子炉）のGDCS（重力駆動冷却系）、約10メートルの高度差を利用して原子炉に注水するシステムに倣って、宮山池（淡水）から高度差、落差を生かした非能動的注水を炉や格納容器に可能にする整備を提案する。
- なぜ、乾式貯蔵への移行を義務付けないのか。
- 原子炉主任技術者への負担が大きすぎる。世界にアピールできる新たな資格制度等を作り、総合的な安全技術者の育成を強化し、他事業の範となり得るよう取り組むべき。
- 規制委員会が筆記試験と、シミュレーターによる模擬試験を行って、九電運転員全員が合格しなければ再稼働は出来ないと考える。運転員だけでなく、本社の対応も試験すべき。
- オフサイトセンター改修終了前の判定は理解できない。
- UPZが30kmでは狭すぎる。
- 重大事故が発生した際の省庁間や地方自治体、医師会等との連携について、審査書案に明記すべき。
- 事故後の避難者の放射線防護、被ばく管理、放射線による健康被害、環境の放射能汚染の除染等の対策に関して審査の対象になっていない。
- 事故拡大回避のために必要に応じてベント等により放射性物質を施設外部へ放出することへの同意を、関係住民から得ておくべき。
- 申請者が想定している教育訓練の内容、進捗状況、対応能力の向上の可能性などの情報について、適切に公表した上で、国民各層からの意見を聴取すべき。
- 通報類を即座に一般公開する通信もしくは放送設備の設置を追加する。
- 事故発生時の事故情報の集約について明確ではない。国が情報に絡むと遅くなると共に事実が隠蔽される。電力会社に一元化し、スピーディ等の情報は民間委託すべき。
- 原子力施設内に監視カメラやマイクを設置し、国民がいつでも閲覧できるようにしたり、事故時の対応が明らかになるようにすべき。
- 福島原発の溶融炉心の落下については、発表に2ヶ月を要したが、審査に際して検討したのか。
- 地下水の調査・汚染水対策がなく、地元合意の仕組みもない。
- 建屋地下での漏水の記載がないが、建設時の建屋地下での漏水の有無について資料を提出させるべき。
- 核廃棄物の最終処分場がないのに、原子力発電所を再稼働させるのはおかしい。
- 原発で作る電気は安くない。
- 日本が原子力から撤退することにアメリカは反対しているが国民の安全を追求すべき。

- 安全で生活を脅かささない対策を十分にとれば再稼動しても良い。
- 原発立地地域振興として再生可能エネルギーの開発拠点化を考えるべき。
- 地球上の生き物が全て共存共栄のために科学を活用すべき。
- 原発を海外に輸出するべきではない。
- 原発の危険性の本質はそのスケール自体にひそむことを理解すべき。
- 電力会社は国民より自社の利益を優先的に考える会社であると思われ。電力会社と政治家との癒着が酷い。このような気質の会社に原発を稼動させるのは危険。利潤追求のために住民の恐怖を与えたり犠牲を強いてはいけない。
- 電力会社や当局である経済産業省の放射能被害の現実から目をそらす態度がある。
- 九州電力は重大事故時の周辺住民が受ける被害を検討し対策を立てる社会的責任があるのではないか。原発メーカーにも事故の責任を負わせるべき。

# (修正案)

## 九州電力株式会社川内原子力発電所の 発電用原子炉設置変更許可申請書

### (1号及び2号発電用原子炉施設の変更) に関する審査書

(原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号  
(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)

平成26年9月10日

原子力規制委員会



## 目次

I	はじめに	1
II	発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	5
III	設計基準対象施設	11
III-1	地震による損傷の防止（第4条関係）	11
III-1.1	基準地震動	11
III-1.2	周辺斜面	19
III-1.3	耐震設計方針	19
III-2	設計基準対象施設の地盤（第3条関係）	28
III-3	津波による損傷の防止（第5条関係）	30
III-3.1	基準津波	31
III-3.2	耐津波設計方針	35
III-4	外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）	51
III-4.1	外部事象の抽出	52
III-4.2	外部事象に対する設計方針	53
III-4.2.1	竜巻に対する設計方針	54
III-4.2.2	火山の影響に対する設計方針	59
III-4.2.3	外部火災に対する設計方針	67
III-4.2.4	その他自然現象に対する設計方針	75
III-4.2.5	その他人為事象に対する設計方針	77
III-4.3	自然現象の組合せ	78
III-4.4	大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮	79
III-5	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）	80
III-6	火災による損傷の防止（第8条関係）	80
III-7	溢水による損傷の防止等（第9条関係）	91
III-8	誤操作の防止（第10条関係）	98
III-9	安全避難通路等（第11条関係）	99
III-10	安全施設（第12条関係）	99
III-11	全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）	102
III-12	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）	103
III-13	原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条関係）	105

III-14	安全保護回路（第24条関係）	106
III-15	保安電源設備（第33条関係）	106
IV	重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力	111
IV-1	重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）	113
IV-1.1	事故の想定	113
IV-1.2	有効性評価の結果	125
IV-1.2.1	炉心損傷防止対策	125
IV-1.2.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失	125
IV-1.2.1.2	全交流動力電源喪失	130
IV-1.2.1.3	原子炉補機冷却機能喪失	138
IV-1.2.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	140
IV-1.2.1.5	原子炉停止機能喪失	146
IV-1.2.1.6	ECCS注水機能喪失	152
IV-1.2.1.7	ECCS再循環機能喪失	156
IV-1.2.1.8	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA, 蒸気発生器伝熱管破損）	161
IV-1.2.2	格納容器破損防止対策	168
IV-1.2.2.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）	169
IV-1.2.2.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）	177
IV-1.2.2.3	高温熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	183
IV-1.2.2.4	原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用	188
IV-1.2.2.5	水素燃焼	193
IV-1.2.2.6	熔融炉心・コンクリート相互作用	199
IV-1.2.3	使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策	204
IV-1.2.3.1	想定事故1	204
IV-1.2.3.2	想定事故2	208
IV-1.2.4	停止中の原子炉の燃料損傷防止対策	211
IV-1.2.4.1	崩壊熱除去機能喪失	212
IV-1.2.4.2	全交流動力電源喪失	217
IV-1.2.4.3	原子炉冷却材の流出	222
IV-1.2.4.4	反応度の誤投入	227
IV-1.2.5	有効性評価に用いた解析コード	231
IV-2	重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等 防止技術的能力基準1.0関係）	247
IV-3	重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第	

4 3 条関係)	254
IV-3. 1 重大事故等対処施設の地盤 (第 3 8 条関係)	254
IV-3. 2 地震による損傷の防止 (第 3 9 条関係)	256
IV-3. 3 津波による損傷の防止 (第 4 0 条関係)	260
IV-3. 4 火災による損傷の防止 (第 4 1 条関係)	260
IV-3. 5 重大事故等対処設備 (第 4 3 条関係)	261
IV-4 重大事故等対処設備及び手順等	265
IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等 (第 4 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 関係)	265
IV-4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等 (第 4 5 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 関係)	271
IV-4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等 (第 4 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 関係)	279
IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等 (第 4 7 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 関係)	289
IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等 (第 4 8 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 5 関係)	300
IV-4. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等 (第 4 9 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 関係)	307
IV-4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等 (第 5 0 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 7 関係)	315
IV-4. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備及び手順等 (第 5 1 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 関係)	321
IV-4. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等 (第 5 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 9 関係)	330
IV-4. 1 0 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等 (第 5 3 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 0 関係)	337
IV-4. 1 1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等 (第 5 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 1 関係)	342
IV-4. 1 2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等 (第 5 5 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 2 関係)	349
IV-4. 1 3 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備及び手順等 (第 5 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 3 関係)	355

IV-4. 1.4	電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1.14関係）	366
IV-4. 1.5	計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15関係）	373
IV-4. 1.6	原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16関係）	381
IV-4. 1.7	監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係）	387
IV-4. 1.8	緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18関係）	396
IV-4. 1.9	通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係）	404
IV-5	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2.1関係）	410
V	審査結果	415
	略語等	416

## **I はじめに**

### **1. 本審査書の位置付け**

本審査書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第43条の3の8第1項に基づいて、九州電力株式会社(以下「申請者」という。)が原子力規制委員会(以下「規制委員会」という。)に提出した「川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)」(平成25年7月8日申請、平成26年4月30日、同年6月24日及び同年9月4日補正)(以下「本申請」という。)の内容が、

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

に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

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

### **2. 判断基準及び審査方針**

本審査では、以下の基準等に適合しているかどうかを確認した。

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

(3) 同条同項第4号の規定に関する審査においては、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「設置許可基準規則解釈」という。）

同条同項第4号の規定に関する審査においては、設置許可基準規則解釈において規定される、実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火災防護基準」という。）に適合しているかどうかについても確認した。

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

- (1) 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第13061910号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火山ガイド」という。）
- (2) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第13061911号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「竜巻ガイド」という。）
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第13061912号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「外部火災ガイド」という。）
- (4) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（原規技発第13061913号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「溢水ガイド」という。）
- (5) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第13061914号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「内部火災ガイド」という。）
- (6) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061915号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「有効性評価ガイド」という。）
- (7) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061916号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「SFP評価ガイド」という。）
- (8) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061917号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「停止中評価ガイド」という。）

- (9) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（原規技発第 13061918 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「被ばく評価ガイド」という。）
- (10) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発第 1306191 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地質ガイド」という。）
- (11) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306192 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地震ガイド」という。）
- (12) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「津波ガイド」という。）
- (13) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第 1306194 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地盤ガイド」という。）

### 3. 本審査書の構成

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

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

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

「Ⅴ 審査結果」には、規制委員会としての結論を示した。

なお、同一施設であって、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の双方の機能を有するもののうち、原子炉制御室等、監視設備、緊急時対策所及び通信連絡設備に関する審査内容については、「Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」において、設計基準対象施設としての基準適合性に関する審査内容と併せて示した。

また、1号炉と2号炉の審査内容が共通する場合には、号炉ごとではなく、まとめて記載した。

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

本審査書で用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

## Ⅱ 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係る部分に限る。)は、発電用原子炉設置者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力があることを、同項第3号は、発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることを要求している。

このうち、本章においては、原子炉を設置するために必要な技術的能力及び原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力についての審査結果を記載する。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力についての審査結果は、Ⅳ-2、Ⅳ-4及びⅣ-5で記載する。

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

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

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### 1. 組織

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 設計及び工事並びに運転及び保守の業務は、川内原子力発電所原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)で定めた業務所掌に基づき実施する。
- (2) 設計及び工事の業務は、本店発電本部の各担当部門及び技術本部の土木建築部門(以下「原子力関連部門」という。)並びに本発電所の担当課

それぞれにおいて実施する。なお、設計及び工事の業務のうち、現地における管理は本発電所の担当課において実施する。

- (3) 運転及び保守の業務は、本発電所の担当課において実施する。なお、自然災害及び重大事故等の非常事態に際しては、本発電所に設置する原子力防災組織により、運転及び保守の業務を実施する。なお、この組織は、本店に設置する原子力防災組織とも連携する。
- (4) 保安規定等の法令上の手続きを要するものについては、本店の原子力発電安全委員会において審議し、本発電所で使用する手順については、本発電所の川内原子力発電所安全運営委員会において審議する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守の業務を実施する原子力関連部門及び本発電所の担当課並びに原子力発電安全委員会及び川内原子力発電所安全運営委員会については、本店と本発電所の役割分担を明確化するとしており、更に自然災害及び重大事故等の非常事態に対応するための組織として、原子力防災組織を設置し、対応するとしていることなど、申請者の組織の構築については適切なものであることを確認した。

## 2. 技術者の確保

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

申請者は、以下のとおりとしている。

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

規制委員会は、原子力関連部門及び本発電所における、技術者数の推移、採用実績及び訓練実績により、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な技術者

及び有資格者である技術者を確保していること、及び、今後とも計画的かつ継続的に採用、教育及び訓練を実施するとしていることなど、申請者の技術者の確保については適切なものであることを確認した。

### 3. 経験

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 本発電所 2 基及び玄海原子力発電所 4 基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験に加えて、約 40 年にわたる運転及び保守の経験を有する。
- (2) また、アクシデントマネジメント対策である代替再循環、代替補機冷却、格納容器自然対流冷却及び格納容器内注水を可能とするための設備改造を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である大容量空冷式発電機、高圧発電機車、仮設ポンプ等の配備を通じた設計及び工事並びに運転及び保守の経験を有する。
- (3) さらに、国内外への関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する。

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

### 4. 品質保証活動体制

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 社内の体制
  - ① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成する活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含め

た品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づいて品質マニュアルを定める。

- ② 本店各部門及び本発電所並びに監査部門である本店の原子力・保安監査部においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める。
- ③ 社長は、品質マニュアルに基づく方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する。また、実施部門の管理責任者である発電本部長の下、本店各部長及び発電所長は、同方針に基づき各部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善する。
- ④ 監査部門の管理責任者である原子力・保安監査部長は、原子力関連部門の各部長及び発電所長とは独立した立場で監査を実施する。
- ⑤ 社長は、管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行う。
- ⑥ さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、組織全体に共通する活動については本店の原子力品質保証委員会において審議し、一方、本発電所において実施する活動は川内原子力発電所品質保証委員会において審議し、それぞれの審議結果を業務へ反映する。

## （２）設計及び工事並びに運転及び保守の品質保証活動

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

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守の業務における品質保証活

動については、品質マニュアルを定めた上で、その品質マニュアル等の下で調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、評価、改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築していることなど、申請者の品質保証活動体制の構築については適切なものであることを確認した。

## 5. 技術者に対する教育・訓練

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

申請者は、以下のとおりとしている。

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

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

## 6. 原子炉主任技術者等の選任・配置

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者の免状を有し、実務経験を有する者から、原子炉ごとに選任する。
- (2) 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うこととし、原子炉施設の運転に関して必要な指示ができるよう、職務の独立性が確保された原子炉保安監理担当として配置する。
- (3) 原子炉主任技術者の代行者は、原子炉主任技術者の要件を有する課長以

上の職位の者から選任する。

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

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

### **Ⅲ 設計基準対象施設**

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

#### **Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）**

第４条は、設計基準対象施設が耐震重要度に応じた地震力に十分に耐えることができる設計とすることを、また、基準地震動による地震力及び基準地震動によって生じるおそれがある斜面の崩壊に対して耐震重要施設の安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

##### **Ⅲ－１．１ 基準地震動**

- １．地盤モデル
- ２．震源を特定して策定する地震動
- ３．震源を特定せず策定する地震動
- ４．基準地震動の策定

##### **Ⅲ－１．２ 周辺斜面**

##### **Ⅲ－１．３ 耐震設計方針**

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

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **Ⅲ－１．１ 基準地震動**

設置許可基準規則解釈別記２（以下「解釈別記２」という。）は、施設の耐震設計に用いる基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が行った地震動評価について審査した結果、本申請における基準地震動は、各種の不確かさを考慮して適切に策定していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

## 1. 地盤モデル

### (1) 解放基盤表面の設定

解釈別記2は、基準地震動を設定する解放基盤表面は、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度が概ね700m/s以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないことを要求している。

申請者は、本発電所敷地周辺の地質・地質構造に関する調査について以下のように評価を示した。

- ① 地質調査及び弾性波探査の結果、1号炉周辺ではP波速度が約3.2km/s、S波速度が約1.5km/s、2号炉周辺ではP波速度が約4.0km/s、S波速度が約1.8km/sの岩盤が相当の広範囲にわたり基盤を構成していることが確認されており、解放基盤表面を当該岩盤中の原子炉格納施設基礎設置位置の標高（以下「EL.」という。）-18.5mに設定している。

規制委員会は、申請者が設定している解放基盤表面は必要な特徴を有し、要求されるせん断波速度を持つ硬質地盤であることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### (2) 敷地地盤の地下構造

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

申請者は、敷地及び敷地周辺における地質調査、地震観測記録の分析等について、以下のように評価を示した。

- ① 地質調査の結果、敷地近傍の地質は、ジュラ紀～白亜紀の秩父層群を基盤とし、敷地付近で地表付近に露出し、当該層群を新第三紀の北薩火山岩類等が不整合関係で厚く覆っている。
- ② 高重力異常域の分布範囲から、敷地周辺の秩父層群等からなる基盤は、相当な広がりを持って分布することが推定される。
- ③ 敷地地盤で得られている地震観測記録（M2.5～M7.1）のうち、M5.0以上

の地震により敷地地盤（EL. 11. 0m）で得られた地震観測記録の応答スペクトルと Noda et al.（2002）による標準的な応答スペクトルの比を、到来方向別に算定し、比較検討した結果、特異な増幅傾向はどの方向にも認められない。

- ④ 地震波速度構造に関して、原子炉建屋直下の解放基盤表面 EL. -18. 5m から EL. -28. 5m までのごく浅部は試掘坑弾性波試験結果により、EL. -28. 5m から EL. -118. 5m までは鉛直アレイ地震観測結果及び微動アレイ観測結果による平均的な速度構造により値を設定している。また、EL. -118. 5m から EL. -1018. 5m までは長周期帯における理論的方法による地震動評価に観測事実から得られた平均的な地下構造特性を反映させるため、微動アレイの結果を基に地下構造モデルを設定している。さらに、深部については、宮腰ほか（2004）及び地震調査研究推進本部地震調査委員会（2003）により設定している。
- ⑤ 当該地下構造モデルを基に、レイリー波の理論位相速度を算出した結果、微動アレイ探査から得られた観測位相速度と概ね一致している。
- ⑥ 当該地下構造モデルから算出した伝達関数が、鉛直アレイ地震観測記録の伝達関数及び地震観測記録から同定された地下構造による理論伝達関数とほぼ整合している。
- ⑦ 本発電所の経験的サイト増幅特性は、独立行政法人防災科学技術研究所の強震観測網（K-NET、KiK-net）による敷地周辺の観測点及び敷地近傍の観測点の経験的サイト増幅特性と比較して、顕著な増幅傾向は認められない。
- ⑧ 1号炉及び2号炉建屋基礎上端の地震観測記録において、プラント間の振動特性に顕著な差異が認められない。

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

## 2. 震源を特定して策定する地震動

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

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

### (1) 将来活動する可能性のある断層等

解釈別記2は、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形及び地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求している。申請者は、調査の結果及びその評価を以下のように示した。

- ① 文献調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査の結果から敷地周辺において認定された以下の活断層のうち、五反田川断層、F-A断層、F-B断層及びF-C断層が、敷地からの距離及び断層の長さから敷地への影響が相対的に大きいと想定する。

五反田川断層、辻の堂断層、笠山周辺断層群－水俣南断層群、長島西断層・長島断層群、出水断層系、F-A断層、F-B断層、F-C断層、F-D断層、F-E断層、F-F断層、人吉盆地南縁断層、布田川・日奈久断層帯、緑川断層帯、甕島北方断層、甕島西方断層、長崎海脚断層、男女海盆北方断層、男女海盆断層

- ② 後期更新世（約12～13万年前）の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合は、中期更新世以降（約40万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性、長さ及び地下の断層面形状を適切に評価する。
- ③ 敷地北部から瀬戸野付近にかけて確認されているG-1断層については、深部で緩傾斜又は水平になる円弧状の断層形態を示しており、平面形態も西側に開いた円弧状を示しており、当該断層を覆う後期更新世以前の礫層基底面に変位が認められないことを踏まえ、将来活動する可能性のある断層等でないと評価する。
- ④ 既存の文献である「鹿児島県久見崎の古生層・中生層」（九大教養地学研報 No. 17）（橋本ほか（1972））等が指摘した川内川河口付近の推定断層については、断層による変位又は変形は認められないことを踏まえ、将来活動する可能性のある断層等でないと評価する。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が行った本発電所周辺の将来活動する可能性のある断層等の調査について、十分に適切な判断ができるよう申請者に対して調査情報の充実等を求めた。申請者は、断層等の調査情報を拡充し、より詳細な調査情報に基づく評価を実施した。

規制委員会は、これらの調査及びその結果の評価が、調査地域の地形・地質

条件に応じ適切な手法、範囲及び密度で行われ、活断層の位置、形状、活動性等を明らかにしており、それらの結果を総合的に検討していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

## (2) 検討用地震の選定

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

申請者は、検討用地震の選定について以下のように示した。

- ① 内陸地殻内地震については、将来活動する可能性のある断層等のうち、想定されるマグニチュード（以下「M」という。）、震央距離及び震度の関係から、敷地において建物等に被害が発生するとされている震度5弱程度以上と推定されるものについて、Noda et al. (2002) による応答スペクトルの比較により、敷地に特に大きな影響を及ぼすと想定される以下の地震を、検討用地震として選定している。それに加え、将来活動する可能性のある断層等よりも断層長さが長く評価されている地震調査研究推進本部地震調査委員会による長期評価を反映して、震源断層を想定している。
  - a. 市来断層帯市来区間（五反田川断層に対応）による地震
  - b. 甕断層帯甕区間（F-A断層、F-B断層に対応）による地震
  - c. 市来断層帯甕海峡中央区間（F-C断層に対応）による地震
- ② 複数の活断層の離隔距離、走向及び傾斜、微小地震分布並びに重力異常の観点から、それらの活断層の連動可能性について検討を行っている。
- ③ プレート間地震及び海洋プレート内地震については、それぞれ最大規模のもの発生位置が敷地から十分に離れており、敷地に大きな影響を与える地震でないと考えられ、検討用地震として選定しない。
- ④ その他の地震として、1914年桜島地震があるが、Noda et al. (2002) による応答スペクトルの比較により、上記の検討用地震よりも敷地に与える影響は小さいと考えられ、選定しない。

規制委員会は、審査の過程において、申請者による将来活動する可能性のある断層等の評価よりも断層長さが長く評価されている地震調査研究推進本部地震調査委員会（2013）による長期評価を反映させること、F-A断層の評価について海上音波探査の結果から北東側に延長させることなどを求めた。申請

者がこれらを反映した検討用地震の選定に係る評価は、活断層の性質や地震発生状況を精査し、既往の研究成果等を総合的に検討することにより検討用地震を複数選定していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### (3) 地震動評価

解釈別記2は、「震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに不確かさを考慮して「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に基づき、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することを要求している。また、地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮することを要求している。

申請者は、地震動評価に際して行ったパラメータ設定、解析等の内容について以下のように評価を示している。

- ① 地震発生層の設定に当たっては、1997年鹿児島県北西部地震に着目し、各種機関による余震分布の分析、気象庁一元化震源を参考にし、上端深さ2km、下端深さ15kmとしている。
- ② 応答スペクトルに基づく地震動評価の手法は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを予測することができ、震源の広がり、地震観測記録を用いて諸特性を考慮することができる方法であるNoda et al. (2002)に基づく方法を採用する。
- ③ 断層モデルを用いた手法による地震動評価は、敷地における九州西側海域の地震(1984年8月15日、M5.5)の観測記録を要素地震として適切なものと評価した上で、1997年鹿児島県北西部地震に着目し、「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)」よりも保守的な震源特性パラメータを設定し、経験的グリーン関数法並びに長周期帯に理論的手法を適用したハイブリッド合成法を用いた手法に基づき評価している。
- ④ 応答スペクトルに基づく地震動の評価について、評価結果に保守性を持たせるため、Noda et al. (2002)による内陸地殻内地震の補正係数及び観測記録による補正係数を適用していない。
- ⑤ 震源特性パラメータのうち、断層長さ及び震源断層の広がり、断層傾斜角、応力降下量、アスペリティの位置及び破壊開始点については、不確かさを考慮すべきものとして、認識論的不確かさと偶然的な不確かさに大別し、前者の不確かさについては、それぞれ独立して考慮し、後者の不確かさとは重畳させて考慮している。

規制委員会は、申請者が行った本発電所の耐震設計において考慮すべき「震源を特定して策定する地震動」について、各種の不確かさを考慮しつつ適切な方法で立地地点の諸特性を十分に考慮して策定していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### 3. 震源を特定せず策定する地震動

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

申請者は、地震ガイドに例示する収集対象となる内陸地殻内地震を考慮する必要性に係る検証内容について以下のように示している。

- (1) 地震規模がモーメントマグニチュード（以下「 $M_w$ 」という。）6.5以上の地震については2008年岩手・宮城内陸地震と2000年鳥取県西部地震を検討対象としている。
- (2) 2008年岩手・宮城内陸地震については、当該地震震源域周辺はひずみ集中帯で、逆断層を主体とする地域であり、新生代新第三紀以降の火山岩類及び堆積岩類が厚く複雑に堆積し、顕著な褶曲又は撓曲構造が発達しており、正断層を主体とし、新生代新第三紀以降の火山岩類が薄く、概ね成層している本発電所周辺とは、地質学的かつ地震学的背景が異なるとして、観測記録収集対象の地震としていない。
- (3) 2000年鳥取県西部地震については、当該地震震源域周辺が横ずれ断層を主体とする地域であり、中生代白亜紀～新生代古第三紀の花こう岩類が広く分布しており、正断層を主体とし、中生代ジュラ紀～白亜紀の堆積岩類等を基盤とし、新生代新第三紀以降の火山岩類が覆っている本発電所周辺とは、地質学的かつ地震学的背景が異なるとして、観測記録収集対象の地震としていない。
- (4) また、 $M_w$ 6.5未満の地震については、収集した観測記録を、司・翠川(1999)による距離減衰式及び加藤ほか(2004)の地震動レベルと対比させ、その結果から、敷地に及ぼす影響が大きいものとして、5地震(2004年北海道留萌支庁南部地震、2011年和歌山県北部地震、2011年茨城県北部地震、2011年長野県北部地震、2013年栃木県北部地震)が抽出されている。このうち、2004年北海道留萌支庁南部地震については、ボーリング調査等による精度の高い地盤情報を元に信頼性の高い解放基盤波が得られ、これに一定の余裕を持たせた地震動を設定している。

規制委員会は、審査の過程において、地震ガイドに震源を特定せず策定する地震動の評価において収集対象となる内陸地殻内の地震の例として示しているすべての地震について観測記録等を収集し、検討することを求めた。さらに、このうち 2004 年北海道留萌支庁南部地震については、その地震観測記録について、既往の知見である微動探査等に基づく地盤モデルによるはぎとり解析のみならず、適切な地質調査データに基づく地盤モデルによるはぎとり解析等を求めた。申請者がこれらを反映した本発電所の耐震設計において考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」の評価については、過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を精査し、各種の不確かさ及び敷地の地盤物性を考慮して策定していることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

#### 4. 基準地震動の策定

申請者は、施設の耐震設計に用いる基準地震動として、以下の(1)及び(2)に示すような基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 を策定した。

- (1) 基準地震動 Ss-1 検討用地震の応答スペクトルを包絡して設定した地震動  
(最大加速度：540cm/s<sup>2</sup>)
- (2) 基準地震動 Ss-2 「震源を特定せず策定する地震動」として、2004 年北海道留萌支庁南部地震における K-NET 港町観測点の解放基盤波に余裕を持たせた地震動 (最大加速度：620cm/s<sup>2</sup>)

規制委員会は、これらについて、「1. 地盤モデル」で示した地盤モデルの設定に基づいて、「2. 震源を特定して策定する地震動」及び「3. 震源を特定せず策定する地震動」において導き出された地震動を、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定していること、並びに最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地震学及び地震工学的見地から想定していることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の各々の年超過確率を  $10^{-4}$ ～ $10^{-5}$  程度としている。

また、申請者は、常設重大事故緩和設備である緊急時対策所を有する免震重要棟の周波数特性に着目し、基準地震動 Ss-L を策定しており、Ss-L については、「IV-3 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項(第 38 条～第 41 条及び第 43 条関係)」に示す。

### **Ⅲ－１．２ 周辺斜面**

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

申請者は、以下のとおり、耐震重要施設の周辺斜面について評価している。

1. 評価対象とする斜面は、斜面崩壊に伴う土砂の到達想定距離と対象施設との離間距離の観点から、選定している。
2. すべり安全率の評価は、地形及び地質・地質構造の観点から、評価対象断面を選定し、有限要素法による動的解析により行っている。
3. 動的解析は、周波数応答解析法を用いた等価線形解析により、基準地震動に基づき作成した水平地震動及び鉛直地震動の同時加振による応答を考慮している。
4. 動的解析に用いる入力値については、地盤パラメータを各種の調査の結果から総合的に判断して設定しており、岩盤及び断層内物質の強度特性のばらつきを考慮している。また、入力地震動の位相の反転についても考慮している。
5. 動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、1.2以上である。

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

### **Ⅲ－１．３ 耐震設計方針**

#### **１．耐震重要度分類の方針**

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

申請者は、以下のとおり、耐震重要度分類を設定する方針としている。

##### **(１) 施設の種類**

設計基準対象施設について、耐震重要度に応じて、重要な安全機能を有する施設（地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設を含む）をＳクラス、これと比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さいものをＢクラス、これら以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設をＣクラスに分類する。

##### **(２) 設備の区分**

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

### (3) 検討用地震動の設定

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

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

## 2. 弾性設計用地震動の設定方針

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

申請者は、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としている。

### (1) 地震動設定の条件

基準地震動との応答スペクトルの比率について、工学的判断として以下を考慮し0.6と設定する。

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

### (2) 弾性設計用地震動

前項の条件で設定する弾性設計用地震動は、最大加速度が Sd-1 については水平方向  $324\text{cm/s}^2$  及び鉛直方向  $194\text{cm/s}^2$ 、Sd-2 については水平方向  $372\text{cm/s}^2$  及び鉛直方向  $192\text{cm/s}^2$  であり、その地震動の年超過確率は  $10^{-3}\sim 10^{-4}$  程度となる。

規制委員会は、申請者が、安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率を考慮すること及び基準地震動  $S_1$  の応答スペクトルを概ね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を 0.6 として弾性設計用地震動を適切に設定する方針としており、この方針が解釈別記 2 の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

### 3. 地震応答解析による地震力と静的地震力の算定方針

#### (1) 地震応答解析による地震力

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

申請者は、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針としている。

##### ① Sクラスの施設の地震力の算定方針

基準地震動及び弾性設計用地震動から定まる入力地震動を用いて、建物・構築物の 3 次元応答性状及び機器・配管系への影響を考慮し、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震応答解析による地震力を算定する。なお、地震応答解析には、建物・構築物と地盤との相互作用、地盤等の非線形性を考慮する。

##### ② Bクラスの施設の地震力の算定方針

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

##### ③ 入力地震動の設定方針

建物・構築物の地震応答解析における入力地震動について、対象建物・構築物の地盤条件を考慮し、必要に応じて 2 次元 FEM 解析又は 1 次元波動理論を用いて設定する。地盤条件の設定については、敷地全体の地下構造との関係に留意し、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。

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

#### ④ 地震応答解析方法

地震応答解析方法について、対象施設の形状、構造特性、振動特性等を踏まえ、解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、使用する解析方法を選定するとともに、十分な調査に基づく解析条件を設定する。また、対象とする施設の形状、構造特性等を踏まえたモデル化を行う。

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

## (2) 静的地震力

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

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

#### ① 建物・構築物の水平地震力

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

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

#### ② 建物・構築物の保有水平耐力

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

#### ③ 建物・構築物の鉛直地震力

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

#### ④ 機器・配管系の地震力

機器・配管系の地震力について、建物・構築物で算定した地震層せん断力係数に施設の耐震クラスに応じた係数を乗じたものを水平震度と見な

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

⑤ 水平地震力と鉛直地震力の組合せ

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

⑥ 標準せん断力係数等の割増し係数

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

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

#### 4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

##### (1) 建物・構築物

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

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

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

① 荷重の組合せ

Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常的气象条件による荷重）、運転時に作用する荷重（通常運転時に作用する荷重及び運転時の

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

## ② 許容限界

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

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体としての変形能力に十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有するようにする、また、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度とする方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、事故時に生じる荷重及び自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

## (2) 機器・配管系

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

- ① Sクラスの機器・配管系について、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は事故時に生じる荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求され

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

- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は事故時に生じる荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的に概ね弾性状態に留まること
- ③ 運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じる荷重については、次の荷重を考慮すること。
  - a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重
  - b. 地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ長時間継続する荷重

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

#### ① 荷重の組合せ

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

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

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

#### ② 許容限界

Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力との組合せにおいては、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。

Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいては、応答が全体的に概ね弾性状態に留まる許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがないように、また、その他の地震力との組合せの場合は、応答全体が概ね弾性状態に留まるように、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

### (3) 津波防護施設、浸水防止設備等

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

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

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

#### ① 荷重の組合せ

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

## ② 許容限界

津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物の許容限界は、構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、その施設に要求される津波防護機能及び浸水防止機能を保持できるものとする。また、浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。

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

## 5. 波及的影響に係る設計方針

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

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

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

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

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

(1) 波及的影響の評価に係る事象選定について、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていることに加え、原子力発電所の地震被害情報についても併せて検討する方針としていること。

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

### **Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）**

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 変位
2. 支持力
3. 変形

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 変位**

設置許可基準規則解釈別記1（以下「解釈別記1」という。）は、耐震重要施設を、変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、敷地及び敷地近傍における変動地形学的調査及び地表地質調査の結果のほか、熱水変質活動及び断層活動の前後関係に着目した活動性評価手法による検討結果を示した。

- (1) 原子炉施設設置位置に分布する断層と同時期に活動したと考えられる敷地東部の断層（A-47断層、D-45断層、D-46断層、D-48断層）は、当該断層の破碎部の観察の結果、熱水変質鉱物が断層内のせん断構造を横切って晶出、又は、断層内の粒子間に晶出しており、これらの変質鉱物に断層による変位又は変形は認められず、少なくとも新第三紀鮮新世の熱水活動以降の活動はないこと。

規制委員会は、申請者が行った変動地形学的調査及び地表地質調査の結果、耐震重要施設を設置する地盤における断層の活動性評価手法等が適切であり、原子炉施設設置位置に分布する断層は、少なくとも新第三紀鮮新世以降の活動がないとしていることから、解釈別記1の規定に適合していることを確認した。

## 2. 支持力

解釈別記1は、設計基準対象施設を、各々の耐震重要度に応じて算定した地震力（耐震重要施設については、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けることを要求している。

申請者は、解析モデルの設定、動的解析等の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 設計基準対象施設については、各々の耐震クラスに応じた地震力が作用した場合においても、十分な支持力を有する設計とする。
- (2) 耐震重要施設については、原子炉建屋及び貯留堰を評価対象とする。
- (3) 動的解析は、原子炉建屋基礎地盤の地質・地質構造から、1号原子炉炉心及び2号原子炉炉心並びに津波防護施設を通る東西断面及び南北断面の直交する2断面を対象に有限要素法により評価する。その際、周波数応答解析法を用いた等価線形解析により、基準地震動に基づき作成した水平地震動及び鉛直地震動の同時加振による応答を考慮する。
- (4) 動的解析に用いる入力値については、地盤パラメータを各種の調査の結果から総合的に判断して設定しており、基礎岩盤及び断層内物質の強度特性のばらつきを考慮している。また、入力地震動の位相の反転についても考慮している。
- (5) 動的解析の結果から得られた原子炉建屋基礎底面の最大接地圧は、 $6.45 \text{ N/mm}^2$ であり、原子炉建屋基礎地盤の主体であるC<sub>M</sub>級礫岩の極限支持力 $13.7 \text{ N/mm}^2$ を下回る。
- (6) 動的解析の結果から得られた原子炉建屋基礎地盤の最小すべり安全率は、1.5以上である。
- (7) 動的解析の結果から得られた原子炉建屋基礎底面の最大傾斜は、1/2,000

を下回る。

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

### 3. 変形

解釈別記1は、耐震重要施設を設置した地盤が変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、建屋等の施工内容、地殻変動による傾斜に関する解析内容を以下のとおりとしている。

- (1) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック等を介して岩盤に支持させているため、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響はないと評価している。
- (2) 施設の傾斜は、敷地内及び敷地近傍に「将来活動する可能性のある断層等」が分布していないため、顕著な地殻変動が生じることはないものの、敷地に近い活断層について地震発生に伴う地殻変動による地盤変動量を Wang et al. (2003) の手法により算出した結果、1/2,000 を下回っている。

規制委員会は、耐震重要施設を設置する地盤の評価については、申請者が行った建屋等の施工内容、傾斜に関する解析に用いた手法及び入力値等が適切であり、当該施設を変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けるとしていることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

## Ⅲ-3 津波による損傷の防止（第5条関係）

第5条は、設計基準対象施設に対して基準津波によって安全機能が損なわれるおそれがないことを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

### Ⅲ-3. 1 基準津波

1. 地震による津波
2. 地震以外の要因による津波及び地震との組合せ
3. 基準津波の策定等

### Ⅲ-3. 2 耐津波設計方針

1. 防護対象とする施設の選定方針
2. 基本事項の検討
3. 津波防護方針
4. 施設又は設備の設計方針及び条件

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### **Ⅲ－３．１ 基準津波**

設置許可基準規則解釈別記３（以下「解釈別記３」という。）は、基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、津波の調査に関しては、調査地域の地形・地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせることを要求している。

規制委員会は、申請者が検討した津波評価の内容について審査した結果、本申請における基準津波は、不確かさを考慮して適切に策定していることから、解釈別記３の規定に適合していることを確認した。

#### **１．地震による津波**

解釈別記３は、地震による津波としては、プレート間地震、海洋プレート内地震及び海域の活断層による地殻内地震に伴う津波を考慮することを要求している。また、国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ、津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮することを要求している。

申請者は、地震による津波評価を以下のとおりとしている。

- (１) 既往津波による被害状況等に関する文献調査の結果、日本周辺の海域や遠地で過去に発生した津波を含めて、本発電所敷地周辺の沿岸域に顕著な影響を及ぼした既往津波は認められない。
- (２) プレート間地震について、世界で起きた大規模な地震の発生地域と南海トラフ～琉球海溝を比較分析した結果、南海トラフや琉球海溝南部ではMw8.5クラスの地震が繰り返し発生していることから、大規模な固着域が存在する可能性はあるものの、テクトニクス若しくは応力降下量等に関する

る情報において、大規模な地震の記録がある沈み込み帯との差異が認められる。しかしながらプレート間地震として考慮する南海トラフの巨大地震の津波波源を、内閣府「南海トラフの巨大地震モデル検討会（2012）」に基づき設定しており、想定ケースで最も安全側の Mw9.1 を考慮し、震源域としては、地震発生域の深さの下限の深部低周波地震が観測されなくなる深さ 40km から、海溝軸までを考慮している。

- (3) プレート間地震として考慮する琉球海溝の地震は、固着域の分析結果を踏まえると、各領域内における最大規模の固着域による破壊範囲は各領域の大きさに比べ、小さいと考えている。しかしながら、不確かさとして領域内にある複数の固着域の連動破壊により、領域全範囲が破壊する場合を考慮し、琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) の津波波源を想定している。また、琉球海溝の固着域は、南海トラフに比べ、小さいと考えられるが、不確かさとして、南海トラフと同等の深さに対応する断層幅を設定している。
- (4) 海域活断層による津波については、敷地周辺の活断層調査や地震調査研究推進本部における評価に基づき、断層の長さや位置を設定している。阿部 (1989) の簡易予測式による津波高の比較から、発電所に及ぼす影響が大きいと考えられる市来断層帯市来区間、甕断層帯甕区間①・②、市来断層帯甕海峡中央区間、甕島北方断層、甕島西方断層及び長崎海脚断層を津波波源として抽出している。
- (5) 海洋プレート内地震による津波については、フィリピン海プレートの沈み込みに関連した海域での発生を検討しているが、想定される津波の規模及び敷地とプレート境界との位置関係から、琉球海溝におけるプレート間地震に伴う津波に比べ、影響が小さい。

規制委員会は、審査の過程において、南海トラフ～琉球海溝の波源、琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) による津波、地震調査研究推進本部地震調査委員会 (2013) による長期評価を反映させた海域活断層による津波について検討を求めた。申請者は、これら进行评估した結果、琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) による津波の影響が大きいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した地震による津波に関する調査及びその結果の評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、断層の特性や位置等から考えられる適切な規模の波源を考慮しており、また、国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ、津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮し、さらに不確かさを考慮して行われていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

## 2. 地震以外の要因による津波及び地震との組合せ

解釈別記3は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定することを要求している。

申請者は、地震以外の要因による津波調査の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 海底地すべり地形については、文献調査及び海上音波探査記録等から発電所に影響を与える可能性のある海底地すべり地形が抽出され、調査の結果、上甕島の西側大陸斜面近傍の海底谷下に音響的散乱層が認められることから、この大陸斜面を津波発生要因となる可能性のある地すべり地形としている。また、海底地すべりに伴う津波の数値計算については、二層流モデルに基づく手法及びWatts et al. (2005)の予測式に基づく手法の複数の手法を用いて総合的に評価している。
- (2) 火山活動に伴う山体崩壊による津波については、過去の火山現象として鬼界カルデラの噴火による津波の知見はあるものの、運用期間中における火山爆発度指数（以下「VEI」という。）7以上の噴火の活動可能性は十分低いとしている。
- (3) 地すべり及び斜面崩壊に伴う津波については、文献調査の結果、発電所から半径約10km以内にある地すべり地形として、轟川河口地点を除き、地すべり地形が認められないとしている。また、轟川河口地点における現地確認の結果、明瞭な地すべり地形は認められず、地すべり移動土塊は、轟川方向に流入する地形であり、発電所に影響のある津波が発生するものではないとしている。
- (4) 地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せは、上甕島の西側大陸斜面における海底地すべりに伴う津波以外は、上記のとおり発電所への影響はないと考えられることから、その大陸斜面周辺にある海域活断層による津波との組合せを考慮した数値解析により評価している。

規制委員会は、申請者が実施した地震以外の要因による津波に関する調査及びその結果の評価、並びに地震との組合せは、波源の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波を考慮しており、組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して行われていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

## 3. 基準津波の策定等

解釈別記3は、基準津波の策定に当たっては、策定過程に伴う不確かさの考慮として、波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びに解釈の違いによ

る不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。また、波源モデルの設定に係る調査、津波の伝播経路に係る調査及び砂移動の評価に係る調査を行うことを要求している。

申請者は、基準津波の策定の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 津波伝播の数値計算手法は、慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式を用い、津波の波源、海底地形、海岸地形等に係る最新の調査・測量に基づいて適切にモデル化している。
- (2) 南日本海域の計算領域は、南北約 2,000km、東西約 2,300km を確保するとともに、計算格子間隔は、沖合の最大 1,600m から 6.25m まで 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズに設定している。また、他の計算条件についても、波源域の大きさ、津波の空間波形、海底地形の特徴等を考慮して、津波の挙動を精度よく推計できるよう適切に設定している。
- (3) 基準津波は、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微小となるよう、施設から約 8km 離れた水深約 50m の沿岸域で定義している。この地点で、琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) による津波が、不確かさとして断層長さ、断層の幅、平均すべり量、すべり量の不均一及び破壊様式を考慮した数値解析の結果、最大水位上昇量 1.98m、最大水位下降量 -1.60m となり、地震に伴う津波、地震以外を要因とする津波及びこれらの組合せによる津波の中で水位変動量が最も大きくなる。
- (4) 基準津波 (琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) による津波) と琉球海溝 (Mw9.0) による津波について、朔望平均潮位を考慮した水位変動量を比較した結果、港内、取水口、取水ピット及び放水口地点における時刻歴波形はほとんど変わらないとしている。ただし、取水口及び取水ピット地点における水位上昇側の水位は、琉球海溝 (Mw9.0) の津波によるものが約 10cm 程度高くなることから、耐津波設計においては、水位上昇側の不確かさを考慮し、安全側に入力津波が設定される方針である。
- (5) 行政機関として鹿児島県と沖縄県が想定している最大クラスの津波波源を用いて、数値解析を実施した結果、取水口位置での最大水位変動量は、基準津波による最大水位変動量を下回る。
- (6) 基準津波に伴う砂移動の数値計算については、藤井ほか (1998)、高橋ほか (1999) による複数の方法を用いて総合的に評価している。

規制委員会は、申請者が、基準津波を、伝播に関する調査、モデルの設定、砂移動の評価、行政機関による評価の精査、不確かさによる影響要因の考慮等を適切に行って策定していることから、解釈別記 3 の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、基準津波策定位置における基準津波による水位の年超過確率を水位上昇側で $10^{-5}$ ～ $10^{-6}$ 程度、水位下降側で $10^{-6}$ ～ $10^{-7}$ 程度としている。

### Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針

#### １．防護対象とする施設の選定方針

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

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

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

#### ２．基本事項

##### （１）敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置

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

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

申請者は、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、以下のとおり

としている。

- ① 敷地は、東シナ海に面し、川内川河口の左岸側に位置する。
- ② 敷地は、海側から EL. 5m、EL. 13m、EL. 23m 以上に分かれている。屋外の防護対象とする施設である原子炉補機冷却海水ポンプ（以下「海水ポンプ」という。）は EL. 5m に位置する。
- ③ 海水ポンプ以外の防護対象とする施設を内包する建屋及び区画は、EL. 13m に位置する。
- ④ 津波監視設備は、EL. 5m に位置する取水ピットに設置する。
- ⑤ EL. 5m の敷地には、津波防護施設以外の建物・構築物等として、排水処理建屋等の建屋、排水処理施設、防風林等がある。
- ⑥ 港湾施設として、敷地内に荷揚岸壁、敷地外に川内港、唐浜漁港及び寄田漁港がある。
- ⑦ 海上設置物として、周辺の漁港に船舶及び漁船が係留されている。
- ⑧ 敷地周辺には、本発電所北方に川内火力発電所があり、その敷地内に鉄塔やタンクが存在する。また、敷地周辺には、民家や倉庫がある。
- ⑨ 敷地前面海域の通過船舶として、周辺の港間に運行される定期船がある。

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

## （２）基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

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

申請者は、以下のとおり遡上解析を実施するとしている。

- ① モデル
  - a. 敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、解析上影響を及ぼす斜面、道路等を考慮してモデル化する。
  - b. 津波の伝播経路上の人工構造物については、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物の設置状況を考慮してモデル化する。
  - c. 敷地沿岸の海底地形については、国土地理院発行の「数値地図 25000

空間データ」、発電所近傍海域の水深データについては、最新のマルチビーム測深の結果を使用する。

## ② 考慮事項

- a. 敷地前面、側面及びその周辺における津波の侵入角度及び速度、並びにそれらの経時変化を把握する。
- b. 敷地の地形、標高の局所的な変化等による遡上波の敷地への回り込みを考慮する。
- c. 地震による液状化、流動化、すべり、標高変化を考慮する。
- d. 敷地北側斜面及び盛土の安定性、敷地の沈下について検討し、検討結果に基づき想定した被害状況を解析の初期条件として設定する。
- e. 敷地北方に位置する河川については、敷地から十分に離れていることから、地震時及び津波襲来時に堤防の崩壊が生じても敷地への遡上波に影響しない。
- f. 敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている箇所はない。
- g. 遡上可能性を検討するに当たって、初期潮位は、潮位のばらつきを考慮して設定する。

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

## (3) 入力津波の設定

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

申請者は、基準津波の波源から各施設、設備等の設置位置において、海水面の基準レベルからの水位変動量を算定し、時刻歴波形として入力津波を設定するとしている。入力津波を設計又は評価に用いるに当たっては、各施設、設備等の設置位置において算定された津波高さ、津波速度、衝撃力等の数値に対して、保守的な設計又は評価となるような配慮を加えて入力津波高さや速度を設定するとしている。また、港湾内の局所的な海面振動については、津波シミュレーション結果を分析し、港湾の内外で最高水位や傾向に大きな差異がないこ

とから励起しないとしている。

規制委員会は、申請者が、入力津波の設定について、各施設、設備等の設置位置において、海水面からの水位変動量の時刻歴波形で設定すること、港湾内の局所的な海面振動の励起に関する評価を、港湾内外の水位分布の傾向を基に実施することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

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

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

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

##### ① 潮汐による水位変動

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

##### ② 高潮による水位変動

潮汐以外の要因による潮位変動については、影響の大きなものとして高潮を抽出する。観測地点「阿久根」における至近約40年の潮位観測記録に基づき高潮の発生状況の調査及び高潮のハザード評価を行い、基準津波の超過確率を踏まえ、再現期間100年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮する。

##### ③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響

地震に伴う地殻変動による敷地の隆起又は沈降については、地殻変動解析に基づき、基準津波の波源である琉球海溝におけるプレート間地震の発生に伴い敷地全体が0.01m沈降すると評価して、それを上昇側の水位変動に対して考慮する。

規制委員会は、申請者が、水位変動、地殻変動について、朔望平均満潮位を入力津波の上昇側水位変動に対して考慮し、朔望平均干潮位を入力津波の下降

側水位変動に対して考慮し保守的な設定をすること、潮汐に加えて影響の大きな高潮による水位変動をハザード評価に基づき考慮すること、地震によって発生する広域的な地殻変動（沈降）を上昇側の水位変動に対して考慮し保守的な評価をすることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### 3. 津波防護の方針

#### (1) 津波防護の基本方針

津波ガイドでは、津波防護の基本方針について、敷地の特性に応じた方針であること、また、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等、設置するものの概要を敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等に明示するとしている。

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

- ① 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。以下③において同じ。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地には、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。
- ② 取水施設、放水施設、地下部等において、漏水の可能性を考慮のうえ、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。
- ③ ①及び②の方針のほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護を実施することにより、津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- ④ 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。
- ⑤ 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

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

#### (2) 敷地への浸水防止（外郭防護1）

- ① 遡上波の地上部からの到達、流入の防止

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

申請者は、遡上波の地上部からの到達、流入を防止するため、以下の方針を示している。

- a. 基準津波による遡上解析について、潮汐による潮位のばらつき及び地震による地盤沈下量を初期条件として考慮した遡上解析を実施した。その結果、遡上高さは最も高いところでEL. 6m程度（浸水深2m程度）となる。
- b. 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋は、津波が到達しないEL. 13m以上の高さの敷地にあり、遡上波は地上部から到達、流入しない。
- c. 屋外の津波防護対象設備である海水ポンプが設置されている敷地の高さはEL. 5mであり、津波による遡上波が地上部から到達、流入する可能性があることから、津波の流入を防止するため、海水ポンプエリアを取り囲むようにEL. 15mの海水ポンプエリア防護壁（以下「防護壁」という。）を津波防護施設として設置する。
- d. 海水ポンプエリアへの連絡通路から遡上波が流入することを防止するため、当該箇所に浸水防止設備として水密扉を設置する。さらに、海水ポンプエリアにおける、床面及び壁面に存在する配管等の貫通部に止水処置を実施する。

規制委員会は、申請者が、遡上波の地上部からの到達、流入の防止について、基準津波による遡上域を把握するために実施した解析の結果に基づき、遡上波が到達する可能性のある海水ポンプエリアに防護壁、海水ポンプエリアの連絡通路に水密扉等を設置することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## ② 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

解釈別記3は、取水路、放水路等の経路からの津波の流入の可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通部等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止することを要求している。

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

a. 流入経路の特定

流入の可能性のある取水路、放水路等の経路について、取水路又は放水路につながる海水系、循環水系、それ以外の屋外排水路等それぞれの設置位置における入力津波高さ、それらの開口部等の標高に基づく津波許容高さを比較することにより、その差を裕度として評価し、津波が流入する可能性を検討する。検討に当たっては、高潮による水位変動を考慮する。この結果、津波の流入防止等の方針を検討するために算定した取水ピットの入力津波高さ（水位上昇側：EL. 5.02m）及び放水ピットの入力津波高さ（水位上昇側：EL. 6.25m）に基づき、流入の可能性のある経路として、取水ピットを特定した。

b. 津波の流入防止対策

特定した取水ピットには津波防護対象設備である海水ポンプが位置するため、海水ポンプエリア周りに津波防護施設である防護壁を設ける。海水ポンプエリアには、浸水防止設備として連絡通路の水密扉、床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部の止水処置を実施する。

規制委員会は、申請者が、取水路、放水路等の経路から津波の流入する可能性を網羅的に検討して取水ピットを流入経路として特定した上で、流入経路に近接した海水ポンプエリアに防護壁、水密扉等を設置することにより津波の流入を防止することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

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

#### ① 漏水対策

解釈別記3は、取水設備及び放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、漏水の継続による浸水の範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、浸水範囲を限定することを要求している。

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

a. 浸水想定範囲

取水設備及び放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放

水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、津波が取水路から流入する可能性があり、漏水が継続するものと仮定して、取水ピットにある海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定する。

b. 浸水対策

浸水想定範囲である海水ポンプエリアへの浸水の可能性のある経路として、床や壁にケーブル、配管等の貫通部が挙げられるため、これらに止水処置を実施する。また、海水ポンプエリアへの連絡通路、床ドレンラインには、それぞれ、水密扉、逆止弁を設置する。

規制委員会は、申請者が、漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止について、海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定した上で、同エリアへの浸水経路である床及び壁の貫通部に止水処置を実施することにより浸水範囲を限定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## ② 重要な安全機能を有する施設への影響評価

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

申請者は、浸水想定範囲である海水ポンプエリアに津波防護対象設備である海水ポンプを設置しているため、水密扉及び床ドレンライン逆止弁を設置することにより本エリアを防水区画化している。また、水密扉及び床ドレンライン逆止弁について、漏水による浸水経路となる可能性があるため、浸水量を評価し、海水ポンプへの影響がないことを確認している。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設への影響評価について、浸水想定範囲である海水ポンプエリアを防水区画化した上で、区画内への浸水量評価によって海水ポンプへの影響がないことを確認することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## ③ 排水設備設置の検討

解釈別記3は、浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、

排水設備を設置することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲である海水ポンプエリアにおける浸水量評価に基づき、長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置する方針としている。

規制委員会は、申請者が、排水設備設置の検討について、「② 重要な安全機能を有する施設への影響評価」における「浸水想定範囲における浸水量評価」に基づき、長期間の冠水の有無に応じて排水設備を設置することとしており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

#### (4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

解釈別記3は、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画について、浸水防護重点化範囲として明確化することを要求している。また、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、重要な安全機能を有する施設を津波による影響等から隔離することを要求している。

申請者は、重要な安全機能を有する施設の隔離について、以下のとおり、浸水防護重点化範囲を設定した上で、浸水対策を施す方針としている。

##### ① 浸水防護重点化範囲の設定

津波に対する浸水防護重点化範囲として、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、タンクエリア（復水タンク、燃料取替用水タンク及び燃料油貯油槽。以下同じ。）、海水管ダクト、海水ポンプエリア及び燃料油貯蔵タンクを設定する。

##### ② 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

浸水防護重点化範囲へ浸水の可能性のある経路については、地震による溢水の影響も考慮して、タービン建屋から中間建屋及び制御建屋への浸水、取水ピットから海水ポンプエリアへの浸水、さらに、地震時の地下水の流入を以下のとおり検討し、浸水の経路を特定する。特定した経路に対して、水密扉、床ドレンライン逆止弁の設置、貫通部止水処置を実施する。

###### a. 機器及び配管の損傷によるタービン建屋内の津波浸水量、溢水

ア. タービン建屋内に流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲（中間建屋及び制御建屋）への影響を評価する。

イ. 地震に起因する循環水管の伸縮継手の全周破損及び耐震性の低

い 2次系機器の破損を想定し、循環水ポンプ停止までに生ずる  
溢水量、2次系設備の保有水による溢水量及び循環水管の損傷  
箇所からの津波流入量の合計が建屋内に滞留するとして、浸水  
量を算定する。

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

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

b. 屋外配管等の損傷による海水ポンプエリアの津波浸水量、溢水

ア. 循環水管の損傷箇所を介して、取水ピット内に津波が流入する  
ことが考えられるため、取水ピット内に流入した津波が、隣接  
する浸水防護重点化範囲（海水ポンプエリア）に及ぼす影響を  
評価する。

イ. 取水ピットでの循環水系配管の損傷では、循環水ポンプの運転  
時はポンプ吐出が支配的であるが、別途実施する内部溢水評価  
で、防護壁によって浸水を防止できることを確認する。

ウ. 循環水ポンプ停止時は、損傷箇所からの溢水水位が循環水ポン  
プ周辺の津波の浸水水位に包絡されるため、津波に対して海水  
ポンプエリアは防護壁、水密扉、貫通部止水処置により浸水が  
防止され、この経路からの流入はない。

c. 地下水の流入

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

d. 施設、設備の施工上生じうる隙間部

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

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防  
護）について、発電所の施設の配置、基準津波の特性に応じた浸水の可能  
性のある津波の流入や溢水を保守的に評価して、重要な安全機能を有する  
施設を隔離することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合  
していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

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

### ① 海水ポンプの取水性

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

申請者は、海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。

#### a. 取水ピットの評価水位

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

#### b. 水位低下に対する耐性の確保

管路解析（後述の貯留堰が無いと仮定した場合）に基づき、取水ピット内の基準津波による下降側の水位を、EL. -5.49m と算定した。この値は、水理試験により確認できた海水ポンプの取水可能（最低）水位（EL. -5.07m）を下回る水位であり、取水可能水位を下回る時間においても海水ポンプを継続運転可能とするため、海水を貯水する対策として取水口前面に貯留堰を設置する。

#### c. 循環水ポンプの運用

原子炉補機冷却海水系及び循環水系で取水路及び取水ピットを併用していることから、水位低下時の海水ポンプの取水量を確保するため、発電所を含む地域において大津波警報が発令された場合に、原則として循環水ポンプを停止（プラントを停止）する運用を整備する。

規制委員会は、申請者が、水理試験で求めた海水ポンプ取水可能水位と、引き波時の下降側の水位を比較し取水性を評価した上で、海水ポンプの継続運転を可能とするための貯留堰を設置すること、及び大津波警報発令時に循環水系ポンプを停止して、海水ポンプの取水量を確保する運用とすることにより、水位変動に伴う取水性低下に対して海水ポンプの機能を保持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### ② 津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能保持確認

解釈別記3は、基準津波による水位変動に伴う取水口付近の砂の移動及

び堆積並びに漂流物について適切に評価することを要求している。また、原子炉補機冷却海水系については、砂の移動及び堆積並びに漂流物に対する通水性を確保すること、混入した浮遊砂に対して機能を保持することを要求している。

申請者は、取水口付近の砂の移動及び堆積並びに取水口付近の漂流物の評価について、以下のとおりとしている。

a. 取水口付近の砂の移動及び堆積

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

b. 混入浮遊砂に対する海水ポンプの機能保持

本発電所で使用している海水ポンプについて、砂が混入しても軸固着しにくい構造とする。具体的には、海水ポンプ取水時に浮遊砂の一部がポンプ軸受潤滑水ラインに混入したとしても、網目径約 1mm のストレーナで除去可能である。また、下部ポンプ軸受に混入したとしても深さ約 4.5mm の異物逃がし溝から排出される構造とする。一方で、本発電所付近の砂の平均粒径が約 0.2mm で、数 mm 以上の砂は僅かであり、基準津波での海流速では、数 mm 以上の砂は浮遊しにくいことを踏まえると、軸受循環水ラインやストレーナを閉塞させるような大きな粒径の砂はほとんど混入せず、海水ポンプの取水機能は保持できる。

c. 取水口付近の漂流物

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

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

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

ウ. 地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等、及び潮位のばらつきを保守的に考慮して特定する。

エ. 発電所構内で漂流物となる可能性があるものとして、EL. 5m の敷地にあるタンク、防風林の林木等を特定し、これらが漂流しても防護堤で止まり、取水性への影響はない。また、これらの漂流物が取水口に向かった場合を仮定しても、取水口上部に留まるため取水路呑口に到達することはなく、通水機能は損なわれない。

- オ. 発電所構内の荷揚岸壁に停泊する燃料等輸送船は、津波警報等発令時は緊急避難するため漂流物とはならない。
- カ. 発電所構外で漂流物となる可能性のあるものとして発電所近傍で航行不能となった漁船を特定している。この漁船が取水口に向かった場合を仮定しても、取水路呑口が十分に広いことから呑口が閉塞することはなく、通水機能は損なわれない。

規制委員会は、申請者が、設備の構造等を踏まえた基準津波による取水口付近の砂の移動や堆積及び取水口付近の漂流物の影響も含めて検討を実施することにより、津波の二次的な影響に対して原子炉補機冷却海水系の機能を保持することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

#### (6) 津波監視

津波ガイドでは、津波監視設備を設置して敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、津波防護施設、浸水防止設備の機能を確実に確保することを示している。

申請者は、津波監視設備として、取水ピット周辺に津波監視カメラと水位計を設置するとしている。津波監視カメラは赤外線撮像機能を有し、昼夜問わず監視可能な設計とし、水位計は津波水位約 EL. -8m～EL. +9m を測定範囲として上昇側及び下降側の津波高さが計測できる設計とし、いずれも中央制御室から監視可能な設計としている。

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

### 4. 施設又は設備の設計方針及び条件

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

#### (1) 津波防護施設の設計

解釈別記3は、津波防護施設について、その構造に応じ、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時

の耐性にも配慮した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波防護施設（防護壁、貯留堰）について、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加えて、荷重の組合せについては、漂流物による荷重、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せを考慮するとしている。また、許容限界については、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を想定し、当該施設が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有するよう、施設又は設備を構成する材料が弾性域内に収まることとしている。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設の設計について、入力津波に対して津波防護機能を十分に保持できるよう設計すること、施設に作用する荷重を適切に組み合わせること、及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## （２）浸水防止設備の設計

解釈別記3は、浸水防止設備について、浸水想定範囲における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該設備の設置位置における入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計することを要求している。

申請者は、浸水防止設備（海水ポンプエリア水密扉、中間建屋水密扉及び制御建屋水密扉）について、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該設備の設置位置における入力津波に対して浸水を防止する機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加えて、荷重の組合せ及び許容限界については、建屋内の水密扉である中間建屋水密扉及び制御建屋水密扉の荷重組合せにおいて漂流物による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）を考慮していないことを除き、津波防護施設の設計と同様に設定するとしている。また、浸水防止設備のうち水密扉については、常時開閉可能であるが、開放後の確実な閉止操作、中央制御室からの閉止確認（閉止操作含む。）を実施する手順等を整備し、当該手順を的確に実施する方針としている。

規制委員会は、申請者が、浸水防止設備の設計について、入力津波に対して浸水防止機能を十分に保持できるよう設計すること、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設定すること、及び水密扉について開放後の確実な閉止操作等の手順を整備し、津波襲来時に閉止された状態を保持することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### (3) 津波監視設備の設計

解釈別記3は、津波監視設備について、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）を受けにくい位置への設置若しくは影響の防止策又は緩和策等を検討した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波監視機能が保持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波監視設備について、取水ピットの入力津波高さに対して波力、漂流物の影響を受けにくい高さに設置し、津波監視機能を十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加え、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せ、漂流物の影響を受けた場合の支持構造物への衝突荷重を考慮するとしている。

規制委員会は、申請者が、津波監視設備の設計について、入力津波に対して津波監視機能を十分に保持できるよう設置高さを設定すること及び漂流物による荷重を考慮することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### (4) 施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項

#### ① 津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項

解釈別記3は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計に当たり、津波による荷重の設定、余震荷重の考慮及び津波の繰り返し作用の考慮について、耐津波設計上の十分な裕度を確保する方針であることを要求している。

申請者は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項について、以下の方針としている。これに加えて、津波による荷重の設定において、入力津波が有する数値計算に含まれる不確かさ及び各施設、設備等の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する方針としている。

a. 各施設、設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力、波

圧、洗掘力、浮力等) について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定する。

- b. 余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。
- c. 入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討する。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設、浸水防止設備等の設計について、津波荷重の設定において不確かさを十分に考慮すること、余震による荷重を安全側に組み合わせることなどにより、耐津波設計上の十分な裕度を確保することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## ② 漂流物による波及的影響の検討

解釈別記3は、津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物、設置物等が破損、倒壊及び漂流する可能性がある場合に、これらの漂流物が津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流物の発生を防止する措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響を防止する措置を要求している。

申請者は、「3.(5)②津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能保持確認」のとおり漂流物の可能性の検討及びその影響評価を実施するとしている。その結果を踏まえ、防護壁、水密扉及び津波監視設備について、入力津波による津波波力及び漂流物の衝突力に対して十分耐えうる構造として設計する方針としている。さらに、津波や漂流物の衝突に対する安全裕度を向上させるため、海水ポンプエリアを取り囲む防護堤を設置する方針としている。防護堤の設計に当たっては、漂流物として衝突する可能性があるもののうち最も重量のある小型漁船(重量30t)が衝突した場合の荷重を考慮する方針としている。ただし、発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船については、津波警報が発令された場合において、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物を退避させ、緊急離岸する船側と待避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備し適確に実施することにより漂流物としないとしている。

規制委員会は、申請者が、漂流物による波及的影響について、津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう、入力津波による漂流物の衝突力に対して十分耐えうる構造として設計すること

としており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

また、発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船については、津波襲来時に退避する手順を整備して適確に実施することにより、漂流物としないことを確認した。

### ③ 津波影響軽減施設及び設備の扱い

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

申請者は、以下の a. 及び b. の施設を津波影響軽減施設と位置付けるとした上で、これらの施設の設置位置における入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としている。また、入力津波による荷重の設定、余震等の荷重組合せ及び津波の繰り返し作用への考慮について、津波防護施設及び浸水防止設備と同様に耐津波設計上の十分な裕度を確保する方針としている。さらに、基準地震動に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としている。

- a. 発電所周辺を波源とした津波に対して波力低減を考慮するための防波堤
- b. 津波や漂流物の衝突による影響の軽減を考慮するための防護堤

規制委員会は、申請者が、津波影響軽減施設及び設備の設計について、入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計すること、及び耐津波設計上の十分な裕度を確保することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）

第6条は、設計上考慮すべき自然現象（組合せも含む。）及び人為事象（故意によるものを除く。以下本節において同じ。）により、安全施設の安全機能が損なわれないような設計とすることなどを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

### Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

#### 1. 自然現象の抽出

## 2. 人為事象の抽出

### Ⅲ－4. 2 外部事象に対する設計方針

#### Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針

#### Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

#### Ⅲ－4. 2. 3 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針

#### Ⅲ－4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針

#### Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針

### Ⅲ－4. 3 自然現象の組合せ

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

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## **Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出**

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

### 1. 自然現象の抽出

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

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき自然現象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る個々の自然現象として、竜巻、火山の影響、森林火災、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、高潮、洪水及び地滑りの12事象を抽出している。

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

規制委員会は、申請者による自然現象の抽出が、自然災害や自然現象に関する国内外の知見・情報を広く収集した上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していること、その抽出した自然現象について、関連して発生する可能性がある自然現象も含まれていること、及び設置許可基準規則解釈に具体的に例示した自然現象が全て含まれていることにより、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

## 2. 人為事象の抽出

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

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき人為事象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下等）及びダムの崩壊の7事象を抽出している。

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

### Ⅲ－4. 2 外部事象に対する設計方針

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

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の1. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）について、自然現象ごと（関連して発生する可能性がある自然現象がある場合はそれも考慮に含める。）に原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）に対する設計方針について、竜巻については「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」、森林火

災については外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針」、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、高潮、洪水及び地滑りの9事象（以下「その他自然現象」という。）については「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」において記載している。

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

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）に対する設計方針について、爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスについては外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針」、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下等）及びダム崩壊の4事象（以下「その他人為事象」という。）については「Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針」において記載している。

### **Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針**

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 竜巻に対する防護に関して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針
2. 発生を想定する竜巻の設定
3. 設計荷重の設定
4. 設計対象施設の設計方針
5. 竜巻随伴事象に対する設計対象施設の設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針**

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

### (1) 竜巻防護施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護施設として、安全重要度分類指針に基づくクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。また、クラス3に属する構築物、系統及び機器は、竜巻により損傷した場合であっても、代替手段があることなどにより安全機能が損なわれないことから抽出しない方針としている。

規制委員会は、申請者による竜巻防護施設を抽出するための方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、それぞれの安全機能を勘案するとしていることを確認した。

### (2) 竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設として、倒壊等により竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設や、気圧差等によるダクト等の損傷により竜巻防護施設の機能維持に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針としている。

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

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

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

規制委員会は、申請者が、竜巻によって安全施設の安全機能が損なわれないように設計する上で必要な竜巻防護施設を内包する建屋を抽出するとしていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計対象施設を抽出するための方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、安全施設の安全機能に着目した検討が行われていることを確認した。

## 2. 発生を想定する竜巻の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、本発電所敷地への襲来を想定する竜巻（以下「設計竜巻」という。）を設定することが必要である。この設定に当たっては、竜巻ガイドにおいて、竜巻発生観点から、発電所が立地する地域及び類似の気象条件等を有する地域（竜巻検討地域）を設定した上で、竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて設計対象施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻（以下「基準竜巻」という。）を設定することを示している。さらに、発電

所が立地する地域の特性を踏まえて基準竜巻に対して最大風速を割り増す必要性を検討した上で、設計竜巻を設定することを示している。

### (1) 竜巻検討地域の設定

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

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

### (2) 基準竜巻の最大風速の設定

申請者は、基準竜巻の最大風速の設定に当たり、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、過去に発生した竜巻による最大風速 ( $VB_1$ ) と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 ( $VB_2$ ) を求め、その結果、大きい方を基準竜巻の最大風速として設定している。

具体的に  $VB_1$  の設定に当たっては、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速について、信頼性のあるデータ等が得られないことから、日本国内で過去に発生した最大の竜巻である F スケール 3（風速 70m/s～92m/s）の最大値（92m/s）を選定している。 $VB_2$  の設定に当たっては、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率  $10^{-5}$  に相当する最大風速（75.4m/s）を選定している。その上で、 $VB_1$  と  $VB_2$  を比較し、大きい方の  $VB_1$  を基準竜巻の最大風速と設定している。

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

### (3) 設計竜巻の最大風速等の設定

申請者は、設計竜巻の最大風速の設定に当たり、本発電所の地形等を踏まえれば、基準竜巻の最大風速を割り増す必要がなく、基準竜巻の最大風速を設計竜巻の最大風速とするとしている。また、設計竜巻の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会（NRC）の基準類を参考としたモデルを用いるとしている。

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

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

### 3. 設計荷重の設定

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

#### (1) 設計竜巻荷重の設定

申請者は、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻の最大風速にさらに余裕を持たせた竜巻（最大風速 100 m/s）による設計竜巻荷重を設定している。設計竜巻荷重としては、「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」を設定している。このうち「飛来物の衝撃荷重」の設定に当たっては、本発電所構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、運動エネルギー及び貫通力の大きさを踏まえ、設計上考慮すべき飛来物（以下「設計飛来物」という。）を設定している。その上で、衝突時に設計対象施設に与えるエネルギーが設計飛来物によるものより大きくなる物については、浮き上がりや横滑りの有無を考慮した上で、固定、固縛、車両の退避等により確実に飛来物とならないようにする運用としている。

規制委員会は、申請者による設計竜巻荷重の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、衝撃荷重について、飛来物となり得るものを抽出し設計飛来物を選定した上で設定していること、設計飛来物より運動エネルギー又は貫通力が大きくなる場合には固縛等の飛来物発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

#### (2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

申請者は、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定に当たり、設計対象施設に常時作用する荷重（自重）と運転時荷重（死荷重及び活荷重）を組み合わせるとしている。

また、竜巻と同時に発生し得る自然現象による荷重については、竜巻と同時に発生し得る自然現象が与える影響のモードを踏まえた検討により、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として考慮する必要がないとしている。

さらに、設計基準事故時の荷重との組み合わせを適切に考慮する設計としている。

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

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

以上のとおり、規制委員会は、「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。これに加え、「飛来物の衝撃荷重」については、飛来物となり得るものを抽出し設計飛来物を選定した上で設定していること、設計飛来物より運動エネルギー又は貫通力が大きくなる場合には固縛等の飛来物発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

#### 4. 設計対象施設の設計方針

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

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

##### (1) 建屋に内包される竜巻防護施設

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

##### (2) 屋外の竜巻防護施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている竜巻防護施設

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

##### (3) 竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設

倒壊等により竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても竜巻防護施設に影響を与えないように、固定等の防護対策を講じる方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて竜巻防護施設及び竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設に対して防護対策を講じることにより、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

## 5. 竜巻随件事象に対する設計対象施設の設計方針

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

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

火災については、屋外にある燃料タンク等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護施設の許容温度を超えないように防護対策を講じる方針としている。なお、詳細については、「Ⅲ－4. 2. 3 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針」にて記載する。

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

外部電源喪失については、ディーゼル発電機を竜巻防護施設として設定し、その安全機能が損なわれないように防護する設計とする方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、燃料タンク等と竜巻防護施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、随件事象の影響を適切に設定した上で、その随件事象に対して竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とする方針としていることを確認した。

### Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出
2. 原子力発電所の運用期間（原子力発電所に核燃料物質が存在する期間）にお

ける火山活動に関する個別評価

3. 火山活動のモニタリング
4. 火山事象の影響評価
5. 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針
6. 降下火砕物による影響の選定
7. 設計荷重の設定
8. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針
9. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

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

申請者は、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の調査及び評価として、完新世に活動を行った火山及び将来の火山活動可能性が否定できない火山の抽出について以下のとおり評価を示した。

- (1) 検討対象火山について、文献調査及び地形・地質調査に基づいて第四紀火山の噴出物の分布等を把握し、敷地から半径 160km の範囲に存在する 39 火山を抽出している。
- (2) 39 火山について将来の活動可能性の評価を行い、活動履歴において最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことなど（兼岡・井田（1997）等に基づいて 100 万年前以降の活動が認められない場合、及び横瀬ほか（1998）を参考として今後数十年程度の期間において本発電所周辺の火山活動は現在の火山フロント付近に収束する傾向にあることを含む。）から 25 火山を将来の活動性がないと評価し、将来活動する可能性がある、若しくは否定できない火山として 14 火山を抽出している。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出は、地理的領域の設定や階段ダイヤグラムの作成等に基づいて行われていることなどから、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

## 2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

火山ガイドは、将来活動する可能性がある、若しくは否定できない火山について、原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動の可能性を総合的に評価し、可能性が十分小さいと判断できない場合は、火山活動の規模及びその火山事象の影響評価を実施することを示している。

申請者は、これらについて以下のとおり評価を示した。

- (1) 鹿児島地溝（加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ及び阿多カルデラが含まれる地帯）全体としての VEI7 以上の噴火の平均発生間隔は約 9 万年であり、当該地域における最新の VEI7 以上の噴火は約 3.0 万年前ないし約 2.8 万年前であることから、鹿児島地溝については VEI7 以上の噴火の活動間隔は、最新の VEI7 以上の噴火からの経過時間に比べて十分長く、運用期間中における VEI7 以上の噴火の活動可能性は十分低いとしている。
- (2) Nagaoka (1998) による噴火ステージ、鍵山編 (2003)、東宮 (1997) などによるマグマ溜まりの浮力中立点に関する検討及び Roche and Druitt (2001)、篠原ほか (2008) などによるメルト包有物・鉱物組成等に関する分析結果などに基づくと、VEI7 以上の噴火時のマグマ溜まりは少なくとも地下 10km 以浅にあると考えられること、Druitt et al. (2012) が VEI7 以上の噴火直前の 100 年程度の間で急激にマグマが供給されたと推定している知見、及び地球物理学的調査の情報からカルデラの地下構造を推定した知見等に基づき、国土地理院の電子基準点間基線距離の変化率からマグマ供給の状態を推定し、また、階段ダイヤグラムに基づく噴火ステージの評価を行うことで、現在のマグマ溜まりが VEI7 以上の噴火直前の状態ではないと評価し、阿蘇カルデラ、鹿児島地溝のカルデラ及び鬼界における運用期間中の VEI7 以上の噴火の活動可能性は十分に小さいとしている。
- (3) 運用期間中の噴火規模について、阿蘇カルデラ、鹿児島地溝のカルデラ及び鬼界における噴火は VEI6 以下の既往最大を、その他の 9 火山については各火山の既往最大規模をそれぞれ考慮した上で、設計対応不可能な火山事象（火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊、新しい火口の開口、地殻変動）は敷地への影響はないとしている。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所の運用期間中の検討対象火山の活動の評価は、過去の活動履歴の把握や地球物理学的調査に基づいており、これらの手法が火山ガイドを踏まえていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者がその結果に基づき、本発電所の運用期間中に設計対応不可能な火山事象によって本発電所の安全性に影響を及ぼす可能性について十分小さいとしていることは妥当であると判断した。

### 3. 火山活動のモニタリング

火山ガイドは、火山活動のモニタリングに関して、個別評価により運用期間中に火山活動の可能性が十分小さいと評価した火山であっても、設計対応不可能な火山事象が敷地に到達したと考えられる火山に対しては、噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的として運用期間中のモニタリングを行い、噴火可能性につながるモニタリング結果が観測された場合には、必要な判断・対応をとることを示している。

申請者は、敷地から半径5kmの範囲に火砕流堆積物が認められていることから、設計対応不可能な火山事象が過去に敷地に到達したことが否定できない加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ及び阿多カルデラを含め、阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ及び鬼界を対象に、運用期間中のモニタリングについて以下のとおり方針を示した。

- (1) VEI7以上の噴火の早期の段階であるマグマの供給時に変化が現れる地殻変動及び地震活動について、既存観測網等による地殻変動及び地震活動の観測データ、公的機関による発表情報等の収集・分析を行い、第三者の火山専門家の助言を得た評価を定期的にかつ警戒時には臨時で行うことで火山活動状況に変化がないことを定期的に確認する計画としている。
- (2) 対象火山の状態に変化が生じた場合は、設計対応不可能な火山事象を伴うVEI7以上の噴火への発展の可能性を評価し、その可能性がある場合には、原子炉の運転の停止、燃料体等の搬出等を実施する方針としている。

規制委員会は、火砕物密度流による影響に関する審査の過程において、地球物理学的な調査項目を考慮したモニタリング計画の検討、噴火の可能性につながるモニタリング結果が観測された場合の対応方針の検討等を求め、申請者はこれらを反映したモニタリング計画を再検討した。

規制委員会は、申請者が計画している運用期間中のモニタリングが、設計対応不可能な火山事象が過去に敷地に到達したことが否定できない火山を監視対象として抽出し、その監視項目及び監視の方法、定期的評価の方針及び火山活動の兆候を把握した場合の対処方針を示していることなどから、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

### 4. 火山事象の影響評価

火山ガイドは、原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象によって、安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合、原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を地理的距離から抽出し、その影響評価を行うことを示している。

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

- (1) 設計対応不可能な火山事象以外の火山事象については、運用期間中に考慮する噴火規模と本発電所との位置関係を踏まえ、降下火砕物については桜島における桜島薩摩噴火（約 12,800 年前、噴火規模は約 11km<sup>3</sup>）によるものが敷地において最も影響が大きいと評価し、文献調査によって層厚が 12.5cm 以下であること及び地質調査によって敷地付近に降下火砕物が認められないことを踏まえ、敷地において考慮する降下火砕物の層厚を 15cm としている。
- (2) 降下火砕物以外の火山事象である火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震、熱水及び地下水の異常の影響については、将来活動する可能性がある、若しくは否定できない火山から、いずれも敷地に影響を及ぼさないとしている。
- (3) 桜島薩摩噴火による火山灰の堆積量の推定について、シミュレーションによる検討を行い、シミュレーション結果による層厚を 12cm 以下、シミュレーションの前提条件として得られた諸元として密度を 1.3 ないし 1.5g/cm<sup>3</sup>（飽和）、0.6 ないし 0.8g/cm<sup>3</sup>（乾燥）、粒径を 4mm 以下が 95%以上としている。

規制委員会は、申請者が実施した設計対応不可能な火山事象以外の火山事象の影響評価については、降下火砕物の数値シミュレーションを行うことにより算出していることなどから、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

## 5. 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針

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

申請者は、降下火砕物の影響を設計に考慮する施設として、安全重要度分類指針で規定されているクラス 1 及びクラス 2 に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。このうち、建屋に内包される構築物、系統及び機器についてはこれらの施設を内包する建屋、屋外に設置されている施設、屋外に開口している施設並びに外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取込む機構を有する施設を設計対象施設としている。さらに、降下火砕物の影響によりクラス 1 及びクラス 2 に属する施設に影響を及ぼし得るクラス 3 に属する施設を設計対象施設として抽出する方針としている。それ以外のクラス 3 に属する施設にあっては、

降下火砕物により損傷した場合であっても、代替手段があることなどにより安全機能が損なわれないことから抽出しない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対象施設を抽出するための方針が、安全重要度分類指針に従って、降下火砕物によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器並びに上位クラスへ影響を及ぼし得る施設について、火山ガイドを踏まえて降下火砕物の特徴を考慮した上で、適切に抽出するものとしていることを確認した。

## 6. 降下火砕物による影響の選定

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

### （1）直接的影響

申請者は、降下火砕物の特徴から荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を設定した上で、外気吸入の有無等の特徴を踏まえ、直接的影響の主な因子として、構造物への静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗、閉塞）及び化学的影響（腐食）を選定している。

### （2）間接的影響

申請者は、降下火砕物が原子力発電所に間接的に与える影響について、外部電源の喪失及び交通の途絶といった本発電所外で生じる影響を選定している。

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

## 7. 設計荷重の設定

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

申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の設計対象施設ごとに応じた常時作用する荷重、運転時荷重（自重、死荷重及び活荷重）を適切に組み合わせるとしている。火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。さらに、

設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

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

なお、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪の組合せについては「Ⅲ－4. 3 自然現象の組合せ」、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－4. 4 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮」で記載している。

## 8. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

降下火砕物の直接的影響によって安全機能が損なわれない設計方針とする必要がある。

### （1）安全機能を有する構築物等の健全性の維持（荷重）に対する設計方針

申請者は、設計対象施設のうち降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設について、設計荷重が許容荷重に対して構造健全性を失わず、安全機能を損なわない設計方針としている。

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

### （2）安全上重要な設備の機能の維持に対する設計方針

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

#### ① 構築物への化学的影響（腐食）

設計対象施設である建屋及び屋外施設は、外装塗装等を実施し、降下火砕物に付着した腐食性ガスによる化学的影響（腐食）に対して、安全機能が損なわれないように設計するとしている。

#### ② 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）

設計対象施設である水循環系を有する施設は、降下火砕物の粒径に対して、その施設の狭隘部に十分な幅を設け閉塞しないように設計するとしている。降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はないとしている。また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計するとしている。摩耗につ

いては、降下火砕物の硬度が砂よりも低くもろいことから、点検及び補修により対応が可能としている。

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

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

④ その他の影響

設計対象施設への直接的影響としては、上記の①から③の他に、降下火砕物の粒子の衝突、水質汚染の影響が考えられるが、設計対象施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしている。また、電気系及び計装制御系の計装盤は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。

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

### （３）外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針

申請者は、屋外に連通する開口部を有する設計対象施設については、降下火砕物が侵入し難い設計方針とするとともに、塗装を行うとしている。降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、当該汚染が外気取入口から中央制御室に侵入しないように換気空調系の閉回路循環運転を実施することとし、この場合であっても酸素濃度の低下又は炭酸ガス濃度の上昇により制限値に達するまでの間の中央制御室の居住性が確保される設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物や設計対象施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入防止対策として、平型フィルタ等の設置や換気空調系の停止により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあつては閉回路循環運転により居住性を確保する方針としていることを確認した。

### （４）降下火砕物の除去等の対策

申請者は、設計対象施設に、長期にわたり静的荷重がかかることや化学的影響が発生することを避け、安全機能を維持するために、除灰作業や点検等を実施する方針としている。

規制委員会は、申請者が、降下火砕物の除去等について、除灰作業等に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針としていることを確認した。

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

## 9. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

火山ガイドは、降下火砕物による間接的影響として長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶を想定し、外部からの支援がなくても、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れることを示している。

申請者は、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないようにディーゼル発電機、燃料油貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備え、タンクローリによる燃料の運搬も含めて7日間の連続運転が可能な設計方針としている。燃料貯蔵タンクから燃料油貯油槽への燃料運搬については、降灰時の道路条件を想定しても除灰作業によりアクセス性を確保するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、ディーゼル発電機、燃料油貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備え、7日間の連続運転を可能とするために、燃料の運搬のためのアクセスルートの除灰作業を行う運用とするとしており、この方針が火山ガイドを踏まえたものであることを確認した。

### Ⅲ-4. 2. 3 外部火災に対する設計方針

第6条第1項から第3項は、敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象（故意によるものは除く。）による火災等（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針
2. 考慮すべき外部火災
3. 外部火災に対する設計方針
  - (1) 森林火災
  - (2) 近隣の産業施設の火災・爆発
  - (3) 発電所敷地内における航空機落下等による火災
  - (4) ばい煙及び有毒ガス

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

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

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

規制委員会は、申請者による外部火災防護施設の抽出方針について、外部火災によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器を、火炎及び輻射熱の影響による影響並びにばい煙等の二次的影響の特徴を考慮した上で、安全重要度分類指針に従って抽出するものとしていることを確認した。

## 2. 考慮すべき外部火災

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

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

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

## 3. 外部火災に対する設計方針

### （1）森林火災

森林火災に対する防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、発電所周辺で発生し得る森林火災の設定方法、森林火災による発電所への影響を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり森林火災を設定し、その延焼を防ぐための手段として防火帯を設けるとした上で、防火帯の幅、危険距離（火災の延焼防止に必要な

な距離)及び火炎が防火帯外縁に到達するまでの時間を評価し、設計方針を策定している。

① 発生を想定する森林火災による影響評価

森林火災による影響を評価するに当たり、外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度の算出方法を示すとともに、延焼速度を基に発火点から発電所までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を、火炎輻射強度を基に危険距離を算出する方法を示している。

a. 発生を想定する森林火災の設定

申請者は、発生を想定する森林火災の設定として、本発電所周辺の可燃物の量(植生)、気象条件、発火点等の森林火災の発生に関連する条件について、以下のように設定している。

ア. 可燃物の量(植生)の設定

申請者は、鹿児島県から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種、林齢に基づき、可燃物となる植生を設定している。

規制委員会は、この設定については、現地状況を踏まえたものであることを確認した。

イ. 気象条件の設定

申請者は、鹿児島県における森林火災発生頻度が年間を通じて比較的高い月の過去10年間の気象データの中から、最小湿度、最高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組み合わせを気象条件として設定している。また、風向については、最大風速時における風向と卓越風向の2つを設定し、これらを基に評価に必要なパラメータを算出した上で、パラメータごとに、より厳しい値を採用している。

規制委員会は、この設定については、本発電所周辺の特徴が考慮されていることを確認した。

ウ. 発火点の設定

申請者は、発火点の設定について、最大風速時の風向が東であることを踏まえ、発電所東側で最も近い道路沿いの駐車場を設定するとともに、卓越風向が北北東であることを踏まえ、北東の森林も設定している。2つの発火点を基に評価に必要なパラメータを算出し、パラメータごとに、より厳しい値を採用している。また、いずれの発火点も、発電所からの直線距離が10kmまでの範囲内であり、発火源として人為的行為を想定している。なお、発電所東側の発火点については、周辺に森林が多いことから、より遠

い場所を発火点とした場合の森林火災も評価し、道路沿いの駐車場の方がより厳しくなることを確認している。

規制委員会は、この設定については、本発電所周辺の特徴が考慮されており、保守的なものであることを確認した。

#### エ. 土地の利用状況及び地形の設定

申請者は、土地の利用状況について、国土交通省により提供されている国土数値情報の100mメッシュのデータを用い、地形データについては国土地理院により提供されている基盤地図情報の10mメッシュの標高データを用いている。

規制委員会は、この設定については、高い空間解像度を有するデータが採用されており、現地状況を踏まえたものであることを確認した。

#### オ. 発火時刻の設定

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

規制委員会は、この設定については、火線強度を最大にするものであり、保守的なものであることを確認した。

#### b. 森林火災による影響評価

申請者は、以上の設定を基に、森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)を用いて、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を算出した上で、延焼速度を基に発火点から防火帯までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を算出している。具体的には、延焼速度を0.03m/sとし、これを基に、発火点から防火帯までの火災の到達時間を約5時間としている。防火帯の外縁での最大火線強度を366kW/mとし、これに必要な防火帯幅を16mとしている。また、最大の火炎輻射強度を426kW/m<sup>2</sup>としている。

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

規制委員会は、申請者による森林火災の設定及び森林火災による影響評価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要なパラメータが適切に設定及び算出されていることを確認した。

## ② 森林火災に対する設計方針

発生を想定する森林火災の設定等に関して、外部火災ガイドは、発火点から発電所敷地境界までの到達時間の算出及び防火帯幅の設定の考え方を示している。

申請者は、発火点から防火帯までの到達時間が約5時間と算出されたことから、発電所に常駐する自衛消防隊により、万が一の飛び火等による火災の延焼を防止することが可能であるとしている。

必要な防火帯幅が16mと算出されたことから、森林伐採により20mの防火帯幅を確保するとしている。また、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が $426\text{kW/m}^2$ と算出されたことから、設計方針の策定に用いる火炎輻射強度を $500\text{kW/m}^2$ とし、これに対する危険距離を算出した上で、危険距離に応じた離隔距離を確保するとしている。

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

クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を内包する建屋について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建屋の外壁温度が許容値を下回るように設計するとしている。クラス1及びクラス2に属する屋外の構築物、系統及び機器については、森林火災に伴う温度上昇により安全機能が損なわれないように設計するとしている。また、クラス3に属する屋外の構築物、系統及び機器については、防火帯の内側への設置、代替設備の確保又は火災防護計画に基づく消火活動により防護する方針としている。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要な防火帯幅及び外部火災防護施設との離隔距離を確保するとしていること、代替設備の確保及び火災防護計画に基づく消火活動によりクラス3に属する屋外の構築物等を防護する方針としていることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計が、森林火災による影響に対して必要な防火帯幅等を確保する方針としていることを確認した。

## **(2) 近隣の産業施設の火災・爆発**

近隣の産業施設の火災・爆発に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発電所敷地外の石油コンビナート等を抽出した上で、設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、それらに火災・爆発が発生した場合の影響（飛来物を含む。）について評価する方法を示している。

申請者は、以下のように近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価した

上で、離隔距離（火災・爆発の発生が想定される地点から外部火災防護施設までの距離）が危険距離（火災の延焼防止に必要な距離）及び危険限界距離（爆発の爆風圧が 0.01MPa 以下になる距離）以上となるように、設計方針を策定している。

① 近隣の産業施設の火災・爆発の発生の想定

近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価するためには、発電所に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設を抽出する必要がある。外部火災ガイドは、具体的な火災・爆発の設定方法、危険距離及び危険限界距離の算出方法を示している。

申請者は、発電所敷地外の半径 10km 以内に存在する石油コンビナート及び危険物貯蔵所等を抽出した上で、危険物等の流出による火災やガス爆発を想定し、危険距離及び危険限界距離を算出している。

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

② 想定される近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計方針

発生を想定する近隣の産業施設の火災・爆発に対して防護設計を行うために、設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、危険距離及び危険限界距離に対して、必要な離隔距離（近隣の産業施設と原子炉施設の間の距離）を確保することを示している。

申請者は、近隣の産業施設において想定される火災・爆発に対して算出された危険距離及び危険限界距離を上回る離隔距離が確保されるとしている。また、近隣の産業施設の爆発に伴い発生が想定される飛来物については、過去の実績を踏まえた算出方法によって求められた最大の飛距離を上回る離隔距離が確保されるとしている。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、算出された危険距離及び危険限界距離等に対して、必要な離隔距離を確保する方針としていることを確認した。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、当該火災・爆発による影響に対して必要な離隔距離を確保する方針としていることを確認した。

### (3) 発電所敷地内における航空機落下等による火災

航空機落下等による火災に対して防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、発電所敷地内における航空機落下の想定の方法、この火災による発電所への影響を評価する方法を示している。

申請者は、以下のように、発電所敷地内における航空機落下等による火災を設定した上で、設計方針を策定している。その際、航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物タンクによる火災の重畳を考慮している。

#### ① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定等

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

申請者は、以下のように、発電所敷地内への航空機落下による火災だけでなく、これに伴う危険物タンクによる火災についても想定し、航空機落下による火災とそれに伴う危険物タンクによる火災も考慮し、輻射強度を算出している。

##### a. 航空機による火災の設定

申請者は、航空機落下事故の発生状況や機種による飛行形態の違いに関する最新の知見を基に、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定している。その航空機ごとの落下確率に関する知見を基に、敷地内において航空機落下確率が  $10^{-7}$  回/炉・年以上となる区域を、選定された航空機ごとに特定し、その中で安全施設から最も近い場所に航空機が落下し、搭載された全燃料が発火した場合の火災を想定している。なお、落下実績がない航空機については、保守的に落下実績を 0.5 件としている。その上で、選定された航空機ごとの燃料積載量と落下地点から安全施設までの距離を基に、輻射強度が最大となる航空機の種類を特定し、その落下による火災を設計方針の策定のために設定している。

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

##### b. 発電所敷地内の危険物タンクによる火災の設定

申請者は、発電所敷地内に存在する危険物タンクのうち、燃料保有

量及び燃焼面積が最大のタンク又は各外部火災防護施設の最も近くに設置されたタンクを選定し、タンク内の燃料量と原子炉建屋からの距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物タンクによる火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、発電所敷地内に存在する危険物タンクが特定され、タンク内の全燃料が燃焼した場合を想定し、タンクと各外部火災防護施設との距離を考慮して、輻射強度が最大となるタンクが選定され、そのタンクにおける火災が設定されていることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下等の火災の設定について、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

## ② 航空機落下等による火災に対する設計方針

発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定等に基づき、外部火災防護施設に対する設計方針を策定する必要がある。

申請者は、航空機落下による火災及び敷地内の危険物タンクによる火災を想定した場合について、それぞれについて算出した輻射強度に対し、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を内包する建屋の外壁温度が、許容値を下回るように設計するとしている。

さらに、航空機落下による火災と敷地内の危険物タンクによる火災の重畳について、同様に建屋の外壁温度を評価し、必要に応じて危険物タンクと建屋との間に障壁を設けることにより、外壁温度を許容値以下とするとしている。

また、クラス1及びクラス2に属する屋外の構築物、系統及び機器については、航空機落下等による火災に伴う温度上昇により安全機能が損なわれないこととしている。クラス3に属する屋外の構築物、系統及び機器については、代替設備の確保又は消火活動により防護する方針としている。

規制委員会は、申請者による航空機落下等による火災に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機火災の設定において敷地内の危険物タンク火災との重畳を考慮し、厳しい火災に対する輻射強度が算出されていること、算出された輻射強度に対して、必要に応じて障壁を設置することにより建屋の外壁温度を許容値以下とする方針としていることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下等の火災に対する設計が、外部火災

ガイドを踏まえたものであり、当該火災が保守的に評価された上で策定されていることを確認した。

#### (4) ばい煙及び有毒ガス

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

申請者は、発生を想定する二次的影響として、火災に伴い発生するばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。その上で、それぞれの影響に対して、安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器として、外気を取り込むクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出した上で、設計方針を策定している。

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

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

### **Ⅲ－4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針**

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

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

1. 風(台風)に対しては、建築基準法に基づき風荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
2. 降水に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された日最大1時間降水量を上回る処理能力を持つ構内排水設備を設置して海域に排水する設計と

する。

3. 落雷に対しては、建屋等に避雷設備を設置するなどの設計とする。
4. 生物学的事象に対しては、クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却海水設備に除塵設備を設ける設計とする。また、除塵装置を通過する貝等の海生生物に対して、海水ストレーナやスポンジボール洗浄装置により原子炉補機冷却水冷却器や復水器等への影響を防止する設計とする。小動物の侵入に対して屋外設置の端子箱貫通部等にシールをする設計とする。
5. 凍結に対しては、本発電所近隣の気象台で観測された最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれがあるものは保温等の凍結防止対策を行う設計とする。
6. 積雪に対しては、建築基準法に基づき積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
7. 高潮に対しては、本発電所近隣の験潮場での過去最高潮位以上の敷地高さに安全施設を設置し、高潮により影響を受けることのない設計とする。
8. 洪水に対しては、本発電所の敷地付近には川内川があるが、本発電所敷地は丘陵地帯であるため、洪水による被害を受けないことから、設計上考慮する必要はない。
9. 地滑りに対しては、本発電所敷地内に地滑りの素因となるような地滑り地形の存在は認められず、地滑りが発生しないことから、設計上考慮する必要はない。

規制委員会は、申請者の設計について、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

1. 風（台風）に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の風速を考慮して風荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、風（台風）に対する防護対策は、「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻による対する設計方針」に包絡される。
2. 降水に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮して構内排水設備を設計するとしていること。なお、降水に対する防護対策は、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止（第9条関係）」に包絡される。
3. 落雷に対しては、避雷設備、接地網等を有する方針としていること。
4. 生物学的事象に対しては、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置をとる方針としていること。
5. 凍結に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最低気温を考慮して凍結防止対策を行う方針としていること。

6. 積雪に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の積雪量を考慮して積雪荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、積雪に対する防護対策は、地震及び火山の影響による設計荷重の評価に包絡される（地震に対しては「Ⅲ－4. 2. 1 地震による損傷の防止（第4条関係）」、火山の影響に対しては「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」）。
7. 高潮に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、高潮の影響を受けないよう安全施設への影響として考えられる最大の潮位を考慮して安全施設を設置する方針としていること。なお、高潮に対する防護対策は、「Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）」に包絡される。
8. 洪水に対しては、川内川と本発電所周辺の地形状況から、洪水による被害を受けないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
9. 地滑りに対しては、本発電所の敷地の地形状況から、地滑りが発生しないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

#### **Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針**

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

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の2. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）のうち、「Ⅲ－4. 2. 3 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針」に記載したもの以外のその他人為事象（4事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない設計としている。

1. 船舶の衝突については、航路を本発電所敷地から離していることなどから、船舶が取水口に進入する可能性は極めて低く、仮に船舶が漂流した場合でも、閉塞しないよう開口部を十分広くした設計とする。また、重油流出事故が発生した場合はオイルフェンスを設置する設計とする。
2. 電磁的障害については、原子炉保護系計器ラック及びケーブルに対し、電磁波の侵入防止対策を行う設計とする。
3. 飛来物（航空機落下等）については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について（平成14・07・29原院第4号）」等に基づき、航空機落下確率を評価した結果、1号炉は約 $4.7 \times 10^{-8}$ 回/炉・年、2号炉は約 $4.8 \times 10^{-8}$ 回/炉・年であり、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、本発電所1号炉及び2号炉ともに防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超

- えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。
4. ダムの崩壊については、崩壊により本発電所に影響を及ぼすようなダムはないことから、設計上考慮する必要はない。

規制委員会は、申請者の設計について、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

1. 船舶の衝突に対しては、本発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえたものとしていること。
2. 電磁的障害に対しては、計測制御回路を構成する機器に電磁波侵入防止対策を講じるとしていること。
3. 飛来物（航空機落下等）に対しては、最新の航路、飛行実績等の情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
4. ダムの崩壊に対しては、本発電所周辺にダムはないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

### **Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ**

安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討する必要がある。なお、安全施設の安全機能が損なわれないことを広く確認する観点から、地震と津波についても、組み合わせる自然現象の対象に含める必要がある。

その上で、その組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）」及び「Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）」において検討していない影響）により、安全施設の安全機能が損なわれないように設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12 事象）のうち、「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」で本発電所の敷地では発生しないと評価した洪水及び地滑りを除くとともに、「Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）」において評価した高潮を除いた 9 事象に、地震及び津波を加えた 11 事象について、組合せを検討している。その際、各自然現象によって関連して発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組合せについて網羅的に検討している。

この組合せが原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象（関連して発生する可能性がある自然現象も含む）の設計に包絡されている、②原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影

響よりも小さくなる、③同時に発生するとは考えられない、という3つの観点から検討している。

その結果、上記の①から③のいずれかに該当する自然現象の組合せについては、安全施設の安全機能が損なわれないことを確認したとしている。また、①から③のいずれにも該当しない設計上考慮すべき自然現象の組合せとして、火山の影響、風（台風）及び積雪が抽出され、その組合せに対して安全施設の安全機能が損なわれない設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による自然現象の組合せが、安全施設に与える影響を考慮して抽出されていること、また、抽出されたもの以外の自然現象の組合せによる安全施設に与える影響に対しては、安全機能が損なわれないとしていることを確認した。

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

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

重要安全施設の設計に当たっては、これに大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（必要に応じて異種の自然現象を重畳させる）により作用する力（衝撃）に設計基準事故時の荷重（応力）を適切に考慮する必要があり、それぞれ因果関係や時間的変化を踏まえて、適切に組み合わせる必要がある。

申請者は、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の1. で抽出した自然現象に含まれるとしている。また、これらの自然現象又は「Ⅲ－4. 3 自然現象の組合せとそれに対する設計方針」で抽出した自然現象の組合せにより、重要安全施設を含む安全施設の安全機能が損なわれない設計としていることから、これらの自然現象により設計基準事故は発生しないため、当該自然現象と設計基準事故を組み合わせる必要はないとしている。また、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により重要安全施設に作用する衝撃と設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計としている。

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

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

第7条は、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件等が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁等により防護し、人の接近管理及び出入管理が行える設計とする。
2. 原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持ち込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、持ち込み検査が可能な設計とする。
3. 原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。
4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。

規制委員会は、申請者の設計が、核物質防護対策として上記の対策1. から3. を講じるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第8条関係）**

第8条は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止すること、かつ、早期に火災を感知消火すること並びに火災の影響を軽減することができるように設計することを要求している。また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように消火設備を設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域又は火災区画の設定
2. 火災防護計画を策定するための方針
3. 火災の発生防止に係る設計方針
4. 火災の感知及び消火に係る設計方針
5. 火災の影響軽減に係る設計方針

## 6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### 1. 火災区域又は火災区画の設定

火災防護基準は、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるために、火災区域又は火災区画を設定することを要求している。

申請者は、原子炉を安全に停止する（本節において、「原子炉を安全に停止する」とは、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、これを維持することをいう。）ために必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（以下「安全機能を有する機器等」という。）を、火災から防護する対象として抽出する方針としている。安全機能を有する機器等を設置する区域であって、耐火壁によって他の区域と分離されている区域を火災区域として、また、火災区域を耐火壁等によりさらに細分化したものを火災区画として設定している。

なお、設計基準対象施設のうち、安全機能を有する機器等以外の構築物、系統及び機器については、それぞれについて火災防護対策を行うとしている。

規制委員会は、申請者が、安全機能を有する機器等を設置する場所を、火災区域又は火災区画として設定する方針としていることを確認した。

### 2. 火災防護計画を策定するための方針

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

申請者は、火災防護対策を適切に実施するための火災防護計画を定めるとしている。

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

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

- (3) 安全機能を有する機器等を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれの目的を達成するための火災防護対策についても同計画に定めること。

### 3. 火災の発生防止に係る設計方針

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

#### (1) 原子炉施設における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 火災区域に、発火性又は引火性物質を内包する設備を設置する場合、発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止、配置上の考慮、換気、防爆、貯蔵を考慮した設計とする。
- ② 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域においては、換気により可燃性の蒸気を滞留させない。
- ③ 火災区域には、可燃性の微粉を発生する設備を設置しない。
- ④ 水素が発生するおそれがある火災区域においては、水素の換気及び漏えい検知等の対策を図る。
- ⑤ 火災区域には、放射線分解等により水素を発生する設備を設置しない。
- ⑥ 原子炉施設には、火花を発生する設備等発火源となる設備を設置しない。
- ⑦ 原子炉施設には、電気系統の過電流による加熱、焼損の防止等の対策を図る。

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

#### (2) 安全機能を有する機器等における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 機器等の支持構造物のうち、主要な構造材には不燃性材料を使用する。
- ② 変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する。
- ③ 難燃ケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用する。
- ④ 換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き不燃性材料又は難燃性材料を使用する。
- ⑤ 保温材は、金属等の不燃性のものを使用する。

⑥ 建屋内装材は、不燃性材料を使用する。

規制委員会は、申請者による安全機能を有する機器等における火災の発生防止に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

ただし、難燃ケーブルとすべき核計装用ケーブルは、それ単体では延焼を確実に防止できないものの、チャンネルごとに専用電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給防止のため、両端を難燃性の耐熱シール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

### **(3) 自然現象による原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生防止**

申請者は、安全機能を有する機器等を十分な支持性能をもつ地盤に設置し、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止すること、設計に当たっては、設置許可基準規則解釈に従って設計すること、原子炉施設内の構築物、系統及び機器について、落雷による火災の発生防止対策として建屋等に避雷設備を設置するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、自然現象により原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生を防止する方針としており、火災防護基準の規定に則っていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の発生防止に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

## **4. 火災の感知及び消火に係る設計方針**

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

### **(1) 火災感知設備**

申請者は、火災感知設備について、以下の設計方針としている。

- ① 各火災区域における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置する。
- ② 早期に火災を感知するため、煙感知器と熱感知器等異なる種類の感知器を組み合わせて設置するとともに、火災の発生場所を特定することができるものとする。

- ③ 感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況の温度や煙の濃度を監視し、急激な温度上昇や煙の濃度上昇を把握することができる「アナログ式の火災感知器」を使用する。
- ④ 外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるよう内蔵型蓄電池を設置する。
- ⑤ 火災感知設備の情報が中央制御室で監視できる。

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

ただし、一部については火災防護基準が求める「アナログ式の火災感知器」を設置するとならないものの、以下の対応により、十分な保安水準が確保されることを確認した。

- ① 「アナログ式の火災感知器」は火花が出る可能性があるため、水素の漏えいの可能性が否定できない火災区域又は火災区画には設置せず、代わりに防爆型の火災感知器を設置する。また、当該火災区域又は火災区画は、機械空調により環境を維持し誤作動を防止する。
- ② 「アナログ式の火災感知器」は、降水等による誤作動の可能性があり、それを低減するため、屋外の火災区域又は火災区画には設置せず、代わりに密閉性を有する防爆型の火災感知器を設置する。

使用済燃料ピット及び使用済樹脂貯蔵タンク室に火災感知器を設置しないとしていることについては、発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させないとしていることを確認した。

## (2) 消火設備

申請者は、消火設備について、以下の設計方針としている。

- ① 煙の充満等により消火活動が困難となる区域等における消火設備の設計方針

原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等を設置する火災区域又は火災区画には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、中央制御室からの手動操作又は自動起動の消火設備により消火することとする。ただし、火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域又は火災区画、又は、運転員が常駐し高感度の火災感知器を設置することにより消火活動が可能である火災区域又は火災区画においては、消火器等で消火する。

また、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、中央制御室からの手動操作又は自動起動の消火設備により消火することとする。ただし、可燃物がほとんどなく煙が充満

しにくい火災区域又は火災区画においては、消火器等で消火する。

② 消火用水供給系の多重性又は多様性の確保

ろ過水貯蔵タンク2基及び燃料取替用水タンク1基を水源とし、水道水系とは共有しない。消火ポンプは、ディーゼル消火ポンプと電動消火ポンプを各々1台設置する。

③ 消火設備の系統分離に応じた独立性の確保

系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、動的機器である弁等の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。）を仮定しても、消火機能を喪失することがないようにする。

④ 火災に対する二次的影響の考慮

煙等による二次的な影響を受けないよう、消火対象となる火災区域又は火災区画とは別のエリアに消火設備を構成するポンプ及び制御盤等を設置する。

⑤ 消火設備の電源確保

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

⑥ その他

①から⑤に加えて、以下の対策を講じる。

- a. 消火剤及び消火水の確保
- b. 移動式消火設備の配備
- c. 中央制御室への故障警報を発するための吹鳴機能の確保
- d. 全ての火災区域又は火災区画の消火活動を可能とするための消火栓の配置
- e. 固定式ガス消火設備の作動前における退出警報を発するための吹鳴機能の確保
- f. 管理区域内での消火活動を行うことにより、管理区域内から放射性物質を含むおそれがある排水の流出防止
- g. 消火活動を行うために必要となる照明の設置

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

ただし、使用済樹脂貯蔵タンク室に消火設備を設置しないとしていることについては、発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させないとしていることを確認した。

**(3) 地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持**

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

- ① 外気温が 0℃まで低下した場合、凍結を防止するために、屋外の消火栓及び消火配管のブロー弁を微開とする運用とする。また、屋外の火災感知設備は-10℃の環境下でも使用可能なものとする。
- ② 屋外における消火設備の制御盤には浸水防止対策を講じる。また、建屋外の火災感知設備は、風水害によって流れ込む水などに対しても、早期に取替を行うことにより当該機器の機能及び性能の維持ができる運用とする。
- ③ 火災感知設備及び消火設備を、安全機能を有する機器等の耐震クラスに応じて火災区域及び火災区画に設置すること、基準地震動が発生した場合においても当該機器の機能及び性能の維持ができるものとする。
- ④ 地盤変位による影響を直接受けないように配管の建屋接続部に溶接継手を採用する。消火配管を地上又はトレンチ内に設置する。消火配管接続口を建屋の外部に設置する。

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

#### (4) 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、消火設備の放水による溢水に対して、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。また、ガス消火設備として、二酸化炭素及びハロンを用いることとしているが、二酸化炭素は不活性であること及びハロンは電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても、電気及び機械設備に影響を与えないとしている。なお、溢水に対する防護設計については、「Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」において記載する。

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

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

## 5. 火災の影響軽減に係る設計方針

火災防護基準は、原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等について、発電用原子炉施設内のいかなる火災による影響を考慮しても、互いに異なる系統を分離することにより、多重化された系統が同時に機能を喪失することがないように設計することを要求している。また、火災によって運転時の異

常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合にも、原子炉を安全に停止できるように設計することを要求している。

#### (1) 原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等を設置する火災区域の分離

申請者は、原子炉を安全に停止するための安全機能を有する機器等を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁、貫通部シール、防火扉及び防火ダンパで分離するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離する設計としており、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

#### (2) 原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等の系統分離

申請者は、原子炉施設において火災が発生した場合に、その機能の喪失により原子炉を安全に停止することを阻害するおそれがある機器（以下「火災防護対象機器」という。）及び火災防護対象機器を駆動若しくは制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。これらを総称して「火災防護対象機器等」とする。）を防護するため、同機器等の相互の系統分離及びこれらに関連する火災防護対象ケーブル以外のケーブルとの系統分離を行うとしている。系統分離に当たっては、火災区画内及び隣接火災区画間の延焼を防止するため、以下のいずれかに該当する設計とするとしている。

##### ① 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁等により分離された火災区域又は火災区画に設置する。

##### ② 水平距離6m以上の距離等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、互いの系統間の水平距離を6m以上とし、その間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かないこと、かつ、当該区域又は区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。

##### ③ 1時間の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、1時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、当該区域又は区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室及び原子炉格納容器内の区画以外に係る火災の影響軽減に係る設計が、火災防護基準に規定に則っており、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離した上で、原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等の系統分離を図ることにより、当該火災区域又は火災区画において火災が発生した場

合においても原子炉を安全に停止することができるとしていることを確認した。

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

### (3) 原子炉制御室における火災の影響軽減対策

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

- ① 制御盤内における操作スイッチ及びケーブルにおいて火災が発生した場合であっても、近接する他の構成部品に影響がないことを実証試験により確認すること。
- ② ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲への火災を与えない金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用すること。
- ③ 中央制御室に設置する異なる種類の火災感知器とは別に、直ちに煙を検知できる火災感知器を制御盤内に設置すること。
- ④ 常駐する運転員により早期の消火活動が実施できるよう手順を定めて訓練を実施すること。
- ⑤ 火災の発生箇所の特定ができるようサーモグラフィカメラ等を配備すること。
- ⑥ 制御盤の一つの区画内で火災が発生し安全機能が全て喪失した場合であっても、他の区画の制御盤による運転操作、現場の遮断器等の操作により原子炉を停止することができること。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、上記①から⑥の対策を講じることにより、火災の発生防止対策、火災による他系統への延焼を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じること、制御盤の一つの区画内で火災が発生し当該区画における安全機能が全て喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止することができることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

### (4) 原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策

申請者は、原子炉格納容器内で発生が想定される火災に対して、ケーブルトレイが原子炉格納容器内で近接して設置されていること並びに1時間耐火性能を有している隔壁等は事故が発生した場合にデブリ発生の要因となり再循環

サンプの閉塞をもたらす可能性があることから、上記（２）の系統分離対策を講じないものの、以下のとおり対策を講じている。

- ① ケーブルトレイには、火災の延焼や火災からの影響を抑制するため蓋を設置すること。
- ② 電気盤の筐体、油内包機器のケーシング等により、原子炉格納容器内における火災の影響を限定すること。
- ③ 火災源となり得る油を内包したポンプは、油が漏れた場合でも拡大しないように設計すること。
- ④ 防爆型の煙火災感知器及び防爆型の熱火災感知器を設置すること。
- ⑤ 原子炉格納容器内で火災が発生した場合の消火要員の進入の可否の判断を含めた消火手順を定め、消火要員が進入可能な場合は要員による早期の消火活動を行う運用とすること。
- ⑥ 消火要員が進入困難な場合は、中央制御室で手動操作可能な原子炉格納容器スプレイ設備を用いた消火を行うこと。
- ⑦ 格納容器内で火災が発生し動的機器の安全機能を全て喪失した場合であっても、原子炉格納容器外に設置される補助給水設備と主蒸気系統設備により原子炉の高温停止を維持し、火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を起動することで、原子炉の低温停止を達成することができること。

規制委員会は、申請者による原子炉格納容器における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、原子炉格納容器内には可燃物の持ち込みが制限されることを踏まえ、申請者が上記①から⑦の対策を講じることにより、原子炉格納容器内において発火源として想定される機器に火災が発生した場合においても火災の影響を限定し、火災による他系統への延焼や火災からの影響を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じることにより、火災防護対象機器等の機能が損なわれないとしていること、原子炉格納容器内で火災が発生し動的機器の安全機能を全て喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止することができるとしていることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

#### **（５）その他の影響軽減に対する設計上の考慮**

申請者は、放射性物質の貯蔵機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域は、３時間以上の耐火能力を有する壁等によって他の火災区域から分離すること、他の火災区域又は火災区画へ火炎、熱、煙が悪影響を及ぼさないよう換気空調設備には防火ダンパを設置する設計とすること、中央制御室の火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配

備すること、油タンクは換気空調設備による排気等により屋外へ排気することを踏まえた設計としている。

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

#### (6) 火災影響評価

申請者は、火災により運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生したとしても事故等を収束できるよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災による影響を考慮しても、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を想定して多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく異常状態を収束できる設計とする方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

### 6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

火災防護基準は、1. から5. までの項目に加え、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じた設計とすることを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 配線処理室には、2箇所入口を設置する設計とする。また、中央制御室から配線処理室までのケーブルトレイ間は、運転員が消火活動を行うことを考慮しスペースを確保した設計とする。
- (2) 安全補機開閉器室は、電源供給のみに使用する設計とする。
- (3) 蓄電池室には、蓄電池のみを設置し直流開閉装置やインバータは設置しない設計、換気設備は水素ガスの排気に必要な換気量以上となるように設計、換気設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する機能を有する設計とする。
- (4) ポンプ室には、煙を排気できる可搬型の排風機を設置できる設計とする。
- (5) 中央制御室を含む火災区域の換気空調設備には、防火ダンパを設置する設計とする。また、中央制御室の床面には、防火性を有するカーペットを使用する設計とする。
- (6) 使用済燃料貯蔵設備は、純水中においても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする、また、新燃料貯蔵設備は、新燃料を保管するラックが一定のラック間隔を有する設計とするため、消火水が入ったとしても臨界にはならない。

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

規制委員会は、申請者の設計が、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した対策を講じる方針としていることを確認した。

### **Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第9条関係）**

第9条第1項は、安全施設は発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能が損なわれないように設計することを要求している。また、同条第2項の規定においては、設計基準対象施設について、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 溢水に対し防護すべき設備（以下「防護対象設備」という。）を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
4. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針
5. 建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針
6. 建屋外からの流入防止に関する設計方針
7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針
8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 防護対象設備を抽出するための方針**

発電用原子炉施設内で発生する溢水に対して、安全施設の安全機能が損なわれ

ないようにするために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、防護対象設備として、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するために必要な設備、放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備並びに使用済燃料貯蔵槽の冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針としている。なお、それらのうち、溢水によって安全機能が損なわれない静的機器、原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器、溢水の影響を受けて動作機能を損なっても安全機能を維持できる機器及び主給水隔離弁の機能を代替できる主給水逆止弁については、溢水による影響評価の対象として抽出しないこととしている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、設置許可基準規則解釈で規定されている安全機能を有する設備を全て抽出することを確認した。

## 2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水（以下「破損による溢水」という。）、異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「放水による溢水」という。）及び地震等の自然現象による機器の破損等により生じる溢水（以下「地震等による溢水」という。）における、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。

### (1) 破損による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、機器の破損等により生じる溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定している。この場合の溢水量は、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離範囲内の系統保有水量を合算して設定する方針としている。ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量と漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定するとし、配管の破損形状については、内包する流体のエネルギーに応じて、配管を高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、詳細応力評価により設定する方針としている。

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

### (2) 放水による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、「Ⅲ－6 火災による損傷の防止（第8条関係）」において設置するとした消火設備からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としている。放水時間の設定は、3時間を基本とし、火災源が小さい場合は、火災荷重に応じて放水時間を設定する方針としている。

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

### （3）地震等による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、本カテゴリーに入る溢水として、地震により発電所内で発生する溢水を想定するとし、地震以外の自然現象（津波を除く。以下本節において同じ。）により発生する溢水は、防護対象設備の配置及びタンク等の破損条件から地震による溢水に包絡されることから対象としないとしている。具体的な溢水源として、流体を内包するB、Cクラス機器（配管及び容器）のうち基準地震動に対する耐震性が確保されない機器及び使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水を想定している。ただし、防護対象設備が設置されていない水密化区画内で生じる溢水は、溢水源として想定しないとしている。配管の破損により生じる溢水量は、流出流量と隔離時間とを乗じて得られる漏水量と、隔離範囲内の保有水量を合算して設定する方針としている。容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水の全量流出を基本としている。また、運転員の手動操作により漏えい停止が期待できる場合には、これを考慮し設定する方針としている。使用済燃料ピットからの溢水量については、基準地震動により発生するスロッシングによるピット外への漏水量としている。

規制委員会は、申請者が、地震以外の自然現象による溢水が、地震による溢水に包絡されるとしており、溢水源については、流体を内包する全てのBクラス及びCクラス機器（配管及び容器）を対象として基準地震動に対する耐震性を考慮し破損を想定する機器を抽出した上で、設定する方針としていること、また、溢水量については、操作時間を踏まえた隔離時間を考慮して設定する方針としていることを確認した。

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

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

### 3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

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

#### (1) 溢水防護区画の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、防護対象設備が設置されている全ての場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路を対象に溢水防護区画を設定する方針としている。

規制委員会は、申請者による溢水防護区画の設定が、防護対象設備が設置されている全ての区画等を対象に、壁、堰等又はそれらの組合せによって設定する方針としていることを確認した。

#### (2) 溢水経路の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、開口部、扉等からの流入又は流出を保守的に設定した条件で当該区画内の水位が最も高くなる経路を溢水経路として設定する方針としている。ただし、消火活動時の区画扉は、開放状態と設定するとしている。溢水影響を軽減することを期待する壁、扉、堰等については、必要により、保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施するとしている。

規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように適切に行われるとしていること、また、経路上の堰等に溢水影響の軽減を期待する場合は、基準地震動に対する耐震性を評価するとともに、扉等については適切に運用するとしていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水防護区画及び溢水経路の設定が、現場設備等の設置状況を踏まえ、防護対象設備が設置されている全ての区画等を対象に溢水防護区画として設定する方針としているとともに、当該区画内の溢水水位が最も高くなるような保守的な条件で溢水経路を設定する方針としていることを確認した。

### 4. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針

防護対象設備は、破損、放水及び地震等による溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針であることが必要である。

また、使用済燃料ピット水が地震に伴うスロッシングによってピット外へ漏水しても、当該ピットの冷却及び給水ができる設計方針であることが必要である。

#### (1) 没水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、没水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とするとしている。具体的には、以下のいずれかの設計を行う方針としている。

- ① 溢水による水位に対して、機能喪失高さが上回るように設置することにより、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。その際、流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。
- ② 防護対象設備が、多重性又は多様性を有し、各々を別区画に設置することにより、同時に安全機能を損なわない設計とする。
- ③ 壁、扉、堰等による没水対策を実施する。

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

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

## (2) 被水の影響に対する設計方針

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

- ① 防護対象設備が被水試験等により確認された防滴機能を有しており安全機能を損なわない設計とする。
- ② 防護対象設備が、多重性又は多様性を有し、各々を別区画に設置することにより、同時に安全機能を損なわない設計とする。
- ③ 防護対象設備への止水処置等による被水対策を実施する。

この他、消火活動時の放水による被水の影響については、防護対象設備に不要な放水を行わないように消火時の注意事項を定め、教育により周知徹底を図

ることにより被水させるおそれがないとしている。また、現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としている。

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

### (3) 蒸気放出の影響に対する設計方針

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

- ① 蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、遠隔隔離を行う設計とする。
- ② 自動検知及び遠隔隔離対策だけでは、その防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については、防護カバーを設置する。

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

規制委員会は、申請者の設計が、防護対象設備の健全性が確認されている条件を超えることがないようにする方針とし、必要に応じて、①漏えいの自動検知及び遠隔隔離による蒸気影響緩和対策又は、②破損想定箇所への防護カバーを設置することによる緩和対策を行う方針としていることなどを確認した。

### (4) 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

申請者は、使用済燃料ピットの冷却及び給水に必要な設備の没水、被水、蒸気放出の影響に対する安全機能維持に係る設計に加え、使用済燃料ピットが、スロッシング後においても、ピット冷却機能及び遮蔽機能維持に必要な水位を確保する設計方針としている。

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

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

## 5. 建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針

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

申請者は、建屋外の防護対象設備である海水ポンプについて、海水ポンプエリア内外で生じる溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針としている。海水ポンプエリア外で生じる溢水（屋外タンク接続配管の破損等）に対しては、当該エリアへ流入させないように防護壁及び水密扉の設置や壁貫通部の止水措置を講じる方針としている。エリア内で生じる溢水に対しては、破損による溢水、放水による溢水及び地震等による溢水を想定しても、当該設備が没水し機能喪失することがないようにエリア内の床ドレンからの排水を可能とする設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、溢水防護区画外からの溢水に対する防護壁等の流入防止及び区画内の溢水に対する床ドレンから排水が可能な設計とする方針としていることを確認した。

## 6. 建屋外からの流入防止に関する設計方針

防護対象設備が設置されている建屋については、建屋外からの流入防止対策を講じる設計方針であることが必要である。

申請者は、建屋外の溢水源として、タービン建屋、貯水池（みやま池）、廃棄物処理建屋、Bクラス及びCクラスの屋外タンクからの溢水を想定して、水密扉の設置等による流入防止対策を講じる設計方針とするとしている。また、貯水池、Bクラス及びCクラスの屋外タンクからの溢水に関しては、防護対象設備が設置されている建屋の開口部高さに水位が達しない設計方針としている。なお、タービン建屋内で生じる溢水及び地下水による溢水に対する設計方針については、「Ⅲ－3. 2 耐津波設計方針」に記載している。

規制委員会は、申請者の設計が、溢水経路を特定した上で、それぞれの流入経路に対して水密扉の設置等の対策を講じる方針としていることを確認した。

## 7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

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

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

規制委員会は、申請者の設計が、建屋内の壁、堰等の設置によって、放射性物質を含んだ液体の管理区域外への伝播経路を制限することにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない方針としていることを確認した。

## 8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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

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

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

## Ⅲ－8 誤操作の防止（第10条関係）

第10条第2項は、安全施設は、容易に操作できるものでなければならないことを要求している。

申請者は、想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が容易に安全施設を操作できるよう、以下の設計方針としている。

1. 中央制御室の盤面機器は系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器は、形状や色等の視覚的要素での識別を行う設計とする。
2. 現場の弁等については、系統等により色分し識別管理できる設計とする。
3. 中央制御室の制御盤等は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。

4. 外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機等により運転操作に必要な照明を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、原子炉制御室や現場で操作する機器等の識別管理及び操作に係る照明等への配慮を行うことによって、想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が安全施設を容易に操作できるようにしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－９ 安全避難通路等（第１１条関係）

第１１条第３号は、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を備える設計とすることを要求している。

申請者は、以下の設計方針としている。

1. 原子炉の停止、停止後の冷却、監視等の操作が必要となる可能性のある中央制御室、現場操作場所（主蒸気配管室等）及び当該現場へのアクセスルートに、避難用照明とは別の作業用照明を設置する設計とする。
2. 中央制御室の作業用照明は非常用電源から給電し、さらに専用の無停電電源装置を備えた設計とする。
3. 中央制御室以外の作業用照明は常用電源又は非常用電源から給電し、さらに内蔵電池を備えた設計とする。
4. 夜間にタンクローリによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合に備えて、輸送開始が必要となる時間までに可搬型照明を準備可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明及びその専用の電源を備える方針としていること、また、可搬型照明を時間的余裕も考慮し準備可能とすることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とする方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）

第１２条第２項は、重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、原則として多重性又は多様性及び独立性の確保を要求している。当該系統のうち静的機器については、長期間（24時間あるいは運転モードの切替え時点を境界とする。）において想定される静的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能が達成できるように設計することを要求している。

また、同条第６項においては、重要安全施設について、二以上の発電用原子炉施

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

さらに、同条第7項においては、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用原子炉施設における安全施設と相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 静的機器の多重性
2. 共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設）

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 静的機器の多重性

第12条第2項は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものに対して、最も過酷な条件である完全機能喪失を単一故障として想定した場合でも、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保した設計とすることを要求している。ただし、想定される静的機器の単一故障を仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてもよい。また、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合は、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

申請者は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、多重性を有しない静的機器であって、設計基準事故が発生した場合に、長期間にわたり機能が要求される設備として、アニュラス空気浄化設備の排気ダクトの一部、安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部及び中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部を抽出している。

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

(1) 単一故障を仮定しなくてもよい場合

アニュラス空気浄化設備の排気ダクトの一部並びに安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定している。いずれの故障においても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しないとしている。安全上支障のない期間については、修復作業を3日間とし、その間における被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とすることができるとしている。

(2) 多重性の要求を適用しない場合

各号炉において単一の設計とする中央制御室の非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、容易に補修が可能であることに加え、1号炉及び2号炉において共用とすることにより、当該設備の多重性を確保できる設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものを抽出した上で、以下のとおりとしていることを確認した。

- (1) 申請者が単一故障を仮定しないとしたアニュラス空気浄化設備の排気ダクトの一部並びに安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞を仮定したとしても、放射性物質の漏えい時の運転員等の被ばくによる実効線量の評価値が、「添付書類十3.4 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度となるよう安全上支障のない期間内に除去又は修復できるとしていること。
- (2) 申請者が単一の設計とするとした原子炉制御室の非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、他の系統により代替し、所定の安全機能を維持することができるとしていること。

## 2. 共用又は相互接続

第12条第6項は、二以上の発電用原子炉施設における重要安全施設の共用又は相互接続について、これらを行うことは原則せず、二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合にのみ認められることを規定している。また、同条第7

項においては、二以上の発電用原子炉施設における重要安全施設以外の安全施設について、共用又は相互に接続する場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないことを要求している。

申請者は、重要安全施設のうち中央制御室及び中央制御室換気空調設備について、二以上の原子炉施設において共用するとし、重要安全施設以外の安全施設のうち補助蒸気連絡ラインについて、二以上の原子炉施設において相互に接続するとしている。これらの設備については、以下の理由から共用又は相互に接続するとしている。

#### (1) 重要安全施設

抽出された中央制御室は、共用することにより運転員の融通が可能となり総合的な運転管理ができること、また、中央制御室の換気空調設備については、各号炉の換気空調設備を共用することにより、単一の設計とする中央制御室非常用フィルタユニットも含め、安全性が向上することから、二以上の原子炉施設の安全性が向上するとしている。

#### (2) 重要安全施設以外の安全施設

抽出された補助蒸気連絡ラインは、相互に接続するが、通常時は連絡弁を施錠閉により物理的に分離し、また、連絡時においても各号炉の補助蒸気の圧力等が同じであることにより、二以上の原子炉施設の安全性が損なわれないとしている。

規制委員会は、申請者による安全施設の共用又は相互接続の設計について、重要安全施設である原子炉制御室及び原子炉制御室換気空調設備の共用は、1号炉及び2号炉の原子炉施設の安全性が向上すると判断した。また、重要安全施設以外の安全施設である補助蒸気連絡ラインを1号炉及び2号炉相互に接続することは、1号炉及び2号炉の原子炉施設の安全性を損なわないと判断した。

### **Ⅲ－１１ 全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）**

第14条は、全交流動力電源喪失（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉を安全に停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できるような設計とすることを要求している。

申請者は、蓄電池（安全防護系用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約25分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性確保のため、必

要となる設備に 1 時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、重大事故等対処設備からの電力供給が可能となるまでの間、原子炉停止等のために必要な設備に対し電源供給が可能な容量を有する蓄電池（安全防護系用）を備える方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

### **Ⅲ－１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第 16 条関係）**

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

同条第 3 項第 1 号は、燃料取扱場所の放射線量並びに使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能な設計とすることを要求している。同第 2 号は、外部電源が利用できない場合であっても、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能な設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策
2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策**

想定される重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能が損なわれないように設計することを要求している。

申請者は、使用済燃料の貯蔵施設内において落下のおそれがある重量物を抽出した上で、それぞれの重量物が落下しないよう、以下の設計方針としている。

##### **(1) 落下のおそれがある重量物の抽出**

落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することによ

り、落下のおそれのある重量物等の落下時のエネルギーを評価し、気中における落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー以上となる設備等を抽出している（建屋構造物、使用済燃料ピットクレーン、新燃料取扱クレーン、燃料取扱建屋クレーン）。

## （２）抽出された各重量物に対する設計又は運用に関する方針

抽出したそれぞれの重量物に対して、以下のような対策を講じる。

- ① 燃料取扱建屋の構造物については、基準地震動に対して落下しないように設計する。
- ② 使用済燃料ピットクレーンについては、基準地震動に対して、クレーン脚部等（走行レールを含む）に発生する荷重が許容応力以下となるように、吊荷を考慮し保守的に設計する。
- ③ 新燃料取扱クレーンについては、使用済燃料ピットクレーンと同じレール上を走行するため、使用済燃料ピットから離れた場所に固縛することにより、使用済燃料ピット上を走行することがないような措置を講じるか、クレーンの転倒防止対策等により、地震時にも使用済燃料ピットに落下しない設計とする。
- ④ 燃料取扱建屋クレーンについては、使用済燃料ピットの上部に走行レールを敷設せず、仮に走行レールから脱落したとしても、建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

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

## 2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能なように設計することを要求している。また、外部電源が利用できない場合においても、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能であることを要求している。

申請者は、使用済燃料ピットの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信するように設計するとしている。さらに、外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により、使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量を監視できるように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、使用済燃料貯蔵槽を監視するために必要なパラメータとして、放射線量に加え、水位及び水温についても、異常の検知や原子炉制御室における監視を可能とする方針としていること、外部電源喪失時においても監視を可能とする方針としていることを確認した。

### **Ⅲ－１３ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）**

設置許可基準規則解釈第１７条第１項第３号口は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管（以下「接続配管」という。）のうち、通常時及び事故時ともに閉となるべきにもかかわらず、通常時又は事故時に開となるおそれがある弁を有する配管については、原子炉側からみて、第２隔離弁を含むまでの範囲を、クラス１機器である原子炉冷却材圧力バウンダリとすることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有する接続配管は、原子炉側からみて、第２隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする。
2. なお、上記以外の第１隔離弁については、施錠管理を行うことにより開とならない運用とする。
3. 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないよう十分なじん性を有する設計とする。また、クラス１機器としての供用期間中検査を可能とする。
4. 設置許可基準規則解釈第１７条の規定により新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管は、いずれもこれまでクラス２機器であったことから、クラス１機器における要求を満足していることを確認する。当該配管と管台の溶接継手に対して、非破壊検査を全数継続的に行い健全性を確認するとともに、クラス１機器としての供用期間中検査を行う。

規制委員会は、申請者の設計が、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管を抽出するとしていること、当該機器及び配管をクラス１機器として位置付ける方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－１４ 安全保護回路（第２４条関係）**

第２４条第６号は、不正アクセス行為等による被害を防止できるように安全保護回路を設ける設計とすることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

- １．安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。
- ２．安全保護系のデジタル計算機は、ゲートウェイを介することにより送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。
- ３．安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム及び言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
- ４．安全保護系のデジタル計算機の設計、制作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
- ５．発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電氣的アクセスを制限する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－１５ 保安電源設備（第３３条関係）**

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

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

- １．保安電源の信頼性
  - （１）発電所構内における電気系統の信頼性
  - （２）電線路の独立性
  - （３）電線路の物理的分離
  - （４）複数号炉を設置する場合における電力供給確保

## 2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

- (1) 非常用電源設備等
- (2) 隣接する原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### 1. 保安電源の信頼性

#### (1) 発電所構内における電気系統の信頼性

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

申請者は、保安電源設備について、安全施設への電力の供給が停止することがないように設計としている。安全施設に対する電気系統を構成する機器は、短絡、地絡又は母線の低電圧、過電流等を検知し、検知した場合には遮断器により故障箇所を隔離した上で、故障による影響を局所化することができるとともに、他の安全機能への影響を限定できるよう設計としている。また、1相開放時は、電力の供給の安定性を回復できる設計としている。重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した500kV母線を2母線、220kV母線を1母線により構成することで、多重性を有し、系統分離が可能である母線構成としており、電気系統を構成する機器は、規格等で定められた適切な仕様とするとともに、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替え操作が容易な設計としている。

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

- ① 保安電源設備については、安全施設への電力の供給が停止することがないようにすること、電力系統の異常の検知とその拡大防止については、遮断器により短絡等の故障による影響を局所化するとともに、他の安全機能への影響を限定できること。
- ② 外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策

を行うことによって、安全施設への電力の供給の安定性を回復できること。

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

## (2) 電線路の独立性

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

申請者は、本発電所について、送受電可能な500kV送電線1ルート2回線と、受電専用220kV送電線1ルート1回線の3回線で電力系統に連系しており、500kV送電線は約60km離れた南九州変電所に連系し、220kV送電線は約3km離れた新鹿児島線に連系するとしている。南九州変電所が停止した場合には、確実に電力供給するために、人吉変電所等を経由するルートに接続する運用としている。

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

## (3) 電線路の物理的分離

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

申請者は、500kV送電線2回線と220kV送電線1回線について、同一の送電鉄塔に架線しない設計とした上で、大規模な盛り土崩壊、大規模な地滑り等による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保するとともに、強風発生時の事故防止対策の実施により、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのないよう設計ととしている。

規制委員会は、申請者の設計が、地滑り等の共通要因にて電力の供給が全て同時に停止しないように、同一の送電鉄塔に架線しない方針としていることを確認した。

## (4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

第33条第6項は、設計基準対象施設に接続する電線路について、同一の発電所の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2

回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように設計することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設に接続する電線路について、受電可能な3回線を有し、いずれの1回線によっても1号炉及び2号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量を備えるとした上で、500kV送電線は、母線連絡遮断器を介し、母線のタイラインにより1号炉及び2号炉に接続する設計としている。また、開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とした上で、碍子及び遮断器等の機器についても、耐震性の高いものを使用するとしている。また、当該開閉所等は、津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、設計基準対象施設に接続するいずれの2回線が喪失した場合でも他の1回線によって1号炉及び2号炉に電力を供給できる方針としていることを確認した。

## 2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

### (1) 非常用電源設備等

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

申請者は、ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮し、必要な容量のものを2台備え、それぞれ非常用所内高圧母線に接続するとしている。また、蓄電池は、非常用2系統をそれぞれ別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保する設計とするとしている。ディーゼル発電機の連続運転に必要な燃料を貯蔵する設備は、既設のディーゼル発電機燃料油貯油槽に加え、7日間の連続運転を可能とするために燃料油貯蔵タンクを新たに発電所敷地内に設ける設計としている。燃料油貯油槽と燃料油貯蔵タンクは、接続されていないことから、連続運転のためにはタンクローリにより燃料を運搬する必要がある。運搬に当たっては、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）に対して、タンクローリが複数台損傷することを考慮し、必要な台数を確保した上で、確実に運搬する運用によって7日間の連続運転に支障のない設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、以下の方針としていることを確認した。

- ① ディーゼル発電機及び直流電源設備について、多重性及び独立性を考慮し、それぞれ別の場所に設置することにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処す

るための設備の機能を確保する。

- ② ディーゼル発電機の7日間連続運転を可能とするために、必要となる燃料を貯蔵する設備として、燃料油貯油槽に加えて燃料油貯蔵タンクを設置し、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）を想定しても、燃料油貯蔵タンクから燃料油貯油槽に燃料の運搬を確実に行う。

## **（2）隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存**

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

申請者は、非常用電源設備及びその附属設備は1号炉及び2号炉にそれぞれ別に設置し、隣接する原子炉施設と共用しない設計としている。

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

## **Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力**

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

本章においては、申請者の計画が、設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準（2. 2）に適合しているか否かを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

### **1. 重大事故等の拡大の防止等（第37条）**

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

#### **（1）事故の想定**

事故の原因となる事象の抽出、起回事象（※<sup>1</sup>）と安全機能の喪失の組み合わせを網羅的かつ体系的に行っているかを審査する。

起回事象と安全機能の喪失の組み合わせは多数存在することから、効率的に対策を計画するため、起回事象、安全機能の喪失状況、対策の共通性に着目して少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。その上で、事故シーケンスグループ等ごとに事故の進展や対策の実施等の観点から最も厳しい重要事故シーケンス等を選定する。すなわち、重要事故シーケンス等に対して対策が有効であれば、その対策は当該重要事故シーケンス等が含まれる事故シーケンスグループ等に対して有効であるものと判断できる重要事故シーケンス等を選定する。これらが適切に行われているかを審査する。

#### **（2）有効性評価**

事故シーケンスグループ等ごとに、申請者の計画する対策が、当該事故シーケンスグループ等の特徴を踏まえたものか審査する。その上で、重要事故シーケンス等に対して申請者が計画している対策の有効性について、適切な解析手法を用いているか、解析結果が評価項目を満たしているか、解析コード等の不確かさを考慮しても評価項目を満たしていることに変わりはないかを審査する。また、当該対策が要員及び燃料等の観点からも対応可能であるかを審査する。

### **2. 設備及び手順等（第38～第41条、第43～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1. 0～1. 19）**

---

（※<sup>1</sup>） 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器破損及び燃料損傷に波及する可能性のある事象（外部電源喪失、LOCA等）。以下この章において同じ。

申請者は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた対策や前記のように網羅的かつ体系的に想定した事故への対策に関する設備及び手順等を適切に整備する必要がある。さらに、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する必要がある。

**(1) 設備及び手順等に対して要求される共通事項（第38～第41条、第43条、重大事故等防止技術的能力基準1.0）**

地震及び津波などにより機能を喪失しないこと、炉心損傷防止などに必要な容量を確保することなどは、重大事故等に対処するための設備及び手順等に対して要求される共通の事項であり、これらが適切になされる方針であるか審査する。

**(2) 機能ごとに要求される事項（第44～62条、重大事故等防止技術的能力基準1.1～1.19）**

**① 設置許可基準規則等の逐条において必要とされる設備及び手順等**

設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準第1項では、主として福島第一原子力発電所事故の教訓から導かれた要求事項から構成されている。申請者が設備及び手順等を整備する上での申請者の方針が、要求事項に則った適切なものであるかについて審査する。

**② 有効性評価において必要とされる設備及び手順等**

上記有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備が、適切な方針の下に行われるかを審査する。

**③ 申請者の自主的な設備及び手順等**

機能喪失の原因分析などを行った上で、さらなる対策の抽出を行い、上記以外の設備及び手順等を整備など自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。なお、有効性評価においては厳しい条件で解析を行うため、故障した設備の復旧などは見込まないが、実際には復旧対策などの自主的な対応が行われる。このため、全体としての対策の実現性を検討するためには、自主的な対応も確認することが必要である。

**3. 大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力基準2.1）**

申請者は、原子炉施設が大規模な損壊に至った場合に対しても、事故の影響を緩和する対策を整備しておく必要がある。

重大事故等防止技術的能力基準2.1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における手順書、当該手順書に

従って活動を行うための体制及び資機材を適切に整備する方針であることを要求している。

大規模損壊に対する手順書、体制及び資機材の整備については、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた適切な方針であるかを審査する。

#### **IV-1 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）**

第37条は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、重大事故が発生した場合においては、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じることを要求している。

また、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

- IV-1. 1 事故の想定
- IV-1. 2 有効性評価の結果
  - IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策
  - IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策
  - IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策
  - IV-1. 2. 4 停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

また、規制委員会は、申請者が有効性評価に用いた解析コードについて、その適用性を確認した。

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

なお、以下において位置付けた重大事故等対処設備及びその手順等の整備の方針は、IV-2からIV-4に示している。

#### **IV-1. 1 事故の想定**

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする原子炉施設において「想定

する事故シーケンスグループ（※<sup>2</sup>）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※<sup>3</sup>）」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、有効性評価の対象とするとしている。また、格納容器破損モードごとに、格納容器の損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定するとしている。

また、停止中評価ガイドは、燃料の損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

さらに、SFP 評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止については、想定事故 1 及び想定事故 2 を想定するとしている。

（事故シーケンスグループ等（設置許可基準規則解釈が、必ず想定することを要求しているもの））

#### ① 運転中事故シーケンスグループ

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

#### ② 格納容器破損モード

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- b. 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
- f. 熔融炉心・コンクリート相互作用

#### ③ 運転停止中事故シーケンスグループ

---

（※<sup>2</sup>）起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数若しくは複数の事故シーケンスを含む。

（※<sup>3</sup>）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

- a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

#### ④ 想定事故 1 及び想定事故 2

- a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
- b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失

## 1. 申請内容

事故シーケンスグループ等の特定及び事故シーケンスグループ等ごとの重要事故シーケンス等の選定については、以下のとおりとしている。

### (1) 運転中原子炉において重大事故に至るおそれがある事故

#### ① 事故シーケンスグループの特定

- a. **イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出**  
 内部事象（※<sup>4</sup>）レベル 1PRA の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。
- b. **PRA に代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討**  
 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。  
 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。  
 洪水、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の

（※<sup>4</sup>）PRA の方法論には、①偶発故障を仮定した PRA と、②特定の事象を事故の原因とする PRA がある。偶発故障を仮定した PRA を「内部事象 PRA」という。

機能喪失による全交流電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。

よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

#### c. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

上記 a. においてイベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目して類型化し事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する 8 つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震・津波特有の 5 つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。

#### d. PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定

上記の 5 つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かの検討を、PRA の結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較することにより行った。その結果、頻度の観点からは、5 つの事故シーケンスは、全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて大規模損壊対策による影響緩和を図ることができることを確認した。以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、5 つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。

よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。

#### e. 原子炉格納容器の機能に期待する事故シーケンス

国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする。

### ② 重要事故シーケンスの選定

有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いた。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定した。具体的には表IV-1のとおり。

## (2) 運転中原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

### ① 格納容器破損モードの抽出

#### a. PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る以下の12の格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準（※<sup>5</sup>）に則って検討対象とした。

- 1) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）
- 2) インターフェイスシステム LOCA（vモード）
- 3) 格納容器隔離失敗（βモード）
- 4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）
- 5) 格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク（ηモード）
- 6) 溶融物直接接触（μモード）
- 7) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）
- 8) 水素燃焼又は水素爆轟（γモード）
- 9) ベースマット溶融貫通（εモード）
- 10) 格納容器貫通部過温破損（τモード）
- 11) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード）
- 12) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

#### b. PRAに代わる方法による格納容器破損モードの検討

内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5（※<sup>6</sup>）PRAの手法と工学的な判断により検討を実施した。

検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、βモード、gモード及び地震による格納容器破損（χモード）が考えられるが、βモード及びgモードについてはa.の12の破損モードで抽出されていること、χモードについては直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大

（※<sup>5</sup>）日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008

（※<sup>6</sup>）レベル1.5PRAとは、格納容器破損頻度を求めるまでのPRAをいう。

規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル 1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても a. の 12 の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

### c. 評価対象とする格納容器破損モードの抽出

上記 a. において検討対象とした 12 の格納容器破損モードには、必ず想定する 7 つの格納容器破損モードが含まれる。なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR の一部の格納容器に特有の事象とみなされているため、PWR である当該評価の対象から除外する。

必ず想定する格納容器破損モードに分類されない 2 つの破損モード（ $\alpha$  及び  $\beta$ ）について、海外知見等に基づいて検討を行い当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと、及び 3 つの破損モード（ $\theta$  モード、 $\nu$  及び  $g$  モード）について、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価することから新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。

よって、想定する格納容器破損モードは、6 つの格納容器破損モード（ $\eta$ 、 $\sigma$ 、 $\gamma$ 、 $\varepsilon$ 、 $\tau$ 、 $\delta$ ）とする。

## ② プラント損傷状態の特定

炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、起回事象と 1 次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、溶融デブリの冷却手段）の 3 種類の属性を用いて定義した。

レベル 1PRA で抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、さらに高圧注入・再循環、格納容器スプレイ注入・再循環の分岐・ヘディングを考慮し、内部事象レベル 1.5 評価用のイベントツリーを作成した。これを用いて各事故シーケンスの PDS を特定した後、PDS ごとに事故シーケンスを整理した。

さらに、PDS ごとに、設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c. の 6 つの格納容器破損モードのいずれかに対応することを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとに PDS を整理した。

## ③ 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとの PDS から、影響の観点で最も厳しくなる PDS を選定した。この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとした。

さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮した。具体的には表IV-1のとおり。

### (3) 運転停止中原子炉において燃料損傷に至るおそれがある事故

#### ① 事故シーケンスグループの特定

運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない炉心損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかった。

#### ② 重要事故シーケンスの選定

停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いた。具体的には表IV-1のとおり。

### (4) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷に至るおそれがある事故

想定事故1及び想定事故2を想定する。

## 2. 審査結果

### (1) 運転中原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。

規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループ

として追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈に則って、頻度は全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。

また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈に則った考え方であることから、妥当であると判断した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

## (2) 運転中原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。評価対象とした12の格納容器破損モードは、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モード(BWR固有のものを除く。)と一致することを確認した。これは、申請者が、検討対象とした12の格納容器破損モードのうち、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。

規制委員会は、申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとしていることは、有効性評価ガイドを踏まえ厳しいものを選定していることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。

## (3) 運転停止中原子炉において燃料損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会の PRA に関する実施基準に則った標準的な手法であることを確認した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当なものであると判断した。

### 3. 審査の主な論点

#### (1) PRA の評価対象

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

出力運転時レベル 1PRA

運転停止時レベル 1PRA

出力運転時レベル 1.5PRA

出力運転時地震レベル 1PRA

出力運転時津波レベル 1PRA

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

#### (2) PRA 手法の確認

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

#### (3) PRA に代わる手法で評価する事象

申請者は、地震及び津波以外の自然現象として、洪水、風 (台風)、竜巻等の 12 事象を評価する事象として選定した。規制委員会は、申請者に対し、検

討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定の方法の説明を求めた。

申請者は、検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）があり、これらについて、国内外の8つの基準を参考に、網羅的に55の自然現象と23の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、12の自然現象と7の人為事象を選定した。このうち、人為事象については、航空機落下等の大規模損壊として取り扱うべきものが含まれており、本評価では自然現象に着目して整理したとしている。

これにより規制委員会は、検討する事象は複数の基準に基づき抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること、航空機落下は大規模損壊で対応することが適当であること及び船舶の衝突等は安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低いことから、評価する事象は妥当なものと判断した。

#### （4）想定する格納容器破損モードに含まれないモードについて

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

- ① 原子炉内での水蒸気爆発（ $\alpha$ モード）については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと評価されている。
- ② 格納容器隔離失敗（ $\beta$ モード）については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を12時間に1回確認する運用であること及びエアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能であること、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価した。
- ③ 高温誘因蒸気発生器伝熱管破損については、発生頻度が非常に小さいことに加え、発生を防止するための1次系強制減圧を確実に行うための対策が整備されていること、1次系が高温状態でも1次系強制減圧（加圧器逃がし弁の開状態）を維持できることを解析により確認していること、蒸気発生器への給水により炉心損傷を回避できる場合があることなどから、発

生を防止できるとしている。

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

表Ⅳ－１：申請者の重要事故シーケンス等の選定について

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

## **IV-1.2 有効性評価の結果**

第37条は、想定する事故シーケンスグループ等ごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。

事故シーケンスグループ等ごとの申請内容、審査結果及び審査過程における主な論点は以下のとおりである。

### **IV-1.2.1 炉心損傷防止対策**

第37条第1項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈において、「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するという要件を満たすものとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(d)の項目(以下「炉心損傷防止対策の評価項目」という。)を概ね満足することを確認している。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。(※<sup>7</sup>)
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

### **IV-1.2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失**

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」(以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。)では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(大破断LOCA及び中破断LOCAを除く。)の発生と2次冷却系からの除熱機能喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

---

(※<sup>7</sup>)「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

- (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

## 1. 申請内容

### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となり、加圧器安全弁、その他シール部からの冷却材漏えいが継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、早期に1次冷却系を強制的に減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。
- ③ 初期の対策：加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧と充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリードを実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：1次冷却系のフィードアンドブリードにより、1次冷却系の冷却・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去系を重大事故等対処設備として位置付ける。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び事象進展解析に用いるコード（以下「解析コード」という。）の選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、1次冷却系のフィードアンドブリード開始までの余裕時間が短いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、主給水系及び補助給水系が喪失しているため、大きな容量を必要とすることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達及び蒸気発生器2次側保有水量の変化やドライアウト等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いる。
- c. 評価上想定する事故の条件（以下「事故条件」という。）：外部電源はあるものとする。これは、原子炉冷却材ポンプ（以下「RCP」と

いう。)の運転継続による蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達の促進により蒸気発生器ドライアウト到達時間が短くなり、炉心崩壊熱が高い状態で1次冷却系のフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。

- d. 重大事故等対処設備の機器条件(以下「機器条件」という。):1次冷却系のフィードアンドブリードにおける炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ2台使用時の最小注入特性とする。
- e. 重大事故等対処設備の操作条件(以下「操作条件」という。):1次冷却系のフィードアンドブリードの開始時間は、蒸気発生器広域水位0%到達から5分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となるが、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、燃料被覆管最高温度(以下「PCT」という。)は約380℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.7MPa[gage]に抑えられる。
- b. 1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の蒸気が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の冷却・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5(※<sup>8</sup>)を用いて1次冷却系のフィードアンドブリードについて解析した場合、試験データと比較して1次冷却系圧力を数百kPa程度、温度を数℃程度低く評価する傾向がある。このため、1次冷却系の冷却・減圧後の1次冷却系圧力が解析結果よりも数百kPa程度高くなる可能性があるが、この影響に対する充てん/高圧注入ポンプに

---

(※<sup>8</sup>) M-RELAP5の適用性については「IV-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード」において記載している。  
以下、SPARKLE-2、MAAP、GOTHIC、COCOについても同様。

よる炉心注水流量の減少量はわずかであることから、解析結果に与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

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

c. 対策の実施への影響

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて44名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要となる重油量は、約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見做すため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している1次冷却系のフィードアンドブリード及び余熱除去系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」において1次冷却系のフィードアンドブリードを行った場合に対する申請者の解析結

果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（主給水ポンプ、補助給水ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 1次冷却系のフィードアンドブリードの開始判断

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

操作遅れを考慮しても、適切に1次冷却系のフィードアンドブリードが実施できるものと判断した。

#### (2) 1次冷却系のフィードアンドブリードの操作余裕時間

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

#### (3) 充てん/高圧注入ポンプ台数（注水量）と炉心冷却性の関係

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

#### (4) 余熱除去系による炉心冷却への移行

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

### **IV-1. 2. 1. 2 全交流動力電源喪失**

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、全交流動力電源の喪失後、交流動力電源を

必要とする安全機能を有する系統及び機器が機能を喪失し、さらに 1 次冷却材の補給を必要とする規模の RCP シール部からの漏えいが発生する場合 (RCP シール LOCA) と発生しない場合のそれぞれにおいて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：交流動力電源を必要とする ECCS による炉心注水ができず、さらに RCP シール LOCA 等により 1 次冷却系の保有水量が継続的に減少し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に冷却・減圧することにより 1 次冷却系を冷却・減圧するとともに、代替交流動力電源を確保して代替炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。  
また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある。

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

さらに、2 次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定停止状態に向けた対策：
  - a. RCP シール LOCA が発生する場合は、原子炉補機冷却系統による冷却の代わりとして移動式大容量ポンプ車による充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプへの海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去系、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

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

ユニットのダクト開放機構動作温度である 110℃に到達すれば、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニット A 系統及び B 系統などを重大事故等対処設備として位置付ける。

- b. RCP シール LOCA が発生しない場合は、2 次系強制冷却による炉心冷却を継続し、交流動力電源が回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行う。このため、取水用水中ポンプ、復水タンク補給用水中ポンプ、中間受槽等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」及び RCP シール LOCA が発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみであるが、共通原因故障、系統間依存性の観点から、ここでは従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、RCP シールからの漏えいの有無による影響を確認する観点から、RCP シール LOCA が発生しない場合についても選定する。

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

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

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

RCP シール LOCA が発生しない場合については、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において 1 台当たり約  $1.5\text{m}^3/\text{h}$  とし、3 台からの漏えいとする。

- d. 機器条件：蓄圧タンク保有水量は、最低保有水量  $29.0\text{m}^3/\text{基}$  を用いる。

RCP シール LOCA が発生する場合には、代替炉心注水流量として常設電動注入ポンプの注水流量  $30\text{m}^3/\text{h}$  を用いる。これは、1 次冷却系圧力  $0.7\text{MPa}[\text{gage}]$  到達時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して 1 次冷却系の保有水量の維持が可能な流量である。

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

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

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

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

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

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

## ② 解析結果

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

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、2 次系強制冷却による 1 次冷却系の冷却・

減圧及び代替炉心注水を行うことにより、PCT は約 380℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa[gage]に抑えられる。

- b. RCP シール LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.178MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 110℃に抑えられる。
- c. 高圧再循環による炉心冷却及び自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

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

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、交流動力電源を必要とする安全機能を有する系統及び機器の機能が喪失するが、RCP シール LOCA が発生しないことから、事象初期の 1 次冷却系の圧力の低下及び保有水量の減少は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて緩やかとなる。2 次系強制冷却による 1 次冷却系の冷却・減圧により、蓄圧注入系が作動し、1 次冷却系の保有水量が回復することで PCT は約 380℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa[gage]に抑えられる。
- b. 原子炉格納容器内への 1 次冷却材の漏えい量は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて少ないことから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は小さなものとどまり、その評価は RCP シール LOCA が発生する場合の評価に包絡される。
- c. 交流動力電源の回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、2 次系強制冷却を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響  
M-RELAP5 を用いて RCP シール部からの漏えいについて解析した場合、試験データと比較して二相臨界流量を数十%多く評価する傾向がある。

解析結果によれば、事象発生後の大部分の期間において、漏えい流は二相状態である。このため、実際の漏えい流量は解析結果よりも少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

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

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

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

c. 対策の実施への影響

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて52名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。なお、解析では復旧を期待していないが、長期的な対策として原子炉補機冷却機能等の復旧作業は、発電所近隣から召集される緊急時対策本部要員等で対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、2次系強制冷却を継続して実施するためには、蒸気発生器2次側への注水の継続が必要となり、その水源は復水タンク（約640m<sup>3</sup>）である。この復水タンクへの補給を行わない場合、事象発生から約10.9時間後に枯渇すると評価している。これに対して、それまでの間に、淡水（宮山池）又は海水を取水源として復水タンクへの補給を開始することで、対応が可能である。

燃料として、大容量空冷式発電機等の7日間の運転継続に必要な重油量の合計は約279.8kLであり、発電所内の大容量空冷式発電機用燃料タンク等に備蓄された重油量約314.0kLで対応が可能である。また、本重要事故シナリオの最大負荷は約2090kWであり、大容量空冷式発電機の給電容量3200kWを超えないため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、代替交流動力電源を用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シナリオ「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、2次系強制冷却、代替炉心注水等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、

申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用所内交流電源、原子炉補機冷却系統等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、2次系強制冷却や代替炉心注水等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧再循環による炉心冷却への移行や2次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 2次系強制冷却の開始までに確認すべきプラントパラメータ

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

## (2) RCP シール部からの漏えい率の根拠

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

RCP シール LOCA が発生しない場合は、RCP シール部が健全であるとして、全交流動力電源喪失時の 1 次冷却系の圧力及び温度の条件下における RCP 封水戻りライン等からの漏えい率を用いていることを示した。

これにより、規制委員会は、漏えい率が適切に設定されているものと判断した。

## (3) 2 次系強制冷却等の操作余裕時間

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

### **IV-1. 2. 1. 3 原子炉補機冷却機能喪失**

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉補機冷却機能の喪失後、RCP シール LOCA が発生する場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

#### 1. 申請内容

##### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉補機冷却システムがその機能を喪失した後、RCP シール LOCA が発生する。RCP シール LOCA により、1 次冷却

系の保有水量が減少するが、原子炉補機冷却系統による冷却が必要な ECCS による炉心注水ができず、保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る。

- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に冷却・減圧することにより 1 次冷却系を冷却・減圧するとともに、原子炉補機冷却系統による冷却が不要な代替ポンプにより炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。

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

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

さらに、2 次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、常設電動注入ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

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

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

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

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

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 要員数、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、原子炉補機冷却システムによる冷却が不要な代替ポンプを用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

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

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者が「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### **IV-1.2.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失**

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、LOCAの発生後、原子炉格納容器の除熱機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉格納容器の除熱機能の喪失に伴い、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器の先行破損に至り、その後、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰が生じることで炉心注水が継続できなくなることから、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内からの除熱を行うための代替策を実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：充てん/高圧注入ポンプ等による炉心注水を実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。  
さらに、格納容器内自然対流冷却を継続的に実施する。このため、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニットA系統及びB系統、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧・低圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量の観点では、1次冷却材の流出流量が多いため大きな容量を必要とすること、また、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却ができないため余裕時間が短いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却モデル等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：中破断 LOCA における破断口径は約 10cm (4 インチ) とする。これは、約 5cm (2 インチ)、4 インチ及び約 15cm (6 インチ) で感度解析を実施した結果として、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。

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

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

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

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

- e. 操作条件：格納容器内自然対流冷却の開始時間は、現場での原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作等に必要な時間を考慮し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から 30 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 中破断 LOCA の発生後、1 次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行うことにより、PCT は約 340°C に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa [gage] に抑えられる。
- b. 1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約

0. 350MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 134℃に抑えられる。

- c. 高圧・低圧再循環による炉心冷却及び自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

- b. 解析条件の不確かさの影響

破断口径の変動を考慮した場合、1 次冷却材の漏えい流量が変動することで、解析結果に影響を与える可能性がある。このため、中破断 LOCA の破断口径の範囲内において、2 インチ及び 6 インチの感度解析を実施した。この結果、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、4 インチにおける結果を下回る。また、4 インチから 2 インチ及び 4 インチから 6 インチの間の破断口径の場合について、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する傾向を上記の感度解析の結果から検討した。結果として、いずれの場合も原子炉格納容器圧力及び温度の最高値が低下する傾向となる。

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

- c. 対策の実施への影響

格納容器内自然対流冷却操作の実施前の準備作業は、事象発生後約 1.5 時間時点で終了し、実施は解析上約 9.3 時間としている。格納容器内自然対流冷却の実施時に、現場操作を担当している運転員は、その操作前に格納容器スプレイ系の回復操作を実施しているが、上記のとおり、格納容器内自然対流冷却の準備完了から実施まで、十分な余裕がある。

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて22名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している格納容器内自然対流冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において格納容器内自然対流冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（格納容器スプレイポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、格納容器内自然対流冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧・低圧再循環による炉心冷却や格納容器内自然対流冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 格納容器再循環ユニットの除熱特性及び長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行

申請者は、格納容器再循環ユニットの除熱特性を明確に示していなかった。これに加えて、この除熱特性を用いた解析結果によれば、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目を下回っているものの、長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行の観点からは、圧力及び温度の低下幅が小さなものにとどまっていた。このため、規制委員会は、解析で用いている除熱特性と本発電所における格納容器再循環ユニットの除熱特性の関係を明確にした上で、長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行に対する対策を示すよう求めた。申請者は、解析で用いている除熱特性は、本発電所の除熱特性より大きい値を用いており、非保守的な解析となっていることを示した。これに関して、申請者は、格納容器再循環ユニットのラフフィルタを撤去する運用とすることで解析で用いている除熱特性を上回る値(原子炉格納容器温度 100℃～149℃に対して、除熱量約 5.0MW～約 8.3MW)となることから、この運用により除熱特性の向上を図る方針とした。この対策を行った場合の解析により、長期的な原子炉格納容器圧力及び温度の低下傾向が改善されたことを示した。これにより、規制委員会は、格納容器再循環ユニットによって十分な自然対流冷却が行われることを確認した。

#### (2) 格納容器内自然対流冷却の操作余裕時間

規制委員会は、格納容器内自然対流冷却操作が確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、原子炉格納容器圧力の上昇率の推移により、操作条件の設定時間よりもさらに4時間程度の余裕があることを示した。これにより、規制委員会は、操作条件が妥当であるものと判断した。

#### **IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失**

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、主給水流量喪失及び負荷の喪失等の運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を下げることができないことから、1次冷却系圧力及び温度が上昇して、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいが継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を抑制し、1次冷却系の過圧を防止する必要がある。
- ③ 初期の対策：新たに ATWS 緩和設備を重大事故等対処設備として整備する。また、主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。ATWS 緩和設備とは、原子炉トリップに失敗した場合に、蒸気発生器水位の低下を検知し、この設備から作動信号を自動発信することで、タービントリップ、主蒸気ラインの隔離及び補助給水ポンプの起動を自動で行う設備である。この設備により主蒸気ラインの隔離等を行うことで、1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力を抑制する。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：原子炉出力の低下後、緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系を冷却・減圧する。1次冷却系の冷却・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気逃がし弁、余熱除去系等を重大事故等対処設備として位置付ける。

#### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

##### **① 解析手法**

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を選定する。

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

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

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

減速材温度係数は、炉心サイクル寿命中の変化、炉心構成のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度フィードバック効果が小さくなるように、 $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ を用いる。

ドップラ係数は、原子炉出力の低下により正の反応度となることを考慮し、大きめの値を用いる。

- d. 事故条件：外部電源はあるものとする。これは、RCP が停止せず 1 次冷却系の冷却が継続することで、負の反応度フィードバック効果が小さくなるため、1 次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定となる。
- e. 機器条件：ATWS 緩和設備からの作動信号（主蒸気ラインの隔離等が自動で行われるための信号）は、蒸気発生器狭域水位 7%到達で発信されるものとする。これは、作動設定点の設定範囲の中の下限值となるため、1 次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定である。
- f. 操作条件：ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインの隔離等を行うため、解析上の運転員操作はない。

## ② 解析結果

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

- a. 主給水流量喪失の発生後、蒸気発生器水位の低下に伴い、ATWS 緩和設備からの作動信号による主蒸気ラインの隔離により、1 次冷却材温度が上昇し、負の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下

する。また、1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCTは約360℃に、1次冷却系の最高圧力は約18.5MPa[gage]に抑えられる。

- b. 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系の冷却・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

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

- a. 負荷の喪失の発生後、1次冷却材温度及び圧力が上昇するが、1次冷却材温度の上昇による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下する。その後、蒸気発生器水位の低下に伴う除熱能力の低下により、再び1次冷却材温度は上昇し、負の反応度フィードバック効果により原子炉出力はさらに低下する。また、1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCTは約360℃に、1次冷却系の最高圧力は約18.5MPa[gage]に抑えられる。
- b. 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系の冷却・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SPARKLE-2 では、ATWS 時のドップラフィードバック効果を解析する際に、核データライブラリ ENDF/B-VII.0 を用いて計算したドップラ係数を使用している。ドップラ係数に関する計算ベンチマークの解析結果によれば、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外の解析コードで計算したドップラ係数の標準偏差は 10%程度と報告されており、この誤差が ATWS の解析結果に影響を与える可能性がある。

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

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

b. 解析条件の不確かさの影響

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

c. 感度解析による影響評価

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

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

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応等に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて14名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している ATWS 緩和設備の自動作動による負の反応度フィードバック効果によって原子炉出力を抑制する対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において ATWS 緩和設備の機能に期待した場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮し、それらを重畳させた場合でも、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（制御棒駆動設備、主給水ポンプ等）の復旧や手動による原子炉トリップ操作等を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復等も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

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

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉ト

リップ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 減速材温度係数の設定の考え方

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

#### (2) 解析対象の期間の妥当性

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

#### (3) 解析コード及び解析条件の不確かさの重畳

申請者は、ドップラフィードバック効果、炉心熱出力、1 次冷却系圧力及び温度の正の定常誤差の不確かさの影響について明確に示していなかった。これらの項目の不確かさが全て厳しい方向に重畳した場合には、1 次冷却系圧力が 1 次冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の 1.2 倍 ( $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ ) を超え

る可能性も考えられた。このため、規制委員会は、これらの影響を明確に示すよう求めた。申請者は、感度解析を実施し、これらの不確かさの重畳を踏まえても、1次冷却系圧力が1次冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回ることを示した。これにより、規制委員会はこれらの不確かさが全て厳しい方向に重畳した場合でも、評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。

#### **IV-1. 2. 1. 6 ECCS注水機能喪失**

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」(以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。)では、中小破断LOCAの発生後、ECCS注水機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：中小破断LOCAの発生後、ECCS注水機能の喪失に伴い1次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、2次冷却系を強制的に冷却・減圧することにより1次冷却系を冷却・減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。
- ③ 初期の対策：蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。  
さらに、2次系強制冷却により1次冷却系圧力が十分低下すれば、低圧注入による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、低圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

#### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

##### **① 解析手法**

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 解析コード：炉心における 1 次冷却材の沸騰やボイド率の変化、気液分離や対向流、1 次冷却系からの冷却材の放出及び沸騰やボイド率の変化、蒸気発生器における 1 次側と 2 次側との熱伝達等を取り扱うことができる M-RELAP5 を用いる。
- c. 事故条件：破断口径は、約 15cm (6 インチ)、約 10cm (4 インチ)、約 5cm (2 インチ) とする。これは、高圧注入系が機能喪失した場合、低圧注入を行うために 1 次冷却系の減圧が必要な破断口径の範囲として、不確かさも考慮した設定である。

破断位置は、低温側配管（原子炉容器と ECCS の注水配管の間）とする。この場合、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

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

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

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

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

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

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

ア. 6 インチ破断：約 380℃

イ. 4 インチ破断：約 731℃

ウ. 2 インチ破断：約 496℃

4 インチ破断の場合でも、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまる。

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

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

なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において、大破断LOCAを想定した解析で評価しており、原子炉格納容器圧力の最高圧力は約0.211MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約119℃に抑えられる。

- c. 低圧再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記a.及びb.より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

- b. 解析条件の不確かさの影響

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

炉心露出期間が短くなり、約392℃となる。この結果より、PCTが1200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。

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

c. 対策の実施への影響

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて26名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要となる重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量は約510.0kLであり対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見做すため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シナリオグループ「ECCS注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、低圧注入等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シナリオ「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」において2次系強制冷却、低圧注入等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（充てん/高圧注入ポンプ等）

の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、2次系強制冷却、低圧注入等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、低圧再循環による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 2次系強制冷却の操作余裕時間

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

## **IV-1.2.1.7 ECCS 再循環機能喪失**

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、LOCA の発生後、ECCS 再循環機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：LOCA の発生後、ECCS 再循環機能の喪失に伴い 1 次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、ECCS 再循環機能の代替策により継続して炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。
- ③ 初期の対策：格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環により、炉心冷却を実施する。このため、代替再循環配管を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器スプレイ A 系統、格納容器再循環サンプル等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：代替再循環を継続する。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、1 次冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。

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

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

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

- c. 事故条件：破断口径は、1 次冷却系配管の完全両端破断とする。

破断位置は、低温側配管（原子炉容器と ECCS の注水配管の間）とする。これは、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

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

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

代替再循環による炉心注水流量は、格納容器スプレイポンプ 1 台を使用して  $200\text{m}^3/\text{h}$  とする。この流量は、再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る値である。

- e. 操作条件：代替再循環の開始時間は、現場での代替再循環の系統構成等に必要な時間を考慮し、再循環切替失敗から 30 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA により、事象初期に、一時的に炉心が露出するが、ECCS による炉心注水により、冠水状態となる。その後、再循環切替失敗により炉心水位は低下するが、代替再循環による炉心注水により炉心水位は回復する。これらの期間を通じて燃料被覆管温度が最も上昇するのは、事象初期であるため、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）の解析結果を参照する。PCT は約  $1,027^\circ\text{C}$  を超えることはない。燃料被覆管の酸化量は約 3.6% であり、15% 以下である。また、1 次冷却系の最高圧力は、約  $16.2\text{MPa}[\text{gage}]$  に抑えられる。
- b. 大破断 LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において大破断 LOCA を想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約  $0.211\text{MPa}[\text{gage}]$  に、原子炉格納容器温度の上昇は約  $119^\circ\text{C}$  に抑えられる。

- c. 代替再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

このため、不確かさの影響の評価として、M-RELAP5 を用いて代替再循環切替の開始時間を 15 分早めた感度解析を実施した。結果として、再循環切替失敗以降において燃料被覆管温度が上昇することはなく、PCT が 1200℃以下であるという評価項目を満足することには変わりはない。上記を踏まえると、本重要事故シーケンスの対策である代替再循環切替操作については、再循環切替失敗から 15 分後までに完了する必要があるが、これまでの訓練実績を踏まえると再循環切替失敗から 7 分後までに完了できる。（3.（1）参照。）

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

#### b. 解析条件の不確かさの影響

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

#### c. 対策の実施への影響

上記のとおり、代替再循環切替操作が必要なタイミングが早くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、現場での代替再循

環ライン系統構成は専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて18名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シナリオグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替再循環等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シナリオ「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」において代替再循環等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、代替再循環切替について、再循環切替失敗から15分後までに完了できることを踏まえれば、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、代替再循環により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、代替再循環による炉心冷却を継続することを確認した。

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

本事故シナリオグループのうち、中小破断 LOCA 等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シナリオでは、本重要事故シナリオと対策が異なるが、こ

の対策は「ECCS 注水機能喪失」における対策と同一であり、そこで対策の有効性を確認したことと併せれば、「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」における有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 代替再循環切替操作に要する時間

申請者は、代替再循環の開始時間を、再循環切替失敗から 30 分後としている。この操作は、現場での代替再循環ライン系統構成等があるため、操作条件で設定した時間内で実施できることを確認する必要がある。このため、規制委員会は、この操作について、操作条件で設定した時間内で実施できる根拠を示すよう求めた。申請者は、これまでの訓練実績により、現場での代替再循環ライン系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作を、あわせて 7 分間で実施できることを示した。これにより、規制委員会は、操作条件が妥当であるものと判断した。

#### (2) 代替再循環切替の操作余裕時間

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

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

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器

の破損等の発生後、破損箇所の隔離に失敗した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、1次冷却材の原子炉格納容器内外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、炉心注水を継続するとともに、1次冷却系の減圧を行うことで、原子炉格納容器内外への漏えいを抑制する必要がある。
- ③ 初期の対策：蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作と充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の冷却・減圧を実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：
  - a. インターフェイスシステム LOCA の場合は、2次系強制冷却を継続する。このため、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
  - b. 蒸気発生器伝熱管破損の場合は、1次冷却系の冷却・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去系を重大事故等対処設備として位置付ける。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」を選定する。これは、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して両方の事故シーケンスを選定する。

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

c. 事故条件：

ア. インターフェイスシステム LOCA

1次冷却材の漏えい箇所は、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等とする。

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

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

イ. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

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

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

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

d. 機器条件：

ア. インターフェイスシステム LOCA

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

2次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は3個とする。

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

イ. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

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

また、2 次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は健全側の 2 個とする。

e. 操作条件：

ア. インターフェイスシステム LOCA

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

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

イ. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

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

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

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

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

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

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

## ② 解析結果

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

a. 余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1 次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉

心注水及び2次系強制冷却による1次冷却系の冷却・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約380℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。

- b. 余熱除去ポンプ入口逃がし弁から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいにより、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレーによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 1次冷却系の冷却・減圧が進むと、余熱除去系逃がし弁からの漏えいが停止する。さらに、余熱除去ポンプの入口弁（ユニハンドラ弁）を閉止することにより、余熱除去系機器等からの漏えいが停止する。また、2次系強制冷却による炉心冷却の継続により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

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

- a. 破損した蒸気発生器伝熱管から蒸気発生器2次側への漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の冷却・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約340℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。
- b. 加圧器逃がし弁の開操作により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレーによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 1次冷却系の冷却・減圧が進むと、1次冷却系圧力と2次冷却系圧力が均圧することで、漏えいが停止する。また、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5を用いて1次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して2次系強制冷却による1次冷却系の冷却・減圧時に、1次冷却系圧力を数百kPa程度高く評価する傾向がある。そのため、実

際には解析結果よりも1次冷却系の冷却・減圧が速く、漏えい流量は少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

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

c. 対策の実施への影響

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

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスグループの対応に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて、「インターフェイスシステム LOCA」では20名、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では18名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量は約510.0kLであり対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、1次冷却系のフィードアンドブリード等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において2次系強制冷却、1次冷却系のフィードアンドブリード等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（「インターフェイスシステム LOCA」では余熱除去系2系統、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では主蒸気安全弁1個の開固着）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、1次冷却系の冷却・減圧により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、「インターフェイスシステム LOCA」では、余熱除去ポンプ入口弁（ユニハンドラ弁）の閉止などにより漏えいを停止させ、2次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

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

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

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) インターフェイスシステム LOCA における1次冷却材の漏えい箇所及び破断口径

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

#### **IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策**

第 37 条第 2 項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の (a) から (i) の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※<sup>9</sup>）。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。  
（水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること）

（※<sup>9</sup>） 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」としている。

- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拵がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

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

申請者は、上記の評価項目 (a) 及び (b) について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の限界圧力・限界温度を定めている。具体的には、既往の知見も含めた試験又は解析評価等により根拠と妥当性が確認された値である最高使用圧力の 2 倍 (2Pd)、200℃としている。

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

以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）**

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

る静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止及び放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち、「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」及び「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及び金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器圧力が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気冷却・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。  
さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある。
- ③ 初期の対策：代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器の除熱を確立させるため、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重

大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、継続的に発生する水素の処理及び水素濃度の監視を実施する。このため、静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、電気式水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）、イグナイタ動作監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、原子炉格納容器圧力上昇及び時間余裕の観点から、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するコードとして MAAP を用いる。
- c. 事故条件：急速な 1 次冷却材の喪失を仮定し、事象進展が最も速く厳しい設定とするため、起因事象として高温側配管の大破断 LOCA が発生するものとする。安全機能の喪失に対する仮定として、低圧注入

機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。水素の発生については、水-ジルコニウム反応を考慮する。

- d. 機器条件：蓄圧注入系の保持圧力を最低圧力とし、蓄圧タンクの保有水量も使用時の最小量を用いる。常設電動注入ポンプによるスプレイ流量は、設計上期待できる値として  $140\text{m}^3/\text{h}$  とする。また、PAR については、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。一方、PAR の水素処理による発熱反応の原子炉格納容器圧力・温度への寄与は考慮する。
- e. 操作条件：常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から 30 分後とし、移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却の開始時間は事象発生から 24 時間後とする。
- f. Cs-137 の環境への放出シナリオ：事象発生まで、定格出力の 102% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40000 時間とする。

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

## ② 解析結果

申請者による事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源の喪失に伴い原子炉が自動停止。また、大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから、約 19 分で炉心溶融に至る。その後、約 49 分より代替格納容器スプレイを実施。事故発生から約 1.5 時間後に原子炉圧力容器が破損する。このときの原子炉格納容器圧力は約  $0.166\text{MPa}[\text{gage}]$  となる。約 3.4 時間後に原子炉圧力容器からの溶融炉心の流出が停止し、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。
- b. 格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約

0.335MPa[gage]、約133℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約72時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。))の評価については、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照。)

- c. 原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧0.4MPa[abs]程度に対して0.01MPa[abs]程度である。また、PARによる水素処理における発熱量は崩壊熱の約2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対する影響は軽微である。
- d. 原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は、7日間で約5.6TBqであり、100TBqを下回っている。

上記b.、c.及びd.より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)、(c)及び(g)を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

- b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱に保守的な(大きめの)値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作が必要なタイミングが遅くなる。また、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

- c. 対策の実施への影響

上記のとおり、代替格納容器スプレイ開始操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。代替格納容器スプレイ開始操作は、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であるため、タイミ

ングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要となる要員は、1号炉及び2号炉合わせて52名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスが発生してから約24時間後までに使用する常設電動注入ポンプは、3248m<sup>3</sup>の水量が必要となるが、所内の復水タンク、燃料取替用水タンク及び復水タンク補給用水中ポンプによる補給量の合計は3370m<sup>3</sup>であり供給可能である。また、7日間大容量空冷式発電機等が運転継続した場合に必要となる重油量は約279.8kLである。これに対して、発電所内の大容量空冷式発電機用燃料タンク等に備蓄された重油量約314.0kLで対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b)、(c) 及び (g) を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目 (a)、(b)、(c) 及び (g) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（低圧注入系及び格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格

納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるとともに水素濃度低減及び水素濃度監視を継続する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 対策実施のための判断の基準の明確化

申請者は、常設電動注入ポンプを炉心損傷防止対策として炉心注水に用いる場合もあれば、格納容器破損防止として格納容器代替スプレイに用いる場合もあるとしている。しかしながら、常設電動注入ポンプを炉心損傷防止対策として炉心注水に用いるか、格納容器破損防止として代替格納容器スプレイに用いるかの判断をするための基準について明確に示していなかった。このため、規制委員会は、迅速かつ適切に判断できる基準及び判断に用いるパラメータを明確にするように求めた。

申請者は、漏えいを検知するためのパラメータとして、1次冷却系圧力、加圧器水位、格納容器圧力、格納容器内温度、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値、格納容器再循環サンプル広域水位等を用いることを示した。LOCA 時の漏えい規模の判断として、1次冷却系の圧力低下挙動に着目し、1次冷却系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで急激に低下し、かつ、蓄圧タンク作動後に1次冷却系圧力が回復しない場合は、大規模な漏えいが発生し炉心損傷は避けられないとして、注入先を原子炉格納容器として格納容器破損防止対策を講じるとしている。それ以外の場合は、注入先を原子炉圧力容器として炉心損傷防止対策を講じるが、炉心注入を行っている間に炉心出口温度 350℃以上、かつ、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  以上となれば、炉心が損傷したと判断し、注入先を原子炉格納容器へ切替えることとするなどの判断をするための基準及び判断に用いるパラメータを示し

た。これに対して、規制委員会は、迅速かつ適切に判断できる基準及び判断に用いるパラメータが明確となっていることを確認した。

## (2) 炉心損傷を判断するための設定根拠

(1) の論点に関連し、申請者は、炉心損傷を判断するパラメータの設定根拠、検出器種類等について明確にしていなかった。このため、規制委員会は、その設定根拠、検出器種類等を明確にするように求めた。

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

## (3) 環境に放出されるCs-137放出量評価の評価期間

申請者は、原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は、時間経過とともに減少していくことを踏まえて、評価期間を7日間としていたが、原子炉格納容器圧力が高い状態で推移すれば、7日間以降も放出が継続し、環境への放出量がさらに増加することとなる。このため、規制委員会は、Cs-137の放出量評価として、7日間以降も放出が継続した場合の評価を示すよう求めた。申請者は、事象発生後30日間(約6.3TBq)及び100日間(約6.3TBq)における評価を実施し、いずれも放出量は100TBqを下回っていることを示した。これにより、規制委員会は、Cs-137の放出が長期間継続しても総量は大きく増加しないことを確認した。

## (4) 格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する水素の影響

MAAPの格納容器再循環ユニットモデルの除熱特性は、原子炉格納容器内に水素が存在しない場合に対する最適値であり、原子炉格納容器内に水素等の非凝縮性ガスが存在する場合は、格納容器再循環ユニットにおける凝縮伝熱量が低下することも考えられる。このため、規制委員会は、格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する水素の影響評価を求めた。

申請者は、評価項目 (f) における水素濃度の最高値 (ドライ換算で水素濃度 13vol%) を考慮した場合の格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器内に水素が存在した場合においても、原子炉格納容器圧力の上昇は 0.011MPa に留まることを示した。これにより、規制委員会は、原子炉格納容器内の水素濃度が格納容器再循環ユニットの除熱性能へ与える影響は小さいことを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)**

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」(以下この節において「本格納容器破損モード」という。)では、雰囲気温度による静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止及び放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち、「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。」及び「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」(以下「格納容器過圧破損」という。)と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、熔融炉心の崩壊熱及び金属-水反応等による化学反応熱によって、原子炉格納容器温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気圧力を冷却・減圧し、原子炉格納容器温度の上昇を抑制する必要がある。また、1次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に熔融物が格納容器内に分散する割合が多くなることを防止する観点から、原

子炉圧力容器破損前までに1次冷却系を減圧する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気圧力が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。

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

- ③ 初期の対策：高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止する対策である1次冷却系の強制減圧については、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の対策は、「格納容器過圧破損」と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」と同一である。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が格納容器内に分散する割合が多くなること及び ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器温度の上昇が抑制されないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、加圧器における冷却材放出（臨界流、差圧流）などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント

特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとして MAAP を用いる。

- c. 事故条件：起因事象として外部電源が喪失するものとし、安全機能の喪失に対する仮定として、非常用所内交流電源、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能喪失とする。また、RCP からの漏えい率は、定格圧力において、RCP1 台当たり  $1.5\text{m}^3/\text{h}$  の漏えいを RCP 全台に考慮し、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては考慮しない。これは、1 次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が格納容器内に分散する割合が多くなるため、原子炉格納容器温度の観点で厳しい設定となる。水素の発生については、水-ジルコニウム反応を考慮する。
- d. 機器条件：加圧器逃がし弁に関する条件は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の条件は、「格納容器過圧破損」と同一である。
- e. 操作条件：常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から 30 分後とする。また、原子炉格納容器内保有水量が  $1700\text{m}^3$  に到達した時点で原子炉格納容器圧力が  $0.283\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達していない場合は一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器自然対流冷却の開始に伴い事象発生から 24 時間後に停止するものとする。移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却の開始時間は事象発生から 24 時間後とする。

## ② 解析結果

申請者による事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源の喪失及び補助給水機能の喪失に伴い 1 次冷却系が高温・高圧となるが、1 次冷却系の強制減圧により原子炉圧力容器破損時の 1 次冷却系圧力は低下する。
- b. 1 次冷却系の強制減圧に伴う加圧器逃がしタンクラプチャディスクの作動及び原子炉圧力容器破損により、1 次冷却系の蒸気、溶融炉心等が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 格納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため、原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約  $0.345\text{MPa}[\text{gage}]$ 、約  $138^\circ\text{C}$  に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・

温度は、約 72 時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。

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

上記 c.、d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (g) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

- b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱に保守的に大きめの値を、蒸気発生器 2 次側保有水量は保守的に少なめの値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。原子炉格納容器自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクは保守的に少なめの値を、格納容器再循環ユニットの除熱特性は保守的に小さく設定しているため、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とした代替格納容器スプレイの再開操作が必要なタイミングが遅くなる。また、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

- c. 対策の実施への影響

上記のとおり、代替格納容器スプレイ開始・再開操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。代替格納容器スプレイ開始操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であり、代替格納容器スプレイの再開操作は代替格納容器スプレイ開始操作と同一の

運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要となる要員は、1号炉及び2号炉合わせて52名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。
- ② 本評価事故シーケンスが発生してから約24時間後までに使用する常設電動注入ポンプは、2730m<sup>3</sup>の水量が必要となるが、所内の復水タンク水量、燃料取替用水タンク水量及び復水タンク補給用水中ポンプによる補給量の合計は3127m<sup>3</sup>であり供給可能である。また、7日間大容量空冷式発電機等が運転継続した場合に必要な重油量は約279.4kLである。これに対して、発電所内の大容量空冷式発電機用燃料タンク等に備蓄された重油量約314.0kLで対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)及び(g)を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目(a)、(b)及び(g)を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（補助給水系、非常用所内交流電源等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」

と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が、特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却

申請者は、原子炉圧力容器破損後、溶融炉心のほぼ全量が原子炉下部キャビティに落下し継続的に冷却されるとしていたが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する可能性も考えられる。このため、規制委員会は、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却に対する考え方を示すよう求めた。

申請者は、残存する溶融炉心を冷却するために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない限りは原子炉格納容器内へ注水することを示した。

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

#### (2) 現実的な漏えいの想定

本評価事故シーケンスにおいては、申請者は、RCP シール部からの漏えい率はシール部の機能が維持されている場合の封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果に基づき、 $1.5\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ を考慮するとしているが、規制委員会は、1次冷却系の高温・高圧状態が継続した場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を評価するとともに原子炉冷却材圧力バウンダリからの現実的な漏えいの説明を求めた。

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を評価する部位や機器として、RCP シール、原子炉容器ふたフランジ、高温側配管/サージ管等を挙げ、これらの部位や機器における流体温度、構造材温度を評価した。その結果、漏えいの可能性がある部位として、RCP シール、原子炉圧力容器ふたフランジ及び高温側配管/加圧器サージ管であるとした。また、国内製 RCP のラビリンス部隙間形状等を踏まえると、RCP シール機能が喪失した場合（RCP シール LOCA）の漏えい率は、シール部の機能が維持されている場合に比べ、さらに多くなることを示した。この結果を踏まえ、1 次冷却系の高温・高圧状態が継続した場合には、まずは RCP シール LOCA が発生し、1 次冷却系の減圧・減温が進み、事象進展が緩和されることから原子炉圧力容器ふたフランジ及び高温側配管/加圧器サージ管からの漏えいが発生する可能性は低くなることを示した。

これにより、規制委員会は、RCP シール部からの現実的な漏えいを想定した場合には、RCP シール部以外からは漏えいが生じる可能性は低いこと、本評価事故シナリオで考慮している RCP シール部からの漏えい率は、現実的な RCP シール部からの漏えい率と比較して、1 次冷却系圧力が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に熔融物が格納容器内に分散する割合が多くなることから、原子炉格納容器温度の観点においては保守的な（厳しい）設定であることを確認した。

### （3）格納容器内自然対流冷却の操作余裕

規制委員会は、代替格納容器スプレイ操作から格納容器内自然対流冷却開始操作への切り替えが確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、代替格納容器スプレイを連続注水した場合の原子炉格納容器注水制限値到達までの時間を評価し、操作時間余裕として 5 時間程度は確保できることを示した。これにより、規制委員会は適切な操作条件であることを確認した。

## IV-1. 2. 2. 3 高温熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

格納容器破損モード「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷する観点から厳しいシナリオを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」について、対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（以下「格納容器過温破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

## 1. 申請内容

### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、熔融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：高圧熔融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに1次冷却系圧力の減圧を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系圧力の減圧を実施する。加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。全交流電源喪失時に加圧器逃がし弁の機能回復を行う。窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過温破損」と同一である。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系圧力が高圧で熔融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉圧力容器が破損した際に熔融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定している。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の

有効性を評価する観点から、全交流動力電源の喪失により従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード:加圧器逃がし弁からの冷却材放出（臨界流・差圧流）、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損や溶融等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件:「格納容器過温破損」と同一である。
- d. 機器条件:加圧器逃がし弁は、2 個 (95t/h/個) の作動を考慮する。その他は、「格納容器過温破損」と同一である。
- e. 操作条件:加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧は、炉心溶融開始から 10 分後とする。その他は、「格納容器過温破損」と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりとしている。

- a. 1 次冷却系圧力は、炉心溶融開始後の加圧器逃がし弁の開操作による 1 次系強制減圧により減少し、2~3MPa[gage]近傍で停滞した後、溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムに落下することによる蒸気発生により上昇する。下部プレナム水が喪失すると、1 次冷却系圧力は減少に転じ、原子炉圧力容器破損の時点の 1 次冷却系圧力は 2.0MPa[gage]以下に抑えられる。
- b. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」と同一である。上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (d) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響  
解析コードには、炉心ヒートアップ、加圧器逃がし弁からの冷却材放出、原子炉圧力容器における溶融燃料のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損・溶融に係る不確かさがある。これらについて、感度解析を実施しており (※<sup>10</sup>)、いずれのケースにおいても、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に 1 次冷却系圧力は 2.0MPa [gage]を下回る結果になる。
- b. 解析条件の不確かさの影響

(※<sup>10</sup>) IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード 2. (3) MAAP を参照。

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

c. 対策の実施への影響

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

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

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している 1 次系強制減圧が高圧溶融物放出/格納容器直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、当該対策を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (d) を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（補助給水系、非常用所内交流電源等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、1 次系強制減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「格納容器過温破損」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における

その有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 加圧器逃がし弁の開操作の確実性

規制委員会は、加圧器逃がし弁の開操作を確実に行うことが重要である旨を指摘した。申請者は、加圧器逃がし弁の開操作失敗時の機能回復のために、全交流電源喪失に備えて窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）、常設直流電源系喪失に備えて可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を新たに整備していることを示した。規制委員会は、申請者が加圧器逃がし弁の開操作のために必要な駆動源及び電源のバックアップを準備していることから、開操作実施の確実性は高いと判断した。

#### (2) 1次系強制減圧の継続性

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

#### (3) 1次冷却系圧力の下げ止まり

申請者は、モデル化に起因する不確かさの影響を評価しても、原子炉圧力容器の破損までに1次冷却系圧力を2.0MPa[gage]以下に低減できるとしている。このため、規制委員会は、様々な不確かさを考慮しても強制減圧後の1次冷却系圧力が2.0MPa[gage]近傍で下げ止まることについて、現象のメカニズムを説明するよう求めた。申請者は、1次冷却系圧力が下げ止まるのは、加圧器逃

がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるためであるとしている。これにより、規制委員会は、物理現象の説明には合理性があることを確認した。

#### (4) 蓄圧タンクの初期条件が評価に及ぼす影響

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

#### (5) 原子炉圧力容器破損時の溶融物の飛散

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

### **IV-1. 2. 2. 4 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用**

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器外のFCIにより生じる一時的な圧力の急上昇の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止及び放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下「格納容器過圧破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

## 1. 申請内容

### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧力スパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、熔融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気を冷却・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。
- ③ 初期の対策：代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」と同一である。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、熔融炉心から冷却材の伝熱による水蒸気発生の観点から、事象

進展が早く原子炉圧力容器破損時の炉心崩壊熱が高いこと、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器の冷却がないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイによる注水は想定せずに、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。これは、代替格納容器スプレイは格納容器スプレイよりも開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティの冷却材のサブクール度が小さくなり、事象を厳しく評価することになる。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画間や区画内の冷却材の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外の FCI 等を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- d. 機器条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- e. 操作条件：「格納容器過圧破損」と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 事象発生後、約 1.5 時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクが生じることにより原子炉格納容器圧力・温度が上昇するが、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気冷却・減圧及び原子炉格納容器自由体積の大きさもあいまって、熔融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約 0.262MPa[gage]、約 122°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 72 時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。
- b. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同一である。上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (e) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

原子炉容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧力スパイクへの影響因子として、原子炉下部キャビティ水深、破損口径、デブリ粒子の径及びエントレインメント係数を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析を実施した。その結果、これらのパラメータが圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

「格納容器過圧破損」と同一である。

c. 対策の実施への影響

「格納容器過圧破損」と同一である。

### (3) 必要な要員及び燃料等

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

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気冷却・減圧が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイを行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (e) を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目 (e) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（低圧注入系及び格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たっては、これらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 水蒸気爆発が実機において発生する可能性

申請者は、原子炉圧力容器外の FCI のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしているが、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

申請者は、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO 及び KROTOS を挙げ、これらのうち、KROTOS の一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生していることを示すとともに、水蒸気爆発が発生した実験では、外乱を与えて液-液直接接触を生じやすくしていることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような、外乱となり得る要素は考えにくいことを示した。

加えて、規制委員会は、JASMINE コードを用いた原子炉圧力容器外での水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価に関する論文（※<sup>11</sup>）を提示し、これに対する申請者の見解を示すよう求めた。申請者は、JASMINE コードを用いた水蒸気爆発の評価では、水蒸気爆発の規模が最も大きくなる時刻に、液-液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発していること、融体ジェット直径分布として、0.1m~1m の一様分布を与え、流体の運動エネルギーを大きく評価していることを示し、これらの評価想定は、実機での想定と異なることを示した。

---

(※<sup>11</sup>) JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」  
2007年8月

申請者は、上記の水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較及び JASMINE コードにおける評価想定と実機での想定との相違を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示した。これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器外の FCI で生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧カスパイクを考慮すべきであることを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼**

格納容器破損モード「水素燃焼」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること）」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下この節において「格納容器過圧破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：水-ジルコニウム反応、MCCI、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：水素の爆轟を防止するためには、早期に発生する水素及び継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する必要がある。また、MCCI に伴う水素発生に対しては、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。
- ③ 初期の対策：PWR プラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴がある。その上で、主に炉心損傷時に発生した水素の処理を行う。このため、イグナイタを重大事故等対処設備として新たに整備する。代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電

機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：継続的に発生する水素の処理を行う。このため、上記③のイグナイタに加え、PAR を重大事故等対処設備として新たに整備する。水素濃度、イグナイタ及び PAR の監視を行う。このため、可搬型格納容器水素濃度測定装置、イグナイタ動作監視装置、PAR 動作監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に低圧及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる観点では、破断口径の大きい大破断 LOCA であること、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点では、格納容器スプレイが作動する状態であることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。
- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の熔融物リロケーション、原子炉圧力容器破損、熔融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の熔融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。また、原子炉格納容器内水素濃度評価を行うため、区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達等の事象を適切に評価することが可能な GOTHIC を用いる。
- c. 事故条件：水素は、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75%が水と反応し発生するとする。外部電源についてはあるものとする。外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点で厳しい設定となる。

- d. 機器条件: PAR1 基当たりの水素処理量は、設備設計値を基に 1.2kg/h とし、5 基の設置とする。イグナイタは、12 基設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。
- e. 操作条件: PAR は、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理するため、運転員等操作に関する条件はない。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 炉内の水が急激に減少し燃料の露出が始まると、燃料被覆管温度が上昇し、約 24 分後には炉心溶融が開始する。この炉心過熱に伴う水-ジルコニウム反応により水素が発生する。
- b. 事故発生から約 1.3 時間後に原子炉圧力容器が破損する。約 3 時間後に原子炉圧力容器からの溶融炉心の流出が停止し、水-ジルコニウム反応による水素の生成はほぼ停止する。ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 9.7 vol%で減少に転じ、13 vol%を下回る。
- c. 水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、事象発生から 25 時間時点においても低下傾向が続いている。
- d. 1 次冷却材配管の破断区画において、水-ジルコニウム反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において水素濃度は爆轟領域に達しない。
- e. なお、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、安定して冷却されており、その後も安定状態を維持できる。

上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

本格納容器破損モードの有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量を原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75%が反応するように補正して評価する。感度解析のパラメータを組み合わせた場合、MCCI に伴い発生する水素は、炉心内の全ジルコニウムの約 6%である。このこ

とを考慮し、炉心内の全ジルコニウムが水と反応するとしても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.6 vol%である。したがって、解析コードに依拠せずジルコニウム最大反応量で評価しても格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の中で影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、PAR の性能の変動、金属腐食量等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも水素濃度への影響は小さい又は濃度を低くすることとなる。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて32名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 燃料取替用水タンク（約1677m<sup>3</sup>：水位異常低警報値までの水量）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位（16%）に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。
- ③ ディーゼル発電機及び代替緊急時対策所用発電機の7日間の運転などを考慮すると合計約494.4kLの重油が必要となる。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している水素濃度の低減が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧及び高圧注入機能が喪失する事故」において、PARの設置などを行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。さらに、解析コードに依拠せずジルコニウム最大反応量で評価しても格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を

満足している。これにより、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（f）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（充てん/高圧注入ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、イグナイタにより、可燃状態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCI によるさらなる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができることを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。これらの水素処理装置には熱電対を設置して、作動状況を把握することができることを確認した。

水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、低下傾向が続くことなどから、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧及び高圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) MCCI に伴う水素発生

申請者は、原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されていれば、床コンクリートには有意な侵食は発生しないため、それに伴う有意な水素発生はないとしていた。規制委員会は、知見が少ない溶融燃料挙動について、不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、MCCI の感度解析の結果を踏まえた水素発生について検討することを求めた。申請者は、これに対し以下のように説明した。

- ① 原子炉下部キャビティ床面での炉心デブリの拡がり、炉心デブリと原子炉下部キャビティ水の伝熱等のパラメータを組み合わせた場合、MCCI によ

り発生する水素は、全てジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約 6%である。

- ② さらに、上記を上回るものとして、全炉心内のジルコニウムが水と反応すると仮定した場合において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.6%であり、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足する。

規制委員会は、上記の申請者の評価が十分保守的であるため妥当であると判断した。

## (2) 水素対策の強化

規制委員会は、申請者の解析結果は、不確かさを考慮しても格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足するとしているが、より確実な水素対策を求めた。これに対し、申請者は水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路にイグナイタを設置することとした。

申請者は、格納容器内の水素濃度は均一化としている。しかし、水素は、成層化する懸念があり、水素が成層化すれば、格納容器上部で水素濃度が高まる可能性がある。規制委員会は、水素成層化の可能性を示した NUPEC における可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験で得られた知見に基づき、水素成層化に関する詳細な検討を行う必要があることを指摘した。申請者は、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌などにより水素濃度が均一化することを示したものの、仮に格納容器ドーム頂部で水素が滞留又は成層化した場合においても、早期段階から確実に処理するために、格納容器上部ドーム頂部付近にもイグナイタを設置することとした。これにより、規制委員会は、水素燃焼による格納容器破損防止のための適切な対策が行われることを確認した。

申請者は、PAR 及びイグナイタについて、可搬型格納容器水素濃度計測装置により水素濃度が低減されていることを確認することで作動状況を確認するとしていた。より確実な作動状況の確認を行うため、規制委員会は、PAR に熱電対を設置するなどの作動状況の監視手段を検討することを求めた。申請者は、PAR 動作監視装置及びイグナイタ動作監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備し、中央制御室で温度を監視することで PAR 及びイグナイタの作動状況を確認することとした。これにより、規制委員会は、PAR 及びイグナイタのより確実な作動状況の確認が行われることを確認した。

これらにより、規制委員会は、MCCI によるさらなる水素生成がある場合も含めて、確実な水素濃度低減対策が行われることを確認した。

## (3) PAR の性能評価式の妥当性

規制委員会は、GOTHIC に組み込まれた PAR の性能評価式の妥当性について、申請者の説明が不十分であったため、確認実験の実機への適用性等を含めた追

加説明を要求した。申請者は、PAR の性能評価式による水素除去割合と THAI 試験における PAR 単体の性能試験の水素除去割合がよく一致していることなどを説明した。規制委員会は、これら申請者の説明が妥当であると判断した。

#### (4) 水素濃度測定への対応

申請者は、本評価事故シーケンスの対応に必要な水素濃度測定要員は他の操作と兼ねることとし、事象発生後約 35 分から水素濃度測定の準備を開始するようにしていた。規制委員会は、水素濃度測定準備を早期に実施するための対応を検討することを求めた。申請者は、本評価事故シーケンスの重大事故等対策要員を増員し、その要員を水素濃度測定の準備作業に充てることにより、水素濃度測定の準備開始を早めることとした。これにより、規制委員会は、水素濃度測定の対応がプラント状況判断後、速やかに開始されることを確認した。

### **IV-1. 2. 2. 6 溶融炉心・コンクリート相互作用**

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心によるコンクリートの侵食という観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下この節において「格納容器過圧破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

#### 1. 申請内容

##### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが熱分解により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

- ② 対策の考え方：溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するために、原子炉下部キャビティへ注水する。
- ③ 初期の対策：代替格納容器スプレイ操作により原子炉下部キャビティへ注水する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」と同一である。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性評価の手法を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」を選定する。これは、大破断 LOCA 時にはより早期に原子炉圧力容器の破損に至るため流出する溶融炉心の崩壊熱が大きくなること、また、炉心注水及び格納容器スプレイ機能の喪失により原子炉下部キャビティへの水の流入が遅れることから、コンクリート侵食の観点でより厳しくなるためである。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注水機能喪失を追加した。さらに、代替格納容器スプレイの開始時間を遅らせて、より厳しい条件とする観点から、代替電源の準備が必要となる全交流動力電源の喪失も考慮する。
- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融物リロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- d. 機器条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- e. 操作条件：「格納容器過圧破損」と同一である。

### ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 炉心溶融開始 30 分後（事象発生の約 49 分後）に常設電動注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ操作により原子炉下部キャビティ

への注水を開始する。これにより、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約 1.5 時間後）において約 1.3m の原子炉下部キャビティ水位が確保され、熔融炉心の崩壊熱は除去される。コンクリートの侵食は約 3mm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

b. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同じである。よって、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

熔融炉心/コンクリート間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性が確認されている（※<sup>12</sup>）。しかし、これらの現象は不確かさが大きく、また、知見も限られることから、コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。その結果、厳しい条件を重畳させた場合でも、コンクリート侵食量は評価項目 (i) に関する判断に影響を及ぼす量には至らなかった。また、これらの挙動に関連する運転員等操作はないため、運転員等操作開始時間に与える影響はない。

#### b. 解析条件の不確かさの影響評価

炉心崩壊熱の変動を考慮して最確条件とした場合、保守的に設定した場合より崩壊熱が小さくなるため炉心溶融の開始が遅くなり、原子炉下部キャビティ注水の準備時間の余裕が大きくなる。また、原子炉圧力容器破損時間が遅くなるため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点での原子炉下部キャビティ水量が多くなり、熔融炉心の熱量も小さくなるため、コンクリート侵食量は減少する。

#### c. 対策の実施への影響

本事故シーケンスの要員の配置による他の操作への影響については「格納容器過圧破損」と同じであり、対策実施に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

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

(※<sup>12</sup>) IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード 2. (3) MAAP を参照。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイ操作による原子炉下部キャビティへの注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、原子炉下部キャビティへの注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮し、コンクリート侵食量の感度解析を実施した結果、厳しい条件を重畳させた場合でもコンクリート侵食量が支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、評価項目 (i) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（低圧注入系、高圧注入系等の設備）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

### (1) 原子炉下部キャビティへの注水開始遅れの影響について

申請者は、解析条件では、溶融炉心が落下する時点で原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されているとしていた。規制委員会は、原子炉下部キャビティへの注水操作開始遅れが原子炉下部キャビティ水量に及ぼす影響の評価を要求した。これを受けて、申請者は注水操作開始時間の余裕を把握するための感度解析を実施し、操作開始が 10 分遅れても原子炉圧力容器破損時におい

て約 1m の原子炉下部キャビティ水位を確保できるという結果を得た。これにより、規制委員会は、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点において、原子炉下部キャビティへの注水操作開始時間の遅れが評価結果に与える影響が小さいことを確認した。

## (2) 原子炉下部キャビティへの注水状態の確認手段について

申請者は、原子炉下部キャビティへの注水を格納容器スプレイにより行うとしている。規制委員会は、格納容器スプレイにより確実に原子炉下部キャビティに注水されることを確認する手段の説明を求めた。これを受けて、申請者は、原子炉下部キャビティ水位監視装置により注水状態の確認が可能であることを示した。これにより、規制委員会は、原子炉下部キャビティへの注水状態の確認手段が用意されていることを確認した。

## (3) コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータの検討について

申請者は、原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されていれば、床コンクリートには有意な侵食が発生しないとしていた。これについて、規制委員会は、知見が少ない溶融燃料挙動について不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、評価に影響を与えるパラメータを整理し、影響を明確にした上で判断することを求めた。申請者は、床コンクリートの侵食量に影響を与えるパラメータを幅広く検討し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさについて感度解析を実施し、厳しい伝熱条件で、かつ、溶融炉心が床全面に拡がる場合は床面及び側面に約 4mm のコンクリート侵食が発生し、拡がり小さい場合（拡がり面積約 11m<sup>2</sup>）は床面及び側面に約 19cm の侵食が発生するという結果を得た。ここで、側面の侵食は原子炉圧力容器破損位置が側面に近く、溶融炉心が側面に接触した場合にその位置で生じる。床面及び側面に 19cm の侵食が生じても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はない。なお、いずれのケースにおいても現実には溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むと考えられ、また、実験等の知見によれば側面コンクリートが侵食されて形成されたギャップに水が浸入するため溶融物の冷却が促進されコンクリート侵食は抑制される。

これらから、規制委員会は、コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータを保守的に設定した場合でも原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響がないことを確認した。

#### **Ⅳ－１．２．３ 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策**

第３７条第３項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故１」という。）及びサイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故（以下「想定事故２」という。）に対して、以下の（a）から（c）の項目（以下「燃料損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認したものとしている。

- （a）燃料有効長頂部が冠水していること。
- （b）放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- （c）未臨界が維持されていること。

#### **Ⅳ－１．２．３．１ 想定事故１**

「想定事故１」では、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **１．申請内容**

#### **（１）想定事故の特徴及びその対策**

申請者は、「想定事故１」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：使用済燃料ピット（※<sup>13</sup>）の冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行う。
- ③ 対策：使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、取水用水中ポンプ、取水

（※<sup>13</sup>）使用済燃料貯蔵槽に対して申請者が用いている名称。

用水中ポンプ用発電機、中間受槽等を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、使用済燃料ピット周辺線量率計（可搬型）、使用済燃料ピット水位計（広域）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、「想定事故 1」への燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：使用済燃料ピットの水位が、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位。通常水位約-3.4m）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、燃料損傷防止対策の評価項目（b）を満たすものとする。評価項目（b）が満たされる場合は（a）も同時に満たされる。
- b. 事故条件：余熱除去ポンプ等の故障により使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事故発生時の使用済燃料ピット水温は 40℃、水位は通常水位-0.08m とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量は 20 m<sup>3</sup>/h とする。
- d. 操作条件：使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水の準備には、対応要員の参集に 1 時間、ポンプや発電機の運搬、設置等に 5 時間 20 分で、合計 6 時間 20 分を要するものとする。

### ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 14 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するまでの時間は約 2.4 日である。一方、事故発生後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水の準備に要する時間は約 6 時間 20 分である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。
- c. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は 20 m<sup>3</sup>/h であり、使用済燃料ピット水温が 100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量（より

条件の厳しい1号炉ピットで約14.68m<sup>3</sup>/hを上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。よって、評価結果は燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満足している。

- d. 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約0.95）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済燃料ピット水のほう酸濃度が高い場合、沸騰に伴う密度低下により実効増倍率が増加する可能性があるが、沸騰前の実効増倍率が十分低いため、未臨界は維持される。よって、評価結果は燃料損傷防止対策の評価項目(c)を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット内の水温が変動するが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

- b. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響

崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期水位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約2.4日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である40℃より厳しい65℃（使用済燃料ピットポンプ1台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約2.1日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の6時間20分後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さい。

その他の解析条件の不確かさ（水温100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さい。

- c. 対策の実施への影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、前後に他の操作がないことから、対策の実施に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故1」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 1号炉及び2号炉で同時に本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は42名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故の対応では、20m<sup>3</sup>/hの流量で間欠的に使用済燃料ピットへの注水を行うが、淡水（宮山池）又は海水を取水源としており、供給が可能である。
- ③ 本想定事故の対応に必要な燃料としては、事故発生6時間20分後からの運転を想定した7日間の使用済燃料ピットへの注水、さらに、7日間のディーゼル発電機等の運転を考慮する場合等に必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。
- ④ 本想定事故の対応に必要な電源容量は、取水用水中ポンプに11kW及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプに5.5kWである。これに対して、取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の電源容量は各々約80kWであり、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故1」において、使用済燃料ピットへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（使用済燃料ピットポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。

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

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量について

申請者は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量を、崩壊熱を最も厳しく想定した場合に対応する蒸発量（より条件の厳しい1号炉ピットで約14.68m<sup>3</sup>/h）に基づき15m<sup>3</sup>/hとしていた。規制委員会は、水位が低下した場合に早期に水位を回復する観点から、ポンプ流量の検討を要求した。これを受けて、申請者は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量を、崩壊熱による蒸発量に対して十分な余裕をもつ20m<sup>3</sup>/hとした。これにより、規制委員会は、機器条件が妥当であることを確認した。

## IV-1. 2. 3. 2 想定事故2

「想定事故2」では、サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 想定事故の特徴及びその対策

申請者は、「想定事故2」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行う。
- ③ 対策：使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、取水用水中ポンプ、取水用水中ポンプ用発電機、中間受槽等を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、使用済燃

料ピット周辺線量率計（可搬型）、使用済燃料ピット水位計（広域）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、「想定事故２」への燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：使用済燃料ピット水の小規模な喪失により水位が低下した後、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位。通常水位一約 3.4m）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、燃料損傷防止対策の評価項目（b）を満たすものとする。評価項目（b）が満たされる場合は（a）も同時に満たされる。
- b. 事故条件：使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピット出口配管下端（通常水位一約 1.3m）まで水位が低下すると想定する。この破断により冷却機能が喪失するが、重畳して、注水機能も喪失するものとする。漏えいはこの水位で止まるが、水温が上昇して蒸発が起こる場合は更なる水位低下が生じる。事故発生時の使用済燃料ピット水温は 40℃とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：「想定事故１」と同一である。
- d. 操作条件：「想定事故１」と同一である。

### ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 12 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するまでの時間は約 1.6 日である。一方、事故発生後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水の準備に要する時間は約 6 時間 20 分である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。
- c. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は 20m<sup>3</sup>/h であり、使用済燃料ピット水温が 100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量（より条件の厳しい 1 号炉ピットで約 14.68m<sup>3</sup>/h）を上回っていることから、

燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。ここで、破断した冷却系配管の復旧を期待しないため、通常水位を回復することは不可能だが、使用済燃料ピット出口配管下端の水位を維持することは可能である。よって、評価結果は燃料損傷防止対策の評価項目 (a) 及び (b) を満足している。

- d. 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約 0.95）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済燃料ピット水のほう酸濃度が高い場合、沸騰に伴う密度低下により実効増倍率が増加する可能性があるが、沸騰前の実効増倍率が十分低いため、未臨界は維持される。よって、評価結果は燃料損傷防止対策の評価項目 (c) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット内の水の温度が変動するが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

- b. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響

崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期水位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 1.6 日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である 40℃より厳しい 65℃（使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 1.4 日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の 6 時間 20 分後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さい。

その他の解析条件の不確かさ（水温 100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、前後に他の操作がないことから、対策の実施に与える影響はない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故2」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を「想定事故1」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故2」において、使用済燃料ピットへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（冷却系配管等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。

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

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量について

「想定事故1」における論点と同じである。

### **IV-1. 2. 4 停止中の原子炉の燃料損傷防止対策**

第37条第4項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中（※<sup>14</sup>）における発電用原子炉内の燃料体（以下

（※<sup>14</sup>）運転停止中：「停止中評価ガイド」には、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起

「運転停止中原子炉内燃料体」という。)の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の(a)から(c)の項目(以下「運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目」という。)を満足することを確認したものとしている。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が確保されていること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)

#### **IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失**

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」(以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。)では、原子炉運転停止中に、余熱除去系の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：余熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体が損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部(加

---

動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間と示している。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除くとされている。

圧器安全弁3弁を取り外し中)からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、ディーゼル発電機、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：格納容器スプレイ系による再循環運転に切り替え、低温停止状態に移行するとともに、炉心冷却を継続する。このため、格納容器再循環サンプ、格納容器スプレイ系、代替再循環配管等を重大事故等対処設備として位置付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは、「余熱除去機能喪失」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「余熱除去機能喪失」が起こるとしている。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。
- c. 事故条件：余熱除去ポンプの故障等による余熱除去系の機能喪失が、2系統で同時に発生することを想定する。事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間、原子炉停止後55時間とする。
- d. 機器条件：充てん/高圧ポンプによる炉心注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$  とする。これは、炉心注水開始を事象発生後50分とした場合の崩壊熱による蒸発量（ $29.7\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回る流量である。
- e. 操作条件：充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生の検知・判断及び充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から50分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生 1 分後から、1 次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで 1 次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後 50 分で、充てん/高圧注入ポンプにより炉心注水を開始し、事象発生後 140 分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合うことにより、1 次冷却系の保有水量及び 1 次冷却材温度は安定する。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.6 程度であり、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはない、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはない。
- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による 1 次冷却材におけるボイド発生により 1 次冷却材の密度が低下すると、一時的に反応度が正側になる場合がある。ただし、実効増倍率が 1.00（臨界）より十分に低いこと、さらに、充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されることから、未臨界は維持される。
- e. なお、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行可能である。

上記 a. から e. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは  $\pm 10\%$  ( $\pm 0.4\text{m}$ ) 程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 0.6m 高い位置まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。

- b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱は保守的（大きい）な値に設定されているため実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の操作については、一連の操作が中央制御室で実施されるため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、1号炉と2号炉を合わせて18名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。

② 本重要事故シーケンスが発生し、7日間非常用ディーゼル発電機が全出力で運転した場合等に必要となる重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に対して非常用ディーゼル発電機からの電力供給量が、十分に大きいため、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び再循環運転による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」において、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系の2系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

また、充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、格納容器スプレイ冷却器による炉心冷却への移行する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 原子炉容器内の水位が低下した場合の遮蔽性能確保

原子炉容器内の水位が低下すると、放射線に対する遮蔽性能は低下するため空間線量が上昇することから、格納容器内の作業員の被ばく線量が増加する可能性がある。このため、規制委員会は、遮蔽性能の確保について詳細な説明を求めた。申請者は、ミッドループ運転中において原子炉容器内の水位が燃料有効長頂部の高さ近くまで低下した場合について、格納容器内の空間線量率を評価し、原子炉容器ふたによる放射線遮蔽効果により空間線量率は遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を十分に下回することを示した。規制委員会は、原子炉容器内の水位低下による放射線の遮蔽効果の低下に比べ、原子炉容器ふたによる放射線の遮蔽効果が十分に大きいため、格納容器内の作業員の被ばく線量が基準値を超過しないことを確認した。

#### (2) 事故が発生した場合の格納容器内の作業員の退避

事故が発生した場合、作業員の退避手順及び退避ルートが明確にされていないと、作業員の退避遅れ等により被ばく線量が増加する他、原子炉格納容器の隔離も遅れる可能性がある。このため、規制委員会は、格納容器内の作業員の退避について詳細な説明を求めた。申請者は、運転停止中に事故が発生した場合の作業員の退避手順及び退避ルートを具体的に示した。これにより、規制委員会は、ミッドループ運転中の事故時における作業員の放射線防護と原子炉格

納容器の早期隔離が確実に実施できるように、作業員が原子炉格納容器から退避する手順と退避ルートが明確化されていることを確認した。

### (3) 1次冷却材沸騰中の未臨界確保

申請者は、ミッドループ運転中に1次冷却材が沸騰した場合の未臨界確保について具体的な説明をしていなかった。仮に、1次冷却材の密度が沸騰によって低下すると、ほう素濃度が高い条件とは言え、一時的に反応度が正側になり、実効増倍率が上昇する可能性がある。このため、規制委員会は、未臨界の確保について詳細な説明を求めた。申請者は、沸騰開始後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を代表的な取替燃料炉心について評価し、取替燃料炉心の違いによる実効増倍率の変動を考慮して事象発生前の初期の実効増倍率を高くした場合でも、1次冷却材沸騰時の実効増倍率の上昇は約0.93にとどまり、未臨界を確保できることを示した。これにより、規制委員会は、ほう素濃度が高い条件下のミッドループ運転中に1次冷却材が沸騰した場合でも、実効増倍率の上昇は限定的であり、未臨界が十分に確保できることを確認した。

## IV-1. 2. 4. 2 全交流動力電源喪失

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源系統が機能喪失し、これに従属して原子炉補機冷却機能が喪失する場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：全交流動力電源喪失に起因する余熱除去系の炉心注水機能喪失及び全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失に起因する余熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中原子炉内燃料体は損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心へ注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。

- ③ 初期の対策：常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：格納容器再循環サンプと余熱除去ポンプを用いた低圧再循環運転により炉心への注水を継続する。このため、移動式大容量ポンプ車とタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備し、格納容器再循環サンプ、余熱除去ポンプ等を重大事故等対処設備に位置付ける。また、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで格納容器内自然対流冷却を実施し、格納容器内の除熱を行う。このため、移動式大容量ポンプ車、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備し、格納容器再循環ユニットA系統及びB系統を重大事故等対処設備として位置付ける。

## （2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」が起こるとしている。さらに、従属的に発生する補機冷却水の喪失の重畳も考慮している。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、常設電動注入ポンプによる炉心注水等を取り扱うことのできるM-RELAP5を用いる。

- c. 事故条件：全交流動力電源喪失により余熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しい設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 55 時間とする。
- d. 機器条件：常設電動注入ポンプによる炉心注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$  とする。これは、炉心注水開始を事象発生後 50 分とした場合の崩壊熱による蒸発量 ( $29.7\text{m}^3/\text{h}$ ) を上回る流量である。
- e. 操作条件：大容量空冷式発電機が利用できるのは、事象発生から 35 分後以降とする。常設電動注入ポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生を検知・判断及び常設電動注入ポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から 50 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生 1 分後から、1 次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで1次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後 35 分で大容量空冷式発電機が利用可能になり、事象発生後 50 分で、大容量空冷式発電機を電源とする常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始する。事象発生後 140 分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合うことにより、1 次冷却系の保有水量及び1次系温度は安定する。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.6 程度であり、常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値  $0.15\text{mSv/h}$  を上回ることはない。
- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるボイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、一時的に反応度が正側になる場合もある。ただし、実効増倍率が 1.00（臨界）より十

分に低いこと、さらに、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されることから、未臨界は維持される。

- e. なお、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、低圧再循環運転に切替え、格納容器内自然対流冷却による格納容器内の除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

上記 a. から e. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約0.6m 高い地点まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。

- b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱は保守的な（大きい）値に設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

- c. 対策の実施への影響

常設電動注入ポンプによる炉心注水については、一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの運転停止中原子炉内燃料の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、1号炉と2号炉を合わせて52名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、大容量空冷式発電機による電源供給、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの給水、代替緊急時対策所への電源供給を7日間継続する場合等に必要となる重油量は、約280.1kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄された重油量約

314.0kL で対応が可能である。また、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料の損傷防止対策として計画している、大容量空冷式発電機を代替交流電源とすること、常設電動注入ポンプを用いた炉心注水、余熱除去ポンプを用いた再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、常設電動注入ポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（外部電源、非常用所内交流電源系統、原子炉補機冷却機能）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

また、常設電動注入ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、余熱除去ポンプを用いた低圧再循環運転に切替え、格納容器内自然対流冷却による格納容器内の除熱を継続することにより、原子炉を安定停止状態へ導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は、原子炉停止中の他の事故シーケンスグループである「IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同じである。

#### **IV-1. 2. 4. 3 原子炉冷却材の流出**

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等による系外への漏えいが発生する場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から系外への誤操作等による漏えいに起因して1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失する。これにより、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体は損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心へ注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に充てん注入し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、ディーゼル発電機、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：格納容器スプレイ系による再循環運転に切り替え、低温停止状態にするとともに、炉心冷却を継続する。このため、原子炉格納容器再循環サンプ、格納容器スプレイ系、代替再循環配管等を重大事故等対処設備として位置付ける。

#### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

##### **① 解析手法**

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」を選定している。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」が起こるとしている。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入、1次冷却材の原子炉バウンダリからの流出等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。
- c. 事故条件：炉心冷却の観点から厳しくするため、以下の条件を設定している。
  - ア. 事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 55 時間とする。
  - イ. 1次冷却材の流出は、流量の多い余熱除去系からの流出とし、余熱除去ポンプ 1 台による浄化運転時の最大流量である 380 m<sup>3</sup>/h とする。流出する口径は余熱除去系統の最大口径で約 20cm（8 インチ）相当とする。
  - ウ. 余熱除去機能喪失後も系外の漏えいの停止を見込まない。
  - エ. 事象発生から 3 分後に、1次冷却系の水位が 1次系冷却材管の下端に到達することにより浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去系機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失する。
- d. 機器条件：充てん/高圧ポンプによる炉心注水流量は、原子炉停止 55 時間後を事象開始として、余熱除去系の機能喪失（事象発生から 3 分後）から 20 分後（事象発生から 23 分後）における崩壊熱によ

る蒸発量 (29.7m<sup>3</sup>/h) に加えて、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、31m<sup>3</sup>/h とする。

- e. 操作条件：余熱除去系の機能喪失を起点（事象発生から3分後）として、充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水操作の準備を開始する。注水準備に必要な時間を20分とし、充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水が、事象発生から23分後に開始されるとする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生後約23分で、充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合うことにより1次冷却系の保有水量を確保することができる。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも0.6程度であり、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。
- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるボイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、一時的に反応度が正側になる場合もある。ただし、実効増倍率が1.00（臨界）より十分に低いこと、さらに、充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されることから、未臨界は維持される。
- e. なお、原子炉冷却材流出システムの隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

上記 a. から e. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度である。したがって、実際の炉心水位が評価値より0.4m程度低くなる可能性があるが、燃料有効長頂部から更に約1.1m高い位置まで水位が確保され、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。また、1次系冷却材配管の下端の水位に到達するまでの時間が早まるので、余熱除去機能喪失を起点とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の操作開始は早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、燃料の冷却への影響は小さい。

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示している。したがって、実際の漏えい流量は解析結果よりも小さくなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなるが、操作開始時点の炉心水位が同じ条件であることと実際の漏えい量が解析結果より小さいことを考慮すると、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱及び1次冷却材流出流量は保守的な(大きい)値で設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて遅くなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなるが、操作開始時点の炉心水位が同じ条件であることも考慮すると、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナリオの特徴を踏まえた重大事故等対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応に必要な要員は、1号炉と2号炉を合わせて18名である。重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、7日間非常用ディーゼル発電機が全出力で運転した場合に必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、

発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約 510.0kL にて対応が可能である。また、重大事故対処設備全体に必要な電力供給量に対して非常用ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料の損傷防止対策として計画している充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水及び再循環運転が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」において、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系の 2 系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

また、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、格納容器スプレイポンプ冷却器による炉心冷却への移行により、原子炉を安定停止状態へ導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は、原子炉停止中の他の事故シーケンスグループである「IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同じである。

#### **IV-1. 2. 4. 4 反応度の誤投入**

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により純水が1次冷却材中に注入され1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加されることにより、臨界に至る可能性がある場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障や誤操作等に起因する1次冷却材中への純水注入により、1次冷却材中のほう素濃度が低下することで正の反応度が添加され、臨界に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の臨界を防止するためには、早期に反応度の誤投入を判断し、速やかに希釈停止操作を行うとともに、未臨界状態が維持されていることを確認し、必要に応じてほう酸濃縮操作を実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉補給水補給流量弁の「閉」操作及び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水の注入を停止する。
- ④ 安定状態に向けた対策：充てん/高圧注入ポンプによりほう酸タンクのほう酸水を炉心に注水し、未臨界を維持する。このため、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

#### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

##### **① 解析手法**

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、評価の考え方、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「反応度の誤投入」である。定期検査中においては、原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない措置を講じていることを考慮し、化学体積制御系の故障、誤操作等による純水注水は、原子炉起動時に起こり得ると想定する。また、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点からも原子炉起動時を想定している。
- b. 評価の考え方：本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要である。中性子束とほう素濃度の関係から導かれた評価式により、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求める。これにより、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。
- c. 初期条件：制御棒は全挿入とする。水による希釈率を大きくするため、1次系の有効体積は小さめにし、1次系の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた  $215\text{m}^3$  とする。1次冷却系のほう素濃度については、初期は、燃料取替用水タンクの保安規定制限値である  $2700\text{ppm}$  とし、臨界時は  $1800\text{ppm}$  とする
- d. 事故条件：原子炉起動時に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入されることを想定する。1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ 2 台運転時の全容量 ( $78.7\text{m}^3/\text{h}$ ) に余裕を持たせた値  $81.8\text{m}^3/\text{h}$  とする。1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はあるものとする。
- e. 機器条件：評価上の「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は、警報発信から臨界までの時間的余裕を少なめに評価するため、実際の設定値 (0.5 デカード上) に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。
- f. 操作条件：希釈停止操作の開始は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生から約 52 分後に「中性子源炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から 10

分後の約 62 分後に 1 次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注入停止操作（所要時間は約 25 秒）を実施し、1 次冷却材の希釈を停止する。

- b. 希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約 52 分を要し、臨界（ほう素濃度：1800ppm）に至るまでにはさらに約 12 分を要する。警報発信から 10 分後に純水注入停止操作を開始することから、臨界到達まで時間余裕は 2 分であるが、純水注入停止操作の所要時間が 25 秒であることを考慮すると、運転員が異常状態を検知してから純水注入停止操作の終了までには十分な時間があり、未臨界を維持することができる。
- c. 炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態である。
- d. 原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持されている。
- e. ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、事故によって、1 次冷却系が臨界ほう素濃度である 1800ppm まで希釈された際に、初期ほう素濃度 2700ppm まで濃縮するのに要する時間は約 5 時間である。

上記 a. から e. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響
  - 1 次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度は、評価項目のパラメータである事象発生から臨界到達までの時間に対して、余裕が少なくなるような設定をしている。よって、1 次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度を変動させた場合、事象進展は遅くなるため臨界到達までの時間が長くなり、運転員等の事象検知や操作に要する時間に対する余裕が増す。さらに、臨界到達時期が遅くなることにより、炉心露出に対する余裕が大きくなる。
- b. 対策の実施への影響
  - 運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、1号炉と2号炉を合わせて14名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、使用済燃料ピットへの給水、代替緊急時対策所への電源供給を7日間継続する場合等に必要となる重油量は約19.2kLの重油が必要となる。これに対し、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄されている重油量約510.0kLにて供給可能である。また、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料の損傷防止対策として計画している希釈停止操作及びほう酸濃縮操作が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」において、希釈停止操作を行った場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が評価条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。

また、希釈停止操作により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能であることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 臨界ほう素濃度の設定根拠

申請者は、臨界ほう素濃度の設定根拠を詳細に説明していなかった。仮に、臨界ほう素濃度を過小に設定してしまうと、事象発生から臨界到達までの時間余裕を過大に評価してしまう可能性がある。このため、規制委員会は、臨界ほう素濃度の設定根拠について詳細な説明を求めた。申請者は、サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン炉心の臨界ほう素濃度について、炉心のばらつき等を考慮して高めの厳しい設定にしていることを示した。これにより、規制委員会は、臨界ほう素濃度は、事象発生から臨界到達までの時間余裕を小さくする厳しい条件で設定されていることを確認した。

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

申請者は、全交流動力電源喪失が発生後、電源が復旧した際に 1 次系補給水ポンプが自動起動してほう酸希釈が再開される可能性の有無について検討していなかった。ほう酸希釈が再開された場合には、純水塊が炉心に送り込まれ、反応度事故によって燃料の損傷を引き起こす可能性がある。このため、規制委員会は、ほう酸希釈が再開される可能性の有無について詳細な説明を求めた。申請者は、充てん/高圧注入ポンプがブラックアウトシーケンスでは起動しないこと、「外部電源喪失」の手順書により外部電源喪失後には希釈信号をリセットさせる手順が整備されていることを示した。これにより、規制委員会は、設備・手順の両面から、電源が復旧した際のほう酸希釈の再開防止を図っていることを確認した。

### **IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード**

申請者が使用している解析コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行う。

他方、原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による検証が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、

実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当すると見なし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の妥当性の確認が行われているかという観点を主とした審査を行う。

以下、コードごとに申請内容とその確認内容について示す。

## 1. 申請者が使用している解析コード

申請者は、評価対象の事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードで考慮すべき現象を踏まえて、有効性評価に使用するコードを以下のとおりとしている。

### (1) 炉心損傷防止対策の有効性評価

- ①—1 起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」、「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）」の評価については、2次冷却系も含めて炉心の冷却状態の解析が可能な M-RELAP5 を使用している。また、「全交流動力電源喪失」の評価においては原子炉格納容器内圧が有意に上昇するため、M-RELAP5 に加えて、原子炉格納容器内雰囲気解析が可能な COCO を併用している。
- ①—2 起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の冷却状態に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能な SPARKLE-2 を使用している。
- ② 炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態が有意な影響を及ぼす「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態と原子炉格納容器の状態の相互作用を解析可能な MAAP を使用している。

### (2) 格納容器破損防止対策の有効性評価

- ① いずれの格納容器破損モードについても、炉心及び原子炉格納容器の状態の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の熔融炉心挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有する MAAP を使用している。また、「水素燃焼」の評価については、MAAP は格納容器内空間を3次元で模擬できずドーム部内の空間分布評価には適さないこと、水素の発生量をガイドの条件に設定することから、MAAP に加えて、水素の区画間の移行等を解析可能な GOTHIC を使用している。

### (3) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

- ① いずれの事故シーケンスグループについても、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下を解析可能な M-RELAP5 を使用している。

## 2. 解析コードの検証及び有効性評価への適用性

### (1) M-RELAP5

#### ① 申請内容

申請者は、M-RELAP5 の妥当性確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. M-RELAP5 は、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1 点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡・事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。
- b. 米国において、US-APWR の安全解析（小破断 LOCA）に適用している。また、本コードがベースとしている RELAP5 は、欧米において Non-LOCA、LOCA（大小の双方を含む）の安全解析への適用例がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性評価を行っている。
  - c. - 1 炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達モデル、ボイドモデル、流動様式）については、ORNL/THTF 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験、PKL/F1.1 試験の解析結果により検証している。
  - c. - 2 1 次冷却系における重要現象のモデル（自然循環時の壁面熱伝達モデル、冷却材放出時の破断流モデル、気液分離・対向流の流動様式、沸騰時の 2 流体モデル及び壁面熱伝達モデル、ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル、ECCS 蓄圧タンクの非凝縮性ガス）については、PKL/F1.1 試験、Marviken 試験、美浜 2 号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験、PKL/F1.1 試験の解析結果により検証している。
  - c. - 3 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の 2 流体モデル、冷却材放出時の臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験の解析結果により検証している。
  - c. - 4 蒸気発生器における重要現象のモデル（1 次側・2 次側の壁面熱伝達モデル、2 次側水位変化・ドライアウトの 2 流体モデル）ROSA/LSTF SB-CL-39 試験、PKL/F1.1 試験、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析結果により検証している。
- d. 不確かさ評価としては、LOCA 時における炉心水位について、事故時

条件と大気圧条件のそれぞれについて評価している。また、LOCA 時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保している。

## ② 確認内容

規制委員会は、M-RELAP5 についての申請者の説明内容について、以下のよう確認した。

- a. 炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び 1 次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。
- c. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。
- d. 規制委員会は、RELAP5/MOD3.3(※<sup>15</sup>)及び SKETCH-INS(※<sup>16</sup>)/TRACE5.0(※<sup>17</sup>)を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び考慮すべき主要な不確かさを確認した。そこで抽出されたものについて、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の M-RELAP5 の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

## ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

### a. 炉心水位計算値の不確かさ評価

申請者は、M-RELAP5 が ORNL/THTF 試験の二相水位の測定値を 0.3m 低めに評価したことから、事故時の炉心水位及び炉心露出に関しては保守側に評価するとした。さらに、膜沸騰熱伝達モデルの特性により、燃料棒表面の熱伝達率を最大で 40%程度低く予測する傾向があり、被覆管温度を高めめに予測するとした。また、事故時に加え、大気圧条件

---

(※<sup>15</sup>) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.

(※<sup>16</sup>) (独) 原子力安全基盤機構, “3次元プラント動特性コード SKETCH-INS/TRAC-BF1 の改良整備”, 04 解部報-0012, 2003.

(※<sup>17</sup>) TRACE V5.0 THEORY MANUAL: Field Equations, Solution Methods, and Physical Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.

の余熱除去系停止時の水位についても同様に保守側評価になるとしていた。これに対し規制委員会は、ORNL/THTF の試験条件が 4MPa 以上の高圧に限定されており、余熱除去系停止時に想定される大気圧付近の条件を含んでいないため、適用範囲外であることを指摘するとともに、同条件下で沸騰状態にある炉心水位の不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。規制委員会は、EPRI モデルの同条件下での炉心ボイド率の不確かさから推定した申請者の再検討結果を精査し、平均ボイド率が約 0.5 の時、同条件下での二相水位の不確かさが±10%程度あり、評価上考慮する必要があることを指摘した。申請者はこれを了承し、有効性評価において不確かさとして考慮した。

#### b. LOCA 事象における破断流量の不確かさ評価

申請者は、LOCA 事象における破断流量について、Marviken 試験解析により、計算値と測定値の差はサブクール臨界流で±10%程度、二相臨界流で-10%~+50%程度の範囲に収まっているとしていた。しかし、当コードによる全解析結果を示すのみで、物理的考察による結果の分析が不十分であった。これに対し規制委員会は、特に L/D (長さ/内径比) の小さい条件で熱的に非平衡な状態で配管から流出する場合には、M-RELAP5 の臨界流モデルで解析誤差が増大すると予想されるとし、その影響について説明を求めた。申請者は ECCS 注水機能喪失事象を対象とした破断面積のスペクトル解析を実施するとともに、破断面積・流量の不確かさの影響を包絡した破断サイズを使用することにより、解析の保守性を確保していると説明した。申請者は、本コードを同事象の有効性評価に使用する際に、破断面積のスペクトル解析を実施することとした。

#### c. 1 次冷却系のフィードアンドブリード時の流体解析モデル

申請者は、1 次冷却系の減圧及び注水 (1 次冷却系のフィードアンドブリード) における 1 次冷却材温度及び加圧器圧力について、LOFT L6-1 試験解析により、計算値と測定値の差は 1 次冷却材温度で±2°C、加圧器圧力で±0.2MPa の範囲に収まっているとした。しかし、この説明の中で、「2 次系からの除熱機能喪失」に対する 1 次冷却系のフィードアンドブリード実施時に、1 次系圧力挙動と高圧注入系流量に影響を及ぼす高温側配管から加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルについての説明が不十分であった。そのため規制委員会は、加圧器サージ管に流入する流体の気相部と液滴のエントレインメントのモデル化について追加説明を求めた。申請者は、加圧器サージ管へ流入する流体を、高温側配管のボイド率 (約 0.2) を持つ二相混合流 (気泡流) で

模擬することにより、蒸気相の流出を少なく評価する方法を選択したことを説明した。このようなモデル化では、気相部と液滴が同伴して流入する実際の状況より流出蒸気量が少なく計算されるため、圧力が高く評価される。よって、この選択は、炉心注水を保守側に見積もる方向であり、規制委員会は申請者の選択を妥当と判断した。

## (2) SPARKLE-2

### ① 申請内容

申請者は、SPARKLE-2 の検証及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. SPARKLE-2 は、M-RELAP5 の炉心動特性を 1 点炉近似から 3 次元動特性に変更したコードであり、1 次冷却系全体の熱流動と 3 次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。
- b. プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5 であり、ベースとしている RELAP-3D については、欧米において実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行っている。
  - c. - 1 炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果）については、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、モンテカルロコードとの比較、減速材温度係数測定検査の解析により検証している。
  - c. - 2 炉心の燃料に係る重要現象（燃料棒内温度変化）については、FINE コードとの比較、SPERT-III E-core 実験解析により検証している。
  - c. - 3 炉心の熱流動に係る重要現象のモデル（沸騰・ボイド率変化の二相流圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）については、NUPEC 管群ボイド試験の解析により検証している。
  - c. - 4 1 次冷却系における重要現象のモデル（ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル）については、PKL/F1.1 試験の解析により検証している。
  - c. - 5 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の 2 流体モデル、冷却材放出時の二相/サブクール臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。
  - c. - 6 蒸気発生器における重要現象のモデル（1 次側・2 次側の伝熱管熱伝達モデル、2 次側水位変化・ドライアウトの 2 流体モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。
- d. 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数

初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。

## ② 確認内容

規制委員会は、SPARKLE-2 についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。

- a. 「原子炉停止機能喪失」時の1次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。
- c. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、計算ベンチマークや実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の SPARKLE-2 の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

## ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

### a. 減速材温度係数に対する感度解析方法の妥当性及び包絡性

申請者は、減速材温度フィードバック効果（減速材温度係数）については、連続エネルギーモンテカルロコード解析結果との比較による検証において、種々の燃料タイプ及び燃焼度に対して、「原子炉停止機能喪失」で発生する減速材密度及びほう素濃度の範囲で両者の結果は概ね一致するとした。また、SPARKLE-2 の一部を構成する COSMO-K コードと機能が同一の設計コードである COSMO-S コードの減速材温度係数測定検査結果を用いた妥当性確認において、2～4 ループを含む、炉型が異なる4プラントの複数サイクルに対する等温温度係数の計算値と測定値の差が $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 以内に収まるとした。しかし、これらの結果を示すために実施した減速材温度係数初期値を所定の値に設定した解析において、ほう素濃度を人為的に調整して解析を行っていた。こ

れに対し規制委員会は、このような操作により解析対象とする炉心特性（ドップラ温度係数、軸方向出力分布等）に影響が出ないか確認するよう申請者に求めた。また、申請者が解析対象としている炉心が実際の炉心の燃焼度や炉心配置を包絡している根拠を示すよう求めた。規制委員会は、申請者が従来手法（1点炉近似コード）との解析結果の比較や代表的な「原子炉停止機能喪失」での感度解析を踏まえて、当該手法で減速材温度係数初期値をパラメータとした解析が行えるとしていることを確認した。また、申請者がほう素濃度をパラメータとした感度解析や、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析の結果を踏まえて、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡すると見なせるとしていることを確認した。

#### b. ドップラ温度係数の不確かさ評価

申請者は、ドップラ温度係数について、ORNL の Doppler-Defect Benchmark (※<sup>18</sup>) の検証計算において、計算値の連続エネルギーモンテカルロコードとの差異が、燃料種類、組成及び燃焼度の変化に対して有意に拡大することはないとした。また、ドップラ温度係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、SPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとした。さらに、ドップラ温度係数の不確かさについては、過去の実績から約 10%としていたが、それを裏付ける資料の提示はなかった。これに対し規制委員会は、本解析に使用する ENDF/B-VII.0 のドップラ温度係数評価値について近年の研究成果を踏まえた確認を行うよう求めた。規制委員会は、申請者が Doppler Defect Benchmark の調査を通じて、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外のコードで計算されたドップラ温度係数の標準偏差が 10%以内であるとしていることを確認した。また、ドップラフィードバック効果は「原子炉停止機能喪失」においては、出力低下により燃料温度が低下する結果、正の反応度要因となり、その不確かさから非保守的の評価となりうることから、ドップラ温度係数を対象とした感度解析を実施するよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、感度解析による評価を実施した。

#### c. 加圧器安全弁の容量の裕度確認

申請者は、「原子炉停止機能喪失」における 1 次冷却材温度及び加圧

---

(※<sup>18</sup>) Russell D. Mosteller, “The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results,” LA-UR-07-1000.

器圧力について、LOFT L6-1 及び L9-3 試験解析により、計算値と測定値の差は 1 次冷却材温度で $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、加圧器圧力で $\pm 0.2\text{MPa}$  の範囲に収まったことから、これを不確かさとしていた。しかし、これ以外の不確かさ要因として、原子炉圧力がピーク値付近にある期間中の加圧器安全弁の作動状況についての説明が不十分であった。これに対し規制委員会は、加圧器安全弁の容量に余裕がなくなることにより原子炉圧力の上昇が顕著になる可能性について確認するよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者が減速材温度係数初期値とドップラ温度係数に対する感度解析結果を踏まえて、有効性評価における解析条件では加圧器安全弁の容量には十分余裕があるとしていることを確認した。

d. 「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」の評価

申請者が使用した「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」のみであった。規制委員会は、これに類似するシーケンスで、同様に原子炉圧力の上昇をもたらさうる「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」についても評価するよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、両方の重要事故シーケンスについて有効性評価を実施した。

(3) MAAP

① 申請内容

申請者は、MAAP の妥当性確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. MAAP は、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1 次冷却系、格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重要事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。
- b. 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性確認を行っている。
  - c. - 1 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。

- c. - 2 加圧器における重要現象（冷却材放出）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。
- c. - 3 蒸気発生器における重要現象（1 次側・2 次側の熱伝達、冷却材放出、2 次側水位変化・ドライアウト）については、MB-2 実験解析により妥当性確認を行っている。
- c. - 4 格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、沸騰・水素濃度）については、HDR 実験、CSTF 実験の解析及び TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。
- c. - 5 炉心損傷後の原子炉容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達、1 次系内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性確認を行っている。
- c. - 6 炉心損傷後の格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験、ABCOVE 実験の解析により妥当性確認を行っている。
- c. - 7 炉心損傷後の格納容器における重要現象（炉心デブリとコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性確認を行っている。
- d. 不確かさ評価としては、「ECCS 再循環機能喪失」時の炉心露出開始時間について、M-RELAP5 との比較により不確かさを評価している。次に、熔融炉心のコンクリート浸食量について、最新の実験的知見を反映して感度解析による不確かさ評価を行っている。また、FCI、DCH、MCCI の各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

## ② 確認内容

規制委員会は、MAAP についての申請者の説明内容について、以下のよう  
に確認した。なお、シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大き  
く、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す  
必要がある。

- a. 炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現  
象に対する解析モデルが説明されている。
- b. シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されてい  
る最も代表的なコードのひとつであり、PWR 実機を対象とした安全解  
析への豊富な適用実績がある。
- c. 実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマー  
ク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、

上記の a. の重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。

- d. 規制委員会は、これまでに MELCOR (※<sup>19-20</sup>) によりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAP による解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の MAAP の解析結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と考えている。

### ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

#### a. 事故シーケンスで重要な物理現象の抽出と不確かさ評価

規制委員会は、シビアアクシデント現象に関する試験は限られていることから、運転時の異常な過渡変化及び事故解析に使用する最適評価コードが備えるべき要件を整理することを目的として日米で導入が進められている階層構造分析手法を参考にした物理現象の抽出と、重要な物理現象に対しては最新の知見の反映と感度解析による不確かさの確認を申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価の事故シーケンスについて、主要な物理現象を対象に感度解析等に基づく不確かさ評価を示した。

#### b. 「ECCS 再循環機能喪失」時の炉心水位の不確かさ評価

申請者は M-RELAP5 による解析から、MAAP が M-RELAP5 よりも炉心水位を高く、炉心露出開始時間を 15 分遅く評価するという解析結果を示したが、物理的考察による結果の分析が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し規制委員会は、各コードの解析モデルの違いを踏まえて、物理的考察を充実させるよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明の中で、M-RELAP5 では SG 伝熱管への液相流入量の違いにより、スチームバインディング効果を高く計算する結果、高温側配管領域で保有水量を相対的に少なく評価す

(※<sup>19</sup>) R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manuals Ver1. 8. 5.," NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2 / SAND2000-2417/2, (May 2000) .

(※<sup>20</sup>) R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, vol. 3, NRC. (2001)

るとしていることを確認した。なお、規制委員会は、申請者が旧日本原子力研究所の CCTF や TPTF 実験解析を通じて、M-RELAP5 が ECCS 再循環機能喪失での炉心露出、したがって燃料被覆管温度予測を保守的に評価することを踏まえて、有効性評価においては MAAP と M-RELAP5 との差を不確かさとして考慮するという評価方針は妥当とした。

**c. FCI 実験の知見の整理**

申請者の説明では、FCI 現象の説明がなかったことから、規制委員会は、申請者に今までの知見を整理するよう求めた。申請者はこれを了承し、FARO 実験（欧州委員会 JRC）、KROTOS 実験（欧州委員会 JRC）、ALPHA 実験（旧日本原子力研究所）、COTELS 実験（旧 NUPEC）について調査を行い、試験結果から実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを示した。さらに、規制委員会は FCI の知見を踏まえ、溶融炉心が水プールに落下した時の粒子化による圧力スパイクについて、キャビティ水深、溶融炉心落下量等の不確かさ評価を申請者に求めた。申請者は、複数のパラメータの組み合わせを含む感度解析により不確かさ評価を行った。

**d. DCH 防止に関する感度解析結果の適用範囲の確認**

申請者の説明では、MAAP による感度解析結果から影響が小さいことを示すのみで、物理的考察による結果の分析が不十分であった。これに対し規制委員会は、下部プレナムでの冷却モデルを踏まえた物理的考察を充実し、この条件が成立する範囲を明確にするよう申請者に求めた。申請者は、1 次系圧力が 2.0MPa 付近に落ち着く理由は、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることが原因と説明できること、原子炉容器は下部プレナムに冷却水があればデブリと容器間のギャップ水により冷却されるためドライアウト後に破損となることを説明した。規制委員会は、原子炉容器は下部プレナムの冷却水がドライアウトした後に破損することから、申請者の物理的解釈は概ね妥当と判断した。

**e. MCCI によるコンクリート浸食量の不確かさ評価**

申請者の説明では、落下した溶融炉心がキャビティ床面全体に均一に広がるケースの結果を示すのみであった。これに対し規制委員会は、DEFOR 試験や OECD MCCI 試験などの最新のデータとの比較により解析結果の妥当性を確認した上で、感度解析による不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価で感度解析により不確かさ評価を行った。

**f. FP 挙動に関する追加説明**

規制委員会は、FP 挙動におけるソースターム上の扱いについての追加説明と、FP 放出速度に関する不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者が PHEBUS-FP (FPT1) 実験解析結果を踏まえて、被覆管酸化反応熱及び燃料棒被覆管温度を高め評価し、FP 放出開始のタイミングを早めに評価するとしていること、また、ABCOVE 実験解析を通じて、凝集及び重力沈降により減少するエアロゾル挙動評価が妥当であるとしていること、さらに FP 放出速度についての感度解析を通じて、炉心熔融時点で線量率から炉心損傷を検知する手段への影響が小さいとしていることを確認した。

#### (4) GOTHIC

##### ① 申請内容

申請者は、GOTHIC の妥当性確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. GOTHIC は質量、エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。また、ポンプ、バルブ、スプレー、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても模擬可能である。
- b. 米国においては、各種プラントの格納容器に対する DBA 解析、SA 解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 格納容器における重要現象（区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレー特性、PAR 特性、イグナイタによる水素燃焼）については、NUPEC 試験 Test M-7-1 及び Test M-4-3、THAI 試験 HR-3 の解析等により妥当性確認を行っている。
  - c. - 2 PAR の性能評価式及び水素処理モデルについては、THAI 実験により妥当性確認を行っている。
- d. 不確かさ評価としては、重大事故時の格納容器内水素混合挙動について、妥当性確認が行われた実験条件と実機条件との違いを踏まえて、有効性評価への適用性について検討している。

##### ② 確認内容

規制委員会は、GOTHIC についての申請者の説明内容について、以下のよう

- a. シビアアクシデント時の格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。なお、原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の GOTHIC の特性に応じた使用方法は妥当と認められる。

### ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

#### a. 格納容器内水素混合挙動解析の実機適用性

申請者は、格納容器内水素混合挙動について、ドライ型 4 ループ PWR の 1/4 規模で、4 ループ相当の区画を模擬し、ヘリウムを用いて非凝縮性ガスの拡散・混合挙動を把握した NUPEC 試験の中で、SG 下部での配管破断を想定して格納容器スプレイを作動させた M7-1 試験を良好に再現することから、実機への適用性があるとした。しかし、NUPEC 試験条件と実機条件との違いに関する物理的考察が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し規制委員会は、両者のスケールやスプレイ流量の違いの影響、スプレイ停止後の水素の成層化の可能性を踏まえて、物理的考察を充実させるよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者が NUPEC M7-1 試験解析や数値流体力学(CFD)コードを用いた実機条件の解析結果を踏まえて、GOTHIC は幅広いスプレイ条件を含めた実機条件にも適応可能であるとしていることを確認した。また、仮にスプレイがなく、水素の成層化が懸念される場合においても、格納容器ドーム部のノード分割を細かくすることで当コードを用いて解析が可能であるとしていることを確認した。

#### b. PAR の性能評価式及び水素処理モデルの妥当性確認

申請者は、PAR の性能評価式はメーカーより提示されており、国際的な実証試験において試験結果との相関関係の確認を行っているとした。しかし、PAR の性能評価式及び GOTHIC における PAR の水素処理モデルの妥当性についての説明が不十分なため、有効性評価での適用範囲が

不明であった。これに対し規制委員会は、追加説明を申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、PAR の性能評価式が THAI 試験における PAR 単体の性能試験により、PAR の水素処理モデルについては、THAI の HR-3 試験の解析により妥当性確認を行っていることを確認した。

## (5) COCO

### ① 申請内容

申請者は、COCO の検証及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. COCO は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発されたコードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。また、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。
- b. 国内 PWR の原子炉設計変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行っている。
- c. - 1 格納容器の重要現象（構造材との熱伝達及び内部熱伝導）については、CVTR Test-3 実験の解析により妥当性確認を行っている。
- d. 不確かさ評価としては、シビアアクシデント時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度について、スプレイ条件の違いを踏まえて、複数の実験による妥当性確認を行っている。また、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動についての適用性評価を行っている。

### ② 確認内容

規制委員会は、COCO についての申請者の説明内容について、以下のよう

- に確認した。
- a. 「全交流動力電源喪失」時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
  - b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。
  - c. 本コードは、M-RELAP5 で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。

- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の COCO の特性に応じた使用方法は妥当と認められる。

### ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

#### a. CVTR 試験解析の不確かさ及び実機への適用性評価

申請者は、格納容器圧力について、CVTR 試験の解析による妥当性確認から、ピーク圧力の計算値が測定値を約 1.6 倍過大評価する傾向があること、また、格納容器雰囲気温度については、計算値が CVTR 実験装置の平均雰囲気温度に対する測定値を約 20℃過大評価することを確認している。しかし、CVTR 試験解析で使用している格納容器内雰囲気と構造材との熱伝達モデルの不確かさの取り扱いについて説明が不十分であった。これに対し規制委員会は、追加説明を求めるとともに、CVTR 試験に類似する別の試験での妥当性確認を申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、COCO コードが適用される「全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA)」で、格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さめに設定することで評価の保守性を確保していることを確認した。

#### b. 実機条件での解析モデルの妥当性

規制委員会は、実機において LOCA の漏えい量が少なく、格納容器内自然循環が不十分なためにドーム部に温度成層化が起きる可能性についての検討を申請者に求めた。規制委員会は、申請者が NUPEC 試験 (M-3 シリーズ) の知見を踏まえて、実機条件では LOCA による破断流や格納容器スプレイによって格納容器ドーム部に当試験条件を上回る規模で混合が起きていると考えられることから、ドーム部には温度成層化が起こらず、単一ノードを用いた COCO で解析が可能であるとしていることを確認した。

#### c. 長期的挙動への適用性評価

規制委員会は、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動へのコードの適用性の根拠を示すよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、CVTR 試験解析等で妥当性が確認されたヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数は、長期解析においても一定であるため、有効性評価への適用性が成立すると

していることを確認した。

## **IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準 1.0 関係）**

重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項「共通事項」は、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項及び同項の解釈を踏まえ必要な検討を加えた上で策定されており、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 の要求事項に適合するものと判断した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

なお、各手順等における固有の要求に対する審査については、IV-4.1 から IV-4.19 で行っている。

### **1. 重大事故等対処設備に関する手順等に係る共通の要求事項**

#### **(1) 切替えの容易性**

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(1)①に則って、重大事故等に対処するための系統構成を速やかに整えられるよう必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認した。

#### **(2) アクセスルートの確保**

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(1)②に則ったものであることを確認した。

具体的には、

- ① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であること。
- ② 障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。

を確認した。

なお、規制委員会は、設計基準において想定している規模を超える自然現象が生じた場合の対応等を示すよう求めた。申請者は、設計基準上の想定を超える自然現象等の発生により単一のルートではアクセスルートの確保が困難になる場合を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保した上で、被害状況に応じて複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選択するなどの措置を講ずることを示した。これにより、規制委員会は、申請者が、アクセスルートの確保に関し実効性のある運用管理を行う方針であることを確認した。

## 2. 復旧作業に係る要求事項

### (1) 予備品等の確保

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)①に則ったものであることを確認した。

具体的には、

- ① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保すること。
- ② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めること。

を確認した。

### (2) 保管場所の確保

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)②に則って、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。

### (3) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)③に則って、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「1.(2) アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。

## 3. 支援に係る要求事項

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(3)に則ったものであることを確認した。

具体的には、

- (1) 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。
- (2) プラントメーカ、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画を定める方針であること。
- (3) 当該発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認した。

#### 4. 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

##### (1) 手順書の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈1に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり。

##### ① 情報の収集及び判断基準【解釈1 a)】

全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、1号炉及び2号炉の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる方針であることを確認した。

##### ② 判断に迷う操作等の判断基準の明確化【解釈1 b)】

海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認した。

##### ③ 財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針【解釈1 c)】

- a. 財産(設備等)保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。
- b. 当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。
- c. 発電所の緊急時対策本部長が、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。

を確認した。

- ④ 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化【解釈 1 d)】
- a. 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。
  - b. 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。
- を確認した。
- ⑤ 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備【解釈 1 e)】
- a. 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であること。
  - b. 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する方針であること。
  - c. 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理する方針であること。
- を確認した。
- ⑥ 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備【解釈 1 f)】
- a. 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。
  - b. 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。
  - c. 大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であること。
- を確認した。

## (2) 訓練の実施

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(4) 解釈 2 に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり。

- ① 教育及び訓練の実施方針【解釈 2 a)】
- 重大事故等対策は、原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であることを確認した。
- ② 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施【解釈 2 b)】
- a. 要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。
  - b. 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。

を確認した。

③ 保守訓練の実施【解釈 2 c)】

普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、原子炉施設、予備品等について熟知する方針であることを確認した。

④ 高線量下等を想定した訓練の実施【解釈 2 d)】

高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であることを確認した。

⑤ マニュアル等を即時利用可能とするための準備【解釈 2 e)】

設備及び資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、重大事故等対策要員の力量付与について申請者に示すよう求めた。申請者は、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、力量を付与された要員を必要人数配置することを示した。これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

### (3) 体制の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(4) 解釈 3 に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり。

① 役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 a)】

- a. 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。
- b. 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。
- c. 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。

を確認した。

② 実施組織の構成【解釈 3 b)】

重大事故等対策を実施する実施組織を、

- a. 運転員等により事故拡大防止に必要な運転上の措置を実施する班
- b. 発電設備の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班
- c. 放射線量及び放射性物質の濃度の状況把握並びに要員の被ばく管理を実施する班
- d. 建物及び構築物の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班

で構成し、必要な役割分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制

を整備する方針であることを確認した。

③ 複数号炉の同時被災への対応【解釈 3 c】

- a. 1号炉及び2号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。
- b. 要員を発電所近傍に常時確保し、1号炉及び2号炉の同時被災が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。

を確認した。

④ 支援組織の構成【解釈 3 d】

- a. 発電所対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。
- b. 運営支援組織は、発電所対策本部の運営及び情報の収集を行う班、関係地方公共団体、報道機関等の社外対応を行う班、防災資機材の整備を行う班、避難者の誘導を行う班で構成すること。

を確認した。

⑤ 対策本部の設置及び要員の招集【解釈 3 e】

- a. 所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。
- b. 勤務時間外、休日（夜間）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内又は発電所近傍に、緊急時対策本部要員4名、運転員12名及び重大事故等対策要員36名の合計52名を常時確保する方針であること。
- c. 勤務時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。

を確認した。

なお、規制委員会は、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じた場合の対応を示すよう求めた。申請者は、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行うことを示した。また、重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行することを示した。これにより、規制委員会は、重大事故等対策の実施が必要な状況において、必要な要員が確保される方針であることを確認した。

⑥ 各班の役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 f】

重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記4.(3)②項及び4.(3)④項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であることを確認した。

⑦ 指揮命令系統及び代行者の明確化【解釈3g】

発電所対策本部における指揮命令系統を明確にすること、指揮者等が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であることを確認した。

⑧ 実効的に活動するための設備等の整備【解釈3h】

- a. 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であること。
- b. 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であること。

を確認した。

⑨ 発電所内外への情報提供【解釈3i】

原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星携帯電話及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であることを確認した。

⑩ 外部からの支援体制の整備【解釈3j】

- a. 発電所外部からの支援を受けられることができるよう体制を整備する方針であること。
- b. 緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社での体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。
- c. 本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報収集及び災害状況の把握を行う班、事故拡大防止措置の支援を行う班、外部電源や通信設備に関する支援を行う班、広報活動を行う班及び資機材の調達運搬を行う班で構成する方針であること。
- d. 本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること。

を確認した。

⑪ 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備【解釈3k】

- a. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。
  - b. 重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理活動等を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる体制を構築する方針であること。
- を確認した。

#### **IV-3 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）**

第38条から第41条は、重大事故等対処施設に対して、必要な機能が地盤の変位等、地震、津波及び火災によって損なわれるおそれがないことを要求している。第38条から第41条の審査においては、重大事故等対処施設の設計方針等について、設計基準対象施設の設計方針等との相違を踏まえた審査を行った。

また、第43条においては、重大事故等に対処するため、重大事故等対処設備について、必要な容量の確保や悪影響の防止等の適切な措置等を講じることを要求している。

なお、各設備における固有の要求に対する審査内容については、IV-4. 1 から IV 4. 19 で示している。

##### **IV-3. 1 重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）**

第38条は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じて適用される地震力が作用した場合においても、十分に支持することができる地盤に設けることを要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備（※<sup>21</sup>）が設置されるものに限る。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けること、及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、常設耐震重要重大事故防止設備等が設置される重大事故等対処施設の基礎地盤の安定性評価の対象施設として、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設のう

---

（※<sup>21</sup>）「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」は、第38条において定義されているものである。以下同様。

ち耐震重要施設等の基礎地盤の評価断面に含まれない施設であるところの代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）を抽出している。

規制委員会は、これらの施設を抽出したことは妥当であると判断し、当該2施設について審査を行った。

## 1. 変位

解釈別記1は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）を変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、敷地及び敷地近傍における変動地形学的調査及び地表地質調査の結果のほか、熱水変質活動及び断層活動の前後関係に着目した活動性評価手法により検討し、敷地東部の断層の破砕部の観察によれば断層の変位又は変形は認められず後期更新世以降の活動はなく、変位が生ずるおそれがない地盤であるとの結果等を示した。

規制委員会は、申請者が行った変動地形学的調査及び地表地質調査の結果、活動性評価手法等が適切であり、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）設置位置に分布する断層は、後期更新世以降の活動がないとしていることから、解釈別記1の規定に適合していることを確認した。

## 2. 支持力

解釈別記1は、重大事故等対処施設を施設の区分に応じた地震力（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けることを要求している。

申請者は、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）の設置地盤の評価は、代替緊急時対策所については東西及び南北方向の二つの評価対象断面を設定し、緊急時対策所（免震重要棟内）については基礎地盤に分布する断層の走向を踏まえて東西方向を評価対象断面と選定した。それぞれについて動的解析を行い、その際のパラメータの設定値は強度特性のばらつきや入力地震動の位相の反転について考慮しており、すべり安全率が十分に大きく基礎底面の接地圧が地盤の極限支持力を十分に下回っている評価結果を示した。

規制委員会は、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）が設置される地盤については、申請者が行った動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、当該施設を十分に支持することができる地盤に設けることとすることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

### 3. 変形

解釈別記1は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）を変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）の設置地盤の評価は、当該施設が直接岩盤に支持されていることから不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響はなく、地殻変動による傾斜の影響が十分に小さい評価結果を得ていることを示した。

規制委員会は、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）を設置する地盤については、申請者が行った施設が直接岩盤に支持されていることによる不等沈下等の影響評価等が適切であり、当該施設を変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けることとすることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、重大事故等対処施設の地盤について、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

## **Ⅳ-3. 2 地震による損傷の防止（第39条関係）**

第39条は、重大事故等対処施設が、施設の区分に応じて適用される地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることなどを要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）が、基準地震動による地震力によって生ずるおそれのある斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。その際、解釈別記2は、やや長

周期の地震応答が卓越する施設等がある場合には、他の施設とは別に基準地震動を策定することを要求している。

規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 基準地震動  $S_s-L$
2. 耐震設計方針
3. 周辺斜面

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 基準地震動 $S_s-L$

解釈別記 2 は、施設の構造に免震構造を採用する等、やや長周期の地震応答が卓越する施設等がある場合には、他の施設とは別に基準地震動を策定することを要求している。

申請者は、常設重大事故緩和設備である緊急時対策所を有する免震重要棟の周波数特性に着目し、かつ、長大な活断層、M9 クラスのプレート間地震、地震動の指向性が長周期の増幅を考慮することの必要性を検討した。また、一般建築物の免震構造の耐震設計に用いる建設省告示第 1461 号も参照し、設定の妥当性を確認し、基準地震動  $S_s-L$  を策定している。

- (1) 基準地震動  $S_s-L$  第 39 条に規定する常設重大事故緩和設備である緊急時対策所を有する免震重要棟の長周期の地震応答を評価するために策定された地震動（最大加速度： $400\text{cm/s}^2$ 、最大速度： $200\text{cm/s}$ ）

規制委員会は、申請者が、長周期の地震応答が卓越する免震重要棟のため、地震の特性による長周期の増幅について確認することなどの地震動評価を行い、他の施設とは別に基準地震動を策定していることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

## 2. 耐震設計方針

申請者は、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、以下のとおり耐震設計を行う

としている。

(1) 重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計

- ① 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。
- ② 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるよう設計する。
- ③ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

(2) 地震力の算定方針

地震力の算定は、設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定等を適用する。

(3) 荷重の組合せと許容限界の設定方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重、設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重、又は重大事故等の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造物全体としての変形能力に対して十分な余裕を有するように設計する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時又は重大事故等の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。

なお、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時の状態及び重大事故等の状態で作用する荷重は、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれはないが、長時間継続する事象による荷重等を考慮する。

(4) 波及的影響に係る設計方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設等の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

規制委員会は、申請者が、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計するとしており、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### 3. 周辺斜面

解釈別記2は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）の周辺斜面に、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって同施設に影響を及ぼすことがないようにすることを要求している。

申請者は、以下のとおり、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）の周辺斜面について評価している。

- (1) 評価対象とする斜面は、斜面崩壊に伴う土砂の到達想定距離と対象施設との離間距離の観点から、選定している。
- (2) すべり安全率の評価は、地形及び地質・地質構造の観点から、評価対象断面を選定し、有限要素法による動的解析により行っている。
- (3) 動的解析は、周波数応答解析法を用いた等価線形解析により、基準地震動に基づき作成した水平地震動及び鉛直地震動の同時加振による応答を考慮している。
- (4) 動的解析に用いる入力値については、地盤パラメータを各種の調査の結果から総合的に判断して設定しており、岩盤及び断層内物質の強度特性のばらつきを考慮している。また、入力地震動の位相の反転についても考慮している。
- (5) 動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、1.2以上である。

規制委員会は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させる等による適切な方法により動的解析を行い、崩壊のおそれがないとしていることから、解釈別記2の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

#### **Ⅳ－３．３ 津波による損傷の防止（第４０条関係）**

第４０条は、重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設について、基準津波に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とするため、以下の耐津波設計方針としている。

- １．設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に設置するものについては、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とする。
- ２．それ以外の建屋及び区画に設置する免震重要棟、代替緊急時対策所、大容量空冷式発電機等については、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするなど、設計基準対象施設の耐津波設計方針に準じた設計とする。

規制委員会は、申請者が、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設に準じた耐津波設計により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないとしていることから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

#### **Ⅳ－３．４ 火災による損傷の防止（第４１条関係）**

第４１条は、重大事故等対処施設が、火災によって必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止すること、かつ、火災を感知及び消火することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設は、火災により必要な機能を損なうおそれがないよう、設計基準対象施設の火災防護対策に準じて、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じた設計とするとしている。

申請者は、当初、重大事故等対処施設の火災防護設計について、火災区域を設定していないなど、設計基準対象施設に対して適用している火災防護基準に基づく火災防護設計を重大事故等対処施設に適用していなかった。火災区域の設定等の火災防護基準に基づく火災防護設計が行われない場合には、火災による重大事故等対象施設の損傷の防止が図られない可能性がある。このため、規制委員会は、設計基準対象施設の火災防護方針との相違を踏まえた重大事故等対処施設の火災防護方針を示すよう求めた。申請者は、重大事故等対処施設についても火災区域を設定するなど、火災防護基準に基づく火災防護設計を重大事故等対処施設にも適用する方針を示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対処施設について、火災防護基準に基づく火災防護設計が行われる方針であり、設置許可基準規則に適合するものと判断し

た。

#### **IV-3. 5 重大事故等対処設備（第43条関係）**

第43条は、重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 環境条件及び荷重条件（43-1-1（※<sup>22</sup>））
- ② 操作性（43-1-2）
- ③ 試験及び検査（43-1-3）
- ④ 切替えの容易性（43-1-4）
- ⑤ 悪影響防止（43-1-5）
- ⑥ 現場の作業環境（43-1-6）

また、常設重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量（43-2-1）
- ② 共用の禁止（43-2-2）
- ③ 設計基準事故対処設備との多様性（43-2-3）

さらに、可搬型重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量（43-3-1）
- ② 確実な接続（43-3-2）
- ③ 複数の接続口（43-3-3）
- ④ 現場の作業環境（43-3-4）
- ⑤ 保管場所（43-3-5）
- ⑥ アクセスルートの確保（43-3-6）
- ⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（43-3-7）

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

なお、各設備が第43条に適合しているかはIV-4. 1からIV-4. 19で示している。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

---

（※<sup>22</sup>）「43-1-1」は、第43条において該当する条項「第43条第1項第1号」を示す。以下同様。

## 1. 審査確認事項

### (1) 重大事故等対処設備（第43条第1項関係）

申請者は、重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

#### ① 環境条件及び荷重条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

#### ② 操作性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるように、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。

#### ③ 試験及び検査

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、特性及び機能・性能確認、分解・開放（非破壊検査を含む。）、外観確認等ができる構造とする。

#### ④ 切替えの容易性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

#### ⑤ 悪影響防止

重大事故等対処設備は、原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、弁の閉止等によって他の設備への影響を及ぼさない設計とする。

#### ⑥ 現場の作業環境

重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で操作可能な設計とする。

規制委員会は、本申請が、重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等とし、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計方針とするなど、第43条第1項及び同項の解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

## (2) 常設重大事故等対処設備（第43条第2項関係）

申請者は、常設重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

### ① 容量

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

### ② 共用の禁止

重大事故等対処設備の各機器は、二以上の原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、二以上の原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

### ③ 設計基準事故対処設備との多様性

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、常設重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等について、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とするなど、第43条第2項及び同項の解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

## (3) 可搬型重大事故等対処設備（第43条第3項関係）

申請者は、可搬型重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

### ① 容量

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、システムの目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

### ② 確実な接続

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は、配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、原子炉施設が相互に使用することができるように1号炉及び2号炉とも同一規格又は同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

### ③ 複数の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

### ④ 現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。

### ⑤ 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、常設重大事故等対処設備から100mの離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散するなどして保管する。

### ⑥ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計する。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（アクセスルート）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響その他自然現象による影響を想定し、複数ルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを1台（予備1台）保管、使用する。

⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、可搬型重大事故等対処設備の設備共通の設計方針について、原子炉建屋から100mの離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管するなど、第43条第3項及び同項の解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

#### **IV-4 重大事故等対処設備及び手順等**

第44条から第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項から1.19項は、原子炉設置者に対し、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。このうち、手順等については、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の要求事項に対応し、適切に整備する方針であるか、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを審査した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを審査した。

#### **IV-4.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1関係）**

本節では、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、①第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主

的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

## 1. 審査の概要

(1) 第44条等は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第44条等における「原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等」とは、「原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」において、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 手動による原子炉の緊急停止操作を実施する手順等

ロ) 原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び手順等と蒸気タービンを自動で停止させる設備及び手順等

ハ) 原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又は蒸気タービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施する手順等

ニ) 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備及び手順等

申請者は、第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等

② 原子炉出力を抑制するために蒸気タービンの停止（タービントリップ）と主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、1次冷却系統の過圧防止のために補助給水系ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等

③ 主蒸気隔離弁が自動閉止しなかった場合は、手動により閉止するための設備及び手順等、また、補助給水系ポンプが自動起動しない場合は、手動により起動するための設備及び手順等

④ 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水を注入するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉出力を抑制するために蒸気タービンの停止（タービントリップ）と主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、1次冷却系統の過圧防止のために補助給水系ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等
  - ② 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水を注入するための設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、第44条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第43条等」という。）等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。
- なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。
- 具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第44条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 手動による原子炉緊急停止。そのため、原子炉トリップスイッチを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止の自動作動による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの自動起動による1次冷却系統の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備（※<sup>23</sup>））を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>23</sup>) ATWS緩和設備とは、原子炉の緊急停止失敗時に、この設備から作動信号を自動発信することで、タービントリップ、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水系ポンプの起動を自動で行う設備である。この設備により主蒸気ラインの隔離等を行うことで、1次冷却系の温度上昇による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力が抑制される。さらに、この設備により補助給水系ポンプが自動起動されることで、蒸気発生器水位の低下

- c. 主蒸気隔離弁の手動閉止による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの手動起動による1次冷却系統の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 化学体積制御設備、又は、非常用炉心冷却設備を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのため、充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、ほう酸注入タンク、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、上記 a. の対策が第44条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第44条等要求事項ロ)、上記 c. の対策が第44条等要求事項ハ)、上記 d. の対策が第44条等要求事項ニ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る。
- b. 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために必要な量のほう酸水を原子炉に注入できる設計とする。
- c. 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る。

規制委員会は、申請者の計画において、a)多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図ること、b)化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、原子炉停止失敗時において原子炉を未臨界に移行するために必要な量のほう酸水を注入できる設備であること、c)化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図ることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

---

を抑制し、1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉の自動トリップ失敗を原子炉トリップ遮断器等により確認し、原子炉出力が 5%以上又は中間領域起動率が正となった場合には、重大事故等対処設備である原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止の手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を運転員等 1 名で実施する。
- b. 原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達し、原子炉トリップ遮断器故障等により原子炉自動トリップに失敗したことを確認した際に、「多様化自動作動設備作動」警報が発信した場合には、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）の作動確認の手順に着手する。この手順は、中央制御室での確認を運転員等 1 名で実施する。
- c. 「多様化自動作動設備作動」警報発信等を確認した際、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水系ポンプ起動のうち、自動作動していないものに対して手動操作が必要となった場合には、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水系ポンプの起動を手動で実施する手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を運転員等 1 名が約 3 分で実施する。
- d. b. 及び c. の原子炉出力の抑制を図った後、手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップ遮断器等により確認した際（※<sup>24</sup>）に、原子炉出力が 5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンクの水位が確保されている場合には、ほう酸水注入操作の手順に着手する。この手順は、中央制御室でのほう酸水注入の準備を運転員等 1 名が約 5 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a.、b.、c.、d. の順に設定して明確化していること、b) 上記の全ての操作を中央制御室で行えることを確認した。

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

以上により、規制委員会は、①a. の対策が第 4 4 条等要求事項イ)、①b. の対策が第 4 4 条等要求事項ロ)、①c. の対策が第 4 4 条等要求事項ハ)、①d. の対策が第 4 4 条等要求事項ニ) に対応するものであること、①a. から d. に掲げ

---

(※<sup>24</sup>) 原子炉出力抑制を図った後も、a. の原子炉手動トリップや後述の 3. (1) ①及び②の多様性拡張設備（※<sup>26</sup>）において説明する。）による原子炉トリップ操作を継続して実施する。原子炉トリップが成功した場合は、原子炉出力が 5%未満かつ中間領域起動率は負になるので、早急なほう酸水注入は不要となる。

る重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）により原子炉出力を抑制すること並びに化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行することを必要な対策としている。

これらの対策は、(1) ①b. 及び d. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系（※<sup>25</sup>）の機能を回復するための多様性拡張設備（※<sup>26</sup>）及び手順等を整備するとしている。

### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 1-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉手動トリップが失敗した場合には、中央制御室において、所内常用母線440V遮断器2台操作スイッチの開放操作によるMGセット電源の遮断に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員等1名により約2分で実施する。

---

（※<sup>25</sup>）設計基準事故対処設備の駆動源及び冷却系などをサポート系といい、それ以外の設備をフロントライン系（例えば、設計基準事故対処設備が有する安全機能を直接的に担保する設備）という。以下同じ。

（※<sup>26</sup>）申請者は、自主的対策における設備の一部を「多様性拡張設備」と呼び、「多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラントの状況によっては、事故対応に有効な設備」と定義している。以下同じ。

- ② 上記①に失敗した場合には、中央制御室において、手動操作により制御棒を原子炉に挿入するとともに、現場にて、MG セット出力遮断器スイッチの開放操作による MG セット電源の遮断に着手する。さらに、MG セット電源の遮断に失敗した場合には、現場で原子炉トリップ遮断器 2 台を開放する。この一連の手順は、中央制御室及び現場での操作を運転員等 1 名ずつにより約 15 分で実施する。
- ③ 多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）が作動しても、原子炉出力が抑制されていない場合には、タービン非常停止操作スイッチの操作により、タービン手動トリップを行う。この手順では、中央制御室での操作を運転員等 1 名により約 3 分で行う。なお、この手順は、2.（1）③c. の主蒸気隔離弁の手動閉止と補助給水系ポンプの手動起動を行う前に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４． １－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
MG セット電源（所内常用母線 440V 遮断器操作スイッチ）、MG セット電源（MG セット出力遮断器スイッチ）及び原子炉トリップ遮断器スイッチ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、サポート系である電源系を遮断することにより制御棒を全挿入できるため、原子炉を緊急停止する代替手段となり得る。
制御棒操作スイッチ	制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、上記の電源系遮断操作完了までの間又はこれが実施できない場合に原子炉を停止する手段となり得る。
タービン非常停止操作スイッチ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段となり得る。

**Ⅳ－４． ２ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第 45 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1.2 関係）**

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第 45 条及び重大事故等防止技術的

能力基準1. 2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

## 1. 審査の概要

(1) 第45条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能（※<sup>27</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第45条等における「原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

①-1 全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統の喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプにより原子炉を冷却するため、以下の設備及び手順等を整備すること。

イ) 可搬型重大事故防止設備

現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間（※<sup>28</sup>）の運転継続を行う設備及び手順等（ただし、下記ロの人力による措置が容易に行える場合を除く。）

ロ) 現場操作

現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備及び手順等

ハ) 監視及び制御

ハ) -1 原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等

ハ) -2 タービン動補助給水ポンプ等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等

ハ) -3 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等

①-2 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

---

(※<sup>27</sup>) 申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能」について、以下のとおりとしている。

・2次冷却系からの除熱機能

(※<sup>28</sup>) 「十分な期間」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のことをいう。

申請者は、第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ②-1 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプを起動・運転継続するための設備及び手順等
- ②-2 計測設備により監視及び制御するための手順等
  - a. 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定するための手順等（※<sup>29</sup>）
  - b. 補助給水ポンプの作動状況を確認するための手順等
  - c. 加圧器水位及び蒸気発生器水位の制御のための手順等（※<sup>30</sup>）
- ②-3 代替交流電源設備（大容量空冷式発電機）により電動補助給水ポンプを起動及び運転継続するための設備及び手順等（※<sup>31</sup>）

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>32</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備及び手順等
- ② 現場で人力により主蒸気逃がし弁を操作するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、1次冷却系が高圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第45条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

---

（※<sup>29</sup>）監視及び推定するための手順等については、審査書「IV-4. 15計装設備及びその手順等」において整理。

（※<sup>30</sup>）制御のための手順等については、審査書「IV-4. 4原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順」、「IV-4. 3原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順」において整理。

（※<sup>31</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、審査書「IV-4. 14電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理。

（※<sup>32</sup>）有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「2次系からの除熱機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「格納容器バイパス」をいう。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. タービン動補助給水ポンプの機能回復。そのために、タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁（手動）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 補助給水ポンプの作動状況確認。そのために、補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器水位計を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a.の対策が第45条等要求事項ロ）、①b.の対策が第45条等要求事項ハ）-2に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備の主な設計方針として、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び蒸気入口弁は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び蒸気入口弁は、現場での手動操作によるものとし、設計基準事故対処設備である常設直流電源系統による駆動源に対して多様性を有していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

#### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認できない際、復水タンク等の水源が確保されている場合には、現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手する。この手順は、現場での手動操作によるタービン動補助給水ポンプの蒸気入口弁及び蒸気加減弁の開操作、タービン動補助給水ポンプの流量調整等を計4名により、約15分で実施する。
- b. 蒸気発生器水位が低下した際、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合には、補助給水ポンプの作動状況確認の手順に着手

手する。この手順は、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状況の確認を計2名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力によるタービン動補助給水ポンプの機能回復の手順等について、弁の手動操作、ポンプの流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、e) 弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第45条等要求事項ロ）、①b. の対策が第45条等要求事項ハ）-2に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。

## （2）第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、1次冷却系が高圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 1次冷却系を減圧するとともに原子炉への注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリード。そのため、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 現場での人力による主蒸気逃がし弁の機能回復。そのため、主蒸気逃がし弁（手動）を重大事故等対処設備として位置付ける。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンクは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

- b. 充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクは、1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却に必要な流量、容量等を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に、充てん/高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内に設置し、原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ等とは異なる区画に設置することにより位置的分散を図る設計とすることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示 10%未滿）になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、重大事故等対処設備を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順は、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を1名により実施する。
- b. 中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない際に、蒸気発生器への注水が確保されている場合には、人力で操作する主蒸気逃がし弁の機能回復の手順に着手する。この手順は、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計3名により、約20分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を a、b の順に設定して明確化していること、b)1次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

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

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、1次冷却系が高圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、1次冷却系高圧時において原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を整備するとともに、2次系からの除熱機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 重大事故等対処設備

##### ① 対策と設備

申請者は、上記2. に記したものの以外の対策として、復水タンクへ補給ができず、2次系純水タンクが使用できない場合には、1次冷却系高圧時において原子炉を冷却するために海水ポンプ、補助給水ポンプ等を用いた蒸気発生器への海水注水を行うとしている。そのため、A、B海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備に位置付けるとしている。

##### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、蒸気発生器への給水に用いるA、B海水ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性を持たせ、位置的分散を図る設計方針としている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)海水ポンプは、その水源を海水とすることにより、復水タンクに対して多様性を有していること、b)海水ポンプは屋外の復水タンクから離れた位置に設置することで、復水タンクと位置的分散を図ることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

##### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等として、復水タンクへの補給ができず2次系純水タンクが使用できない場合で、かつ、A、B海水ポンプが起動している場合には、海水ポンプ及び補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水の手順に着手するとしている。また、この手順は、系統構成、ディスタンスピース取替等を計5名により、約43分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)海水ポンプ及び補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水の手順等について、系統構成、ディスタンスピース取替手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)バッテリー内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、c)有線通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d)系統構成、ディスタンスピース取替等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

規制委員会は、申請者が、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等として自主的に位置付けた設備及び手順等について、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## （2）その他の自主的対策

### （2）－1 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、2次冷却系からの除熱機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV－4. 2－1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ② 補助給水ポンプの故障等により補助給水流量の確認ができない場合において、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ホース、可搬型ディーゼル注入ポンプの運搬及び接続作業を、復水タンクを水源とする場合は計15名により約8時間、中間受槽を水源とする場合は計24名により約8時間で実施する。

- ③ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。

#### (2) - 2 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、2次冷却系からの除熱機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 2-1参照。）を用いた主な手順として、現場の環境が悪化し、人力による主蒸気逃がし弁の機能回復が出来ない場合における、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の機能回復着手を挙げている。また、この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計2名により、約30分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 2-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）	初期対応は、現場で人力により弁操作を行う必要があるが、その作業環境が悪化した場合、使用時間に制限があるものの、主蒸気逃がし弁の不動作に際して、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。

#### IV-4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第46条及び

重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 項（以下「第 4 6 条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第 3 7 条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

## 1. 審査の概要

(1) 第 4 6 条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能（※<sup>33</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第 4 6 条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

### イ) 可搬型重大事故防止設備

イ-1) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手動設備又は可搬型代替直流電源設備及び手順等

イ-2) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ及び手順等

ロ) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える代替電源による復旧手順等

ハ) 蒸気発生器伝熱管破損発生時において、破損した蒸気発生器を隔離するための手順等。隔離できない場合に加圧器逃がし弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手順等

ニ) インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離するための手順等。隔離できない場合に原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手順等

また、上記イ-1) 及びイ-2) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

---

(※<sup>33</sup>) 申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能」について、以下のとおりとしている。

・ 2 次冷却系への注水及び蒸気放出による 1 次冷却系統の減圧機能。

ホ) イ-1) 及びイ-2) の減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするるとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

申請者は、第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 常設直流電源系統喪失時において、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁の機能を回復するための設備（主蒸気逃がし弁（手動）、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用））及び手順等
  - ② 上記①の設備については、減圧用の弁の作動可能な環境条件を明確にするるとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。
  - ③ 常設直流電源喪失時においても減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作を行うため、代替電源による復旧を行うための手順等（※<sup>34</sup>）
  - ④ 蒸気発生器伝熱管破損発生時又はインターフェイスシステム LOCA 発生時において、損傷箇所の隔離と1次冷却系の減圧を行うための設備及び手順等
  - ⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するため、1次冷却系を減圧するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>35</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として整備するものは、上記①、④、⑤に加え、以下の設備及び手順等としている。
- ① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備（充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等）及び手順等
  - ② 2次冷却系の注水及び蒸気放出による2次系強制冷却（※<sup>36</sup>）のための設備（電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等）及び手順等
- (3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、第46条等における各々

---

(※<sup>34</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、審査書「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理。

(※<sup>35</sup>) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「格納容器バイパス」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」をいう。

(※<sup>36</sup>) 申請者は、「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）」、「蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）」と記載しているが、分かりやすく本節では「2次系強制冷却」と記載。

の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### （1）第46条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた1次冷却系の減圧。このために、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。
- b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、① a. の対策が第46条等要求事項イ-1)、イ-2)、① b. の対策が第46条等要求事項ハ)、ニ) に対応するものであることを確認した。

① c. の対策が第46条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 1次冷却系の減圧に用いる減圧用の弁（加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁）は想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する。
- b. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散が図られた設計とする。
- c. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)加圧器逃がし弁は、駆動用の窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）から供給される駆動用窒素の設定圧力について、格納容器最高使用圧力に対し十分な余裕を考慮して設定していること、主蒸気逃がし弁は、人力により現場の手動ハンドルにて操作するが、重大事故等時の環境条件においては必要に応じて要員の防護措置を講じることにより確実に操作できること、b)加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用窒素を窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）から供給すること、主蒸気逃がし弁は、手動ハンドルを設けること、これらにより、常設直流電源及び制御用空気を用いた弁操作に対して多様性を有していること、c)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、原子炉補助建屋内の主蒸気逃がし弁と離れた位置に設置されていること、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は使用せず常設直流電源と分離し、原子炉補助建屋内の常設直流電源及び制御用空気圧縮機と異なる区画に分散して保管することで設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図ること、d)可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、弁の作動時間、作動回数を考慮した上、予備を確保することにより必要な容量以上を確保していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第46条等要求事項ホ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 直流電源喪失時であって、1次冷却系圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、バッテリー接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計2名により、約25分で実施する。
- b. 制御用空気喪失時であって、1次冷却系圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、窒素ポンベ接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計4名により、約35分で実施する。
- c. 1次冷却系圧力の低下及び破損蒸気発生器2次側の水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗したと判断した場合には、1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、蒸気発生器の隔離等を計5名により実施する。
- d. 1次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合には、インターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、余熱除去系の隔離等を計6名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を明確化していること、b)窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復の手順等について、系統構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d)有線通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第46条等要求事項イ)、ハ)、ニ)に対応するものであること、①c. の対策が第46条のうち原子炉格

納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①a. に掲げる重大事故等対処設備が第46条等要求事項ホ) に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。

なお、申請者は、インターフェイスシステム LOCA 発生時、余熱除去ポンプ入口弁を専用工具により手動で閉止することで余熱除去系の隔離を行うこととしていた。このため、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合に生じる溢水等を考慮し、作業員の被ばくを含めた作業環境及び作業の成立性を提示することを要求した。申請者は、専用工具による操作場所を当初計画より溢水の影響を受けない上のフロアに変更する方針を示した。これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA に対する隔離操作の作業環境が改善され、作業員の被ばく影響を含めた操作性が向上することを確認した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた1次冷却系の減圧。そのため、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。
- b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 1次冷却系のフィードアンドブリード。このために、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. 2次系強制冷却。このために、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンクは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. 2次系強制冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用する復水タンクは、十分な容量を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に、充てん/高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内に設置し、原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ等とは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られた設計とすること、c)復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保する設計であることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 蒸気発生器への注水が確保され、中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合には、手動による主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却による1次冷却系減圧の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計3名により、約20分で実施する。
- b. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示10%未満）になった際、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作を計1名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位をa、bの順に設定して明確化していること、b)1次冷却系のフィードアンドブリード

の手順等について、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

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

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条重大事故等防止技術的能力基準等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、1次冷却系の減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、1次冷却系の減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（表IV-4.3.1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、外部電源により所内常用電源が受電され、2次冷却系の設備が運転中の場合、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ② 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が主蒸気ライン圧力等で確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ③ 加圧器逃がし弁の故障等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合であって、充てん/高圧注入ポンプの運転及び体積制御タンク等の水位が確保され充てんラインが使用可能な場合、加圧器補助ス

プレイ弁を用いた1次冷却系減圧に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。

- ④ 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、蒸気発生器への注水流量が喪失した場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ホース、可搬型ディーゼル注入ポンプ等の運搬及び接続作業を、復水タンクを水源とする場合は計15名により約8時間、中間受槽を水源とする場合は計24名により約8時間で実施する。

## (2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、1次冷却系の減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表IV-4.3.1参照。）を用いた主な手順等として、現場の環境が悪化し人力による主蒸気逃がし弁の機能回復が出来ない場合の、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の機能回復着手を挙げている。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計2名により約30分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.3.1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束手段となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して、代替手段となり得る。
加圧器補助スプレイ弁及び充てん/高圧注入ポンプ	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、加圧器逃がし弁の代替手段となり得る。
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁）	初期対応は、現場で人力により弁操作を行う必要があるが、その作業環境が悪化した場合、使用時間に制限があるものの、主

用)	蒸気逃がし弁の不動作に際して、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。
----	---

**IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4関係）**

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、①第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4項（以下「第47条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

**1. 審査の概要**

(1) 第47条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能（※<sup>37</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第47条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型重大事故防止設備。その運搬、接続及び操作に関する手順等

ロ) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合には、これに対応するための常設重大事故防止設備

ハ) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

また、上記イ)及びロ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 上記イ)及びロ)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

(※<sup>37</sup>) 申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能」について、以下のとおりとしている。

- ・ 1次冷却材が喪失している場合：安全注入設備を用いた原子炉への注水による原子炉の冷却機能。また、余熱除去設備の再循環運転による原子炉の冷却機能。
- ・ 1次冷却材が喪失していない場合又は運転停止中：余熱除去設備による除熱による原子炉の冷却機能。

申請者は、第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 代替炉心注水のための可搬型電動低圧注入ポンプ等及び手順等
  - ② 代替炉心注水のための格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ等及び手順等
  - ③ 全交流動力電源喪失を想定した代替電源設備（大容量空冷式発電機等）及び手順等（※<sup>38</sup>）
  - ④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
  - ⑤ 原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>39</sup>）において、1次冷却系低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 2次冷却系の注水及び減圧のための設備及び手順
- ② 代替交流電源の確保及び代替炉心注水のための設備及び手順等
- ③ 代替設備を用いた代替再循環運転のための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、1次冷却系低圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

---

(※<sup>38</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、審査書「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理。

(※<sup>39</sup>) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、運転停止中の炉心損傷防止対策をいう。

申請者は、第47条等に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 可搬型重大事故防止設備を用いた代替炉心注入。そのため、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。
- b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた代替炉心注入。そのため、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用。以下同じ。）を常設重大事故防止設備として位置付けるとともに、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機を新たに整備する。
- c. 原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却。そのため、格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。規制委員会は、①a.の対策が47条等要求事項イ）、①b.の対策が第47条等要求事項ロ）に対応するものであることを確認した。また、①c.の対策が規則第47条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 代替炉心注入に用いる常設電動注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプ等は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. A格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプは、代替炉心注入のために必要な流量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型電動低圧注入ポンプは、その駆動源を専用の可搬型電動ポンプ用発電機とし、水源を淡水又は海水とすることにより、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプ（駆動源は非常用母線からの交流電源、水源は淡水のみ）に対して多様性及び独立性を有していること、可搬型電動低圧注入ポンプは屋外に分散して保管されることにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散が図られていること、b)常設電動注入ポンプの駆動源は大容量空冷式発電機とし、独立した電源供給ラインから供給されることなどにより、余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプに対して多様性及び独立性を有していること、常設電動注入ポンプは余熱除去ポンプ及び充て

ん/高圧注入ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第47条等要求事項ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 1次冷却材喪失事象発生後、1系統以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を余熱除去ループ流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作等を計2名により、約25分で実施する。
- b. A格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水が余熱除去ループ流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、常設電動注入ポンプ等による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動及び原子炉への注水を計6名により、約53分で実施する。なお、運転停止中に全交流動力電源が喪失し原子炉への注入を早期に実施する場合は計7名により約38分で実施する。
- c. 常設電動注入ポンプによる原子炉への注水が余熱除去ループ流量等により確認できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ等による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ホース及び中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注入ポンプの起動並びに原子炉への注水を計25名により、約7時間35分で実施する。
- d. 炉心の著しい損傷、溶融が発生し、格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度測定装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態であると判断した場合には、溶融炉心が原子炉圧力容器に残存する場合の冷却の手順に着手する。この手順では、原子炉格納容器への注水、原子炉格納容器の圧力及び温度の監視、注水の停止等を計3名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を a、b、c、の順に設定して明確化していること、b)可搬型電動低圧注入ポンプ等による代替炉心注入等の手順等について、可搬型ホース及び中間受槽等の運搬、接続作業、炉心注水等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、e)可搬型電動低圧注入ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a.の対策が第47条等要求事項イ）、①b.の対策が第47条等要求事項ロ）に対応するものであること、①c.の対策が第47条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①a.からc.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作等による2次系強制冷却（※<sup>40</sup>）。このために、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（手動）等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 代替交流電源の確保及び代替炉心注入。そのため、大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 代替設備を用いた代替再循環運転。このために、A格納容器スプレイポンプ、原子炉格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスク

---

(※<sup>40</sup>) 申請者は、「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）」、「蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）」、「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」と記載しているが、分かりやすく本節では「2次系強制冷却」と記載。なお、「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」時には、主蒸気ドレンラインを使用するとしている。

リーン、B余熱除去ポンプ（海水冷却（※<sup>41</sup>））、C充てん/高圧注入ポンプ（海水冷却）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 2次系強制冷却に用いる電動補助給水ポンプの駆動源、主蒸気逃がし弁（手動）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. 電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（手動）等は、2次冷却系の除熱機能として必要な流量等を確保する。
- c. A格納容器スプレイポンプ等は、代替再循環運転に必要な流量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)電動補助給水ポンプは、その駆動源を大容量空冷式発電機とし、主蒸気逃がし弁に手動操作のハンドルを設けることにより、設計基準事故対処設備の電源であるディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を有していること、b)電動補助給水ポンプの駆動源及び主蒸気逃がし弁は、ディーゼル発電機とは異なる区画に設置することにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散が図られていること、c)A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器とは原子炉補助建屋内において異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等により確認できない際、2次冷却系の除熱に必要な復水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ

---

(※<sup>41</sup>) 申請者は、ポンプの軸受等を冷却する機能が喪失した場合、冷却水として海水を供給して冷却機能を回復させたポンプについて、「設備名（海水冷却）」と表記している。（例：「余熱除去ポンプ（海水冷却）」）

- 又はタービン動補助給水ポンプによる 2 次系強制冷却（注水）の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を 1 名で実施する。
- b. 全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等により確認できない際、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合には、主蒸気逃がし弁（手動）による 2 次系強制冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での操作を計 3 名により約 20 分で実施する。
  - c. 主蒸気逃がし弁（手動）による 2 次冷却系からの冷却効果がなくなり、低温停止に移行する場合で、かつ、b. の条件等を満たしている場合には、主蒸気ドレンライン使用による 2 次系強制冷却の手順に着手する。この手順は計 25 名により約 10 時間で実施する。
  - d. 余熱除去ポンプの故障等により再循環運転による原子炉への注水が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合には、A 格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水を計 2 名により、約 15 分で実施する。
  - e. 運転停止中に、全交流動力電源喪失等により余熱除去系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、若しくは中性子源領域炉停止時中性子束高警報が発信した場合には、原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順に着手する。この手順では、退避指示、作業員の退域確認、エアロック閉止作業を計 3 名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a、b、c の順に設定して明確化していること、b) A 格納容器スプレイポンプ等による代替再循環運転の手順等について、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) バッテリ内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、d) ページング装置等の必要な連絡手段を確保していること、e) 現場で系統構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

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

なお、申請者は、ミッドループ運転中の事故時における原子炉格納容器内からの作業員の退避に係る時間想定を 30 分としていたが、具体的な退避時間の内訳、手順等の内容を示していなかった。このため、規制委員会

は、事象発生後、作業員の退避が完了するまでの具体的な手順を示し、当該手順が想定時間で確実に完了できることの成立性を提示するよう求めた。これに対し、申請者は、作業員の退避に関する対応について、教育、作業員の退避及び人数把握、退避時間の内訳を示し、手順着手の判断基準、操作手順、成立性を示した。これらにより、規制委員会は、原子炉格納容器内からの作業員を退避させる手順等が適切に整備されていることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、1次冷却材低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、1次冷却系の低圧時に原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 重大事故等対処設備

##### ① 対策と設備

申請者は、上記2. 以外の設備として、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 格納容器再循環サンプルスクリーン閉塞時の炉心注水。そのため、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 代替炉心注入。このために、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却（※<sup>42</sup>））を重大事故等対処設備として位置付ける。

##### ② 重大事故等対処設備の設計方針

---

(※<sup>42</sup>) 申請者は、ポンプの軸受等を冷却するサポート系が喪失した場合、冷却水を自らのポンプ出口水から供給する方式のポンプについて、「設備名（自己冷却）」と表記している。（例：「充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）」）

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備の主な設計方針として、炉心注水に用いる燃料取替用水タンクは、格納容器再循環サンプ等に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計としている。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 充てん/高圧注入ポンプは、その水源を燃料取替用水タンクとすることにより、格納容器サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプに対して多様性を有していること、b) 燃料取替用水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプと位置的分散を図ることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 余熱除去ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ等により再循環運転を行っている際に、各ポンプの流量低下等により格納容器再循環サンプスクリーンに閉塞の兆候を確認した場合、同兆候が現れた際の手順に着手する。この手順は、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの水源からの補給操作、同タンクを水源とした原子炉への注水等を計7名により実施する。
- b. 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を確認できない際、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の起動及び運転、原子炉への注水を計6名により約87分で実施する。

なお、全交流動力電源喪失時に1次冷却材喪失事象（大破断）が発生した場合には、計8名により約74分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の炉心注水の手順等について、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクの補給、原子炉への注水の継続等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) バッテリ内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、c) ページング装置等の必要な連絡手段を確保していること、d) 格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの補給、原子炉への注水の継続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

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

規制委員会は、申請者が、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等として自主的に位置付けた設備及び手順等を、第43条及び重大事故等防止技術的能力基準（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項）等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## （２）その他の自主的対策設備

### （２）－１．フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

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

- ① 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を確認できない場合であって、ろ過水貯蔵タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ等による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、消火ポンプ等の起動、原子炉への注水を計3名により、約20分を実施する。
- ② 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ③ 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ホース、可搬型ディーゼル注入ポンプ等の運搬及び接続作業を、復水タンクを水源とする場合は計15名により約8時間、中間受槽を水源とする場合は計24名により約8時間を実施する。
- ④ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。

### （２）－２．サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、1次冷却系の低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 4-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注入を確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替炉心注入に着手する。この手順では、系統構成、A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動及び運転、原子炉への注水を計 8 名により約 60 分で実施する。
- ② 充てん/高圧注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、燃料取替用水タンク（重力注入）による代替炉心注入に着手する。この手順では中央制御室での操作を 1 名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．４－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注入の代替手段となり得る。
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2 次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）等	原子炉補機冷却水系統が復旧した場合に、原子炉補機冷却水系統を汚染する可能性があるため、再循環運転で使うことができないものの、高い減圧効果が期待できる設備となり得る。

A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、原子炉補機冷却水の代替手段となり得る。
燃料取替用水タンク（重力注入）	燃料取替用水タンクの水頭圧が 1 次冷却材の圧力を下回った場合は炉心へ注水できない可能性があるものの、比較的早い代替炉心注水の手段となり得る。

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

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第48条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 5 項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第48条等は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（※<sup>43</sup>）が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第48条等における「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 炉心の著しい損傷等を防止するための重大事故防止設備

ロ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設備及び手順等  
また、上記イ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 上記イ) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

(※<sup>43</sup>) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は以下のとおりとしている。

・原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能

申請者は、第48条等の要求事項に対応するため、主蒸気逃がし弁から蒸気を放出するとともに、タービン動補給水ポンプ等により蒸気発生器2次側へ給水する2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)(※<sup>44</sup>)において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 主蒸気逃がし弁から蒸気を放出するとともに蒸気発生器2次側へ給水する2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するための設備及び手順等
- ② 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニット(※<sup>45</sup>)による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等
- ③ 移動式大容量ポンプ車(補機冷却海水通水)を用いて代替補機冷却を実施するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、第48条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第48条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は第48条等に基づく要求事項に対応するため、その対策として2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するとし、そのため、電動補

---

(※<sup>44</sup>) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器加圧破損)、(格納容器過温破損)」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」、運転停止中の炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」をいう。

(※<sup>45</sup>) 申請者は、格納容器内自然対流冷却時に、保有する格納容器再循環ユニットのうちA、B号機を使用している。以下同じ。

助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故防止設備として位置付けるとしている。

規制委員会は、上記の対策が第48条等要求事項イ)、ロ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、2次冷却系のフィードアンドブリードに用いるタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)2次冷却系のフィードアンドブリードに用いるタービン動補助給水ポンプの駆動源を蒸気とし、電動補助給水ポンプの電源を代替電源からの給電とし、主蒸気逃がし弁はハンドルを設け手動操作とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源又は電源について多様性を有すること、b)タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクは設計基準事故対処設備である海水ポンプと離れた位置に設置することにより位置的分散を図り、独立性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第48条等要求事項ハ)に適合する設計方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、復水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の手順に着手する。この手順は中央制御室で通常の運転操作により実施する。
- b. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、原子炉を停止後に蒸気発生器への注水が確認された場合には、主蒸気逃がし弁による蒸気発生

器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での手動操作を計 3 名により約 20 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、c) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、d) 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 48 条等要求事項イ)、ロ) に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が第 48 条等要求事項ハ) に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 43 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 48 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 37 条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 2 次冷却系のフィードアンドブリードを実施。そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 格納容器内自然対流冷却を実施。そのため、A、B 格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 代替補機冷却を実施。そのため、移動式大容量ポンプ車（補機冷却海水通水）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 格納容器内自然対流冷却に用いる A、B 格納容器再循環ユニット等は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

- b. 代替補機冷却に用いる移動式大容量ポンプ車（補機冷却海水通水）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 格納容器内自然対流冷却に用いる移動式大容量ポンプ車は駆動源をディーゼル駆動とすることにより、設計基準事故対処設備である電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源について多様性を有していること、b) A、B格納容器再循環ユニットは原子炉格納容器内に設置すること、また、移動式大容量ポンプ車（補機冷却海水通水）は海水ポンプに対して離れた屋外に保管することにより、設計基準事故対処設備である海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して位置的分散を図り、独立性を有することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、A、B格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計14名により約14時間10分で実施する。
- b. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水による代替補機冷却の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成等を計14名により約14時間10分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、通水作業の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、c) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、d) 移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

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

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を回復させるための設備（表IV-4. 5-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順は中央制御室で通常の運転操作により実施する。
- ② 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ホース、可搬型ディーゼル注入ポンプ等の運搬、接続作業等を、復水タンクを水源とする場合は計15名により、約8時間、中間受槽を用いる水源の場合は計24名により、約8時間で実施する。
- ③ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が受電され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順は中央制御室で通常の運転操作により実施する。
- ④ 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、制御用圧縮空気が供給されない場合には、所内用空気圧縮機による代替制御用圧縮空気供給に着手する。この手順は自動動作により実施する。

- ⑤ 原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、安全注入信号が発信している場合には、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却に着手する。この手順では、系統構成、通水作業等を計1名により、約45分で実施する。

**(2) サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等**

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を回復させるための設備(表IV-4.5-1参照。)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の運搬、接続作業等を、復水タンクを水源とする場合は計15名により約8時間、中間受槽を用いる水源の場合は計24名により約8時間で実施する。
- ② 現場の環境が悪化した場合において、現場の手動操作により主蒸気逃がし弁の機能回復が出来ない場合には、窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復に着手する。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計2名により、約30分で実施する。
- ③ 長期的に制御用圧縮空気が必要と判断した場合には、B制御用空気圧縮機への移動式大容量ポンプ車を用いた海水冷却に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等を計14名により14時間強で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表IV-4.5-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束手段となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。

所内用空気圧縮機	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、主蒸気逃がし弁の機能回復が可能。
空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、原子炉補機冷却水の代替手段となり得る。
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）	現場で弁操作を行う必要があるが、その作業環境が悪化した場合、使用時間に制限があるものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能回復が可能。
B制御用空気圧縮機（海水冷却）	系統構成に時間を要するものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能回復が可能。

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

本節では、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、①第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第49条等は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第49条等における「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能（※<sup>46</sup>）が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器

(※<sup>46</sup>) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能は以下のとおりとしている。

・格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器への注水機能

スプレー代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等

ロ) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレー注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレー代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 上記イ) 及びロ) の格納容器スプレー代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

申請者は、第49条等の要求事項に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のため以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① A、B格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等

② 常設電動注入ポンプ等による代替格納容器スプレーを実施するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>47</sup>）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① A、B格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等

② 常設電動注入ポンプ等による代替格納容器スプレーを実施するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

---

(※<sup>47</sup>) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧破損）、（格納容器過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」、運転停止中の炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」をいう。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### （１）第４９条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第４９条等に基づく要求事項に対応するために、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のため以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 代替格納容器スプレイ。そのため、常設電動注入ポンプ等を新たに重大事故等対処設備として整備する。

規制委員会は、上記 a. 及び b. の対策が第４９条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第４９条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 代替格納容器スプレイに用いる常設電動注入ポンプは、代替電源設備から給電することにより、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b) 格納容器内自然対流冷却に用いるA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式が異なることから多様性を有していること、c) 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ格納容器スプレイポンプとは異なる区画に設置することにより

位置的分散を図り、独立性を有すること、d) 常設電動注入ポンプは、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、e) A、B 格納容器再循環ユニットは、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、f) 代替格納容器スプレイを行うことにより原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. に掲げる重大事故等対処設備について、第 49 条等要求事項イ)、ハ)、①b. に掲げる重大事故等対処設備について、第 49 条等要求事項イ)、ロ)、ハ) に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 格納容器圧力が 110kPa[gage] 以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水できない場合には、A、B 格納容器再循環ユニットを用いる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計 5 名により約 70 分で実施する。
- b. 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水されない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計 8 名により約 38 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業、常設電動注入ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、e) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第49条等要求事項イ)、ロ)、ハ) に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替格納容器スプレイ。そのため、常設電動注入ポンプ等を新たに重大事故等対処設備として整備する。
- b. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる設計とする。
- c. 移動式大容量ポンプ車は必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 代替格納容器スプレイに用いる常設電動注入ポンプは、代替電源設備から給電されることから、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b) 格納容器内自然対流冷却に用いるA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式について多様性を有していること、c) 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それ

ぞれ格納容器スプレイポンプとは異なる区画に設置することによる位置的分散が図られ、独立性を有すること、d)常設電動注入ポンプは、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、e) A、B格納容器再循環ユニットは、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、f)移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉で同時に格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水を格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、g)移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉で2セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し、原子炉格納容器へ注水されない場合には、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計8名により約38分で実施する。
- b. 全交流動力電源喪失時に早期の電源回復が不能、又は、原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合には、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計14名により14時間強で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位をa、bの順に設定して明確化していること、b)格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、可搬型ホースの運搬、接続作業等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、e)接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

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

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において原子炉格納容器内の冷却等のため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表IV-4.6-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷前において、格納容器雰囲気の状態に応じて、A、B原子炉格納容器再循環ファンの運転が可能な場合には、A、B格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却に着手する。この手順は通常の運転操作により実施する。
- ② 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、常設電動注入ポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により約17分で実施する。
- ③ 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、常設電動注入ポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、可搬型電動低圧注入ポンプ等の起動等を計25名により約7時間35分で実施する。

#### (2) サポート系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．６－１参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計7名により約47分で実施する。
- ② A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、ディーゼル消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順は、系統構成、ディーゼル消火ポンプ等の起動等を計3名により約17分で実施する。
- ③ A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動等を計25名により約7時間35分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．６－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
A、B格納容器再循環ファン	原子炉格納容器内の空気を強制的に循環できるため、格納容器内の温度の影響を受ける可能性があるものの、原子炉格納容器を効率的に冷却する手段となり得る。
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替格納容器スプレイの手段となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、代替格納容器スプレイの手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはできないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。

#### IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等

##### (第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係)

本節では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

### 1. 審査の概要

(1) 第50条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第50条等における「原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット及びそれら設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

申請者は、第50条等の要求事項に対応するため、格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>48</sup>）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、全交流動力電源喪失時における格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第50条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

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

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第50条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第50条等に基づく要求事項に対応するために、格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、A、B格納容器再循環ユニット（※<sup>49</sup>）、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を新たに整備するとしている。

規制委員会は、上記の対策が第50条等要求事項イ）に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、A、B格納容器再循環ユニット等は原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保することであるとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、a) A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉補機冷却水を通水することにより、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、b) 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）は、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を確保することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

#### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等として、格納容器圧力が110kPa [gage] 以上であり、格納容器スプレイ流量が確認できない場合には、格納容器内自然対流冷却の手順に着手するとしている。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業を計5名により約70分で実施するとしている。

---

（※<sup>49</sup>）申請者は、格納容器内自然対流冷却時に、保有する格納容器再循環ユニットのうちA、B号機を使用するとしている。

規制委員会は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却について、a) 系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) 系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c) バッテリ内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、d) ページング装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第50条等要求事項イ) に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。

## （２）第37条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要となる対策として、全交流動力電源喪失時に格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、移動式大容量ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備するとしている。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保する。
- b. 移動式大容量ポンプ車は、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) A、B原子炉格納容器再循環ユニットは、原子炉補機冷却水を通水することにより、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、b) 移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉で同時に格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水を格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、c) 移動式大容量

ポンプ車は、1号炉及び2号炉で2セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉補機冷却機能が補機冷却水ヘッダ供給ライン流量等により確認できない場合には、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車の配置及びホースの接続、A、B格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計14名により約14時間10分で実施する。

規制委員会は、格納容器内自然対流冷却について、a)移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等、通水作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c)バッテリー内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、d)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において原子炉格納容器の過圧破損を防止するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、交流動力電源及び原子

炉補機冷却機能が健全である場合、喪失した場合のそれぞれについて、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

## (1) 重大事故等対処設備

### ① 対策と設備

申請者は、上記2. 以外の設備として、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 格納容器スプレイ。そのため、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備に位置付ける。
- b. 代替設備を用いた代替格納容器スプレイ。そのため、燃料取替用水タンク、復水タンクを重大事故等対処設備として位置付け、常設電動注入ポンプを新たに整備する。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 常設電動注入ポンプは、原子炉格納容器内の雰囲気冷却に必要な容量を確保する。
- b. 燃料取替用水タンク及び復水タンクは、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)常設電動注入ポンプは代替格納容器スプレイとして格納容器内の雰囲気冷却に必要な容量を確保すること、b)代替格納容器スプレイの水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間に必要な容量を確保することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa [gage]）以上で格納容器スプレイポンプが起動しておらず、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- b. 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa [gage]）以上で格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が確認できない場合

及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計 8 名により約 38 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ等について格納容器スプレイの実施、系統構成、常設電動ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、e) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として自主的に位置付けた設備及び手順等を、第 43 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## (2) その他の自主的対策設備

### (2) - 1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備（表 IV-4. 7-1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 常設電動注入ポンプの故障等により格納容器への注水が確認されない場合であって、ろ過水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、格納容器への注水を計 3 名により約 17 分で実施する。
- ② 常設電動注入ポンプの故障等により格納容器への注水が確認されない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧

注入ポンプの起動並びに格納容器への注水等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。

## (2) - 2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備（表 IV-4. 7-1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、常設電動注入ポンプの故障等により格納容器への注水ができない場合であって、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動及び運転、格納容器への注水を計 7 名により約 47 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表IV-4. 7-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、水源を特定せず原子炉格納容器への注水に使用できる設備となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	原子炉補機冷却水系統が復旧した場合に、原子炉補機冷却水系統を汚染する可能性があるため、再循環運転で使うことができないものの、高い減圧効果が期待できる設備となり得る。

## **IV-4. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第5 1条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 関係）**

本節では、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、①第5 1条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 項（以下「第5 1条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第3 7条）において位置付けた重大事故等対処設備

及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

## 1. 審査の概要

(1) 第51条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第51条等における「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水設備及び手順等

ロ) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等

また、上記の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ) 上記イ)の原子炉格納容器下部注水設備は多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)

ホ) 上記イ)の設備は、交流又は直流電源が必要な場合は、代替電源からの給電を可能とすること。

申請者は、第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等

② 常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等

③ 充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う炉心注入を実施するための手順等

④ A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)又は常設電動注入ポンプによる溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う代替炉心注入を実施するための手順等

- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>50</sup>）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。
- (3) 規制委員会は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第51条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。
- なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。
- 具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第51条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ。そのために、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための代替格納容器スプレイ。そのために、常設電動注入ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための炉心注入。そのために、充てん/高圧注入ポンプ（高圧注入ライン使用、あるいは、充てんライン使用）、余熱除去ポンプ（低圧注入ライン使用）等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための代替炉心注入。そのために、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）等を重大事故

---

（※<sup>50</sup>）有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

等対処設備として位置付けるとともに、常設電動注入ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. 及び b. の対策が第 5 1 条等要求事項イ)、上記 c. 及び d. の対策が第 5 1 条等基準要求ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイポンプに対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。さらに、格納容器スプレイ水は熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。
- b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための常設電動注入ポンプは、A格納容器スプレイポンプに対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 常設電動注入ポンプは、代替電源設備から給電されるため、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b) 常設電動注入ポンプは設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプとは原子炉補助建屋の異なる区画に設置されることにより設計基準事故対処設備に対する位置的分散が図られ、独立性を有すること、c) 常設電動注入ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備の大容量空冷式発電機から給電が可能な設計とすること、d) 格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下部フロアまで流下し、さらに小扉及び連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、第 5 1 条等要求事項ニ) 及びホ) に適合する設計方針であることを確認した。

なお、申請者の計画においては、原子炉格納容器下部注水設備として可搬型の設備を重大事故等対処設備としていないことから第51条等要求事項ハ)に適合する必要はない。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③-1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

- a. 炉心が損傷し、格納容器再循環サンプル水位が77%未満の場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を1名により実施する。
- b. 格納容器再循環サンプル水位が77%未満であり、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が確認できない場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動操作等を計8名により約38分で実施する。

#### ③-2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

- a. 炉心が損傷し、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注入の手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を1名により実施する。
- b. 充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプの起動操作等を計2名により約25分で実施する。
- c. A格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てん/高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注入の手順に着手する。この手順は、中央制御室の通常の運転操作により実施される。
- d. 充てん/高圧注入ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タン

クの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動操作等を計7名により約38分、又は計6名により約53分で実施する。

- e. 全交流電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心が損傷した場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の起動等を計6名により約87分、又は計8名により約74分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための手順として③-1) a.、b.の順に、また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための手順として、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は③-2) a.、b.、c.、d.の順に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は③-2) e.、d.の順に設定して明確化していること、b)代替格納容器スプレイ、代替炉心注入等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、e)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

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

また、規制委員会は、上記③-2) の手順等が第5 1 条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第5 1 条等要求事項イ) に、①c. 及び d. の対策が第5 1 条等要求事項ロ) に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備が第5 1 条等要求事項ニ)、ホ) に適合する設計方針であること、①a. から d. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第5 1 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる格納容器下部への注水を必要な対策としている。この対策は、(1) ①b. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を代替するための設備及び手順等

#### ① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備（表IV-4.8-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 格納容器再循環サンプル水位が77%未満であり、常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要なる過水貯蔵タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により約17分で実施する。
- b. 常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入

ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注入ポンプ等の起動等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。

② 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表Ⅳ－4. 8－2 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉へ注水するために必要な過水貯蔵タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計 3 名により約 20 分で実施する。
- b. 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器炉心注入に着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注ポンプの起動等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。

**(2) 交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を代替するための設備及び手順等**

① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備（表Ⅳ－4. 8－1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 格納容器再循環サンプル水位が 77%未満であり、常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計 7 名により約 47 分で実施する。

- b. 格納容器再循環サンプ水位が 77%未満であり、常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要なる過水貯蔵タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプ等の起動等を計 3 名により約 17 分で実施する。
  - c. 常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注入ポンプ等の起動等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。
- ② 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止
- 申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表Ⅳ－4. 8－2 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。
- a. 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入に着手する。この手順では、系統構成、A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計 8 名により約 60 分で実施する。
  - b. A 格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要なる過水貯蔵タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入に着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプ等の起動等を計 3 名により約 20 分で実施する。
  - c. A 格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注入ポンプ等の起動等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４． ８－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由  
(落下溶融炉心の冷却)**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、水源を特定せず格納容器スプレイの代替手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはできないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。

**表Ⅳ－４． ８－２ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由  
(溶融炉心の落下の遅延又は防止)**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注入の代替手段となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、水源を特定せず炉心注入の代替手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却） (RHRS-CSS タイライン使用)	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはできないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。

**Ⅳ－４． ９ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9関係）**

本節では、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項(以

下「第52条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

## 1. 審査の概要

(1) 第52条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発(以下「水素爆発」という。)による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第52条等における「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) PWRのうち必要な場合には、水素濃度制御設備及び手順等

ロ) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止する設備、放射性物質を低減する設備、水素及び放射性物質濃度を測定する設備及びそれらの手順等

ハ) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる水素濃度監視設備及び手順等

また、上記イ)、ロ)及びハ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 上記イ)からハ)の設備は、交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

ホ) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

申請者は、第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのPAR等及び手順等

② 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのイグナイタ等及び手順等

③ 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための可搬型格納容器水素濃度計測装置等及び手順等(※<sup>51</sup>)

---

(※<sup>51</sup>) 原子炉補機冷却機能が喪失した場合にサンプルガスの海水冷却に用いる移動式大容量ポンプ車等に関する手順等については、「IV-4.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」及び「IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等」において整理。

④ 上記設備のための代替電源設備（大容量空冷式発電機等）及び手順等（※<sup>52</sup>）

（２）申請者は、有効性評価（第３７条）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備及び手順等
- ③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

（３）規制委員会は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第５２条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５２条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## ２．規制要求に対する設備及び手順等

### （１）第５２条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第５２条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR動作監視装置を新たに整備する。（各５基）
- b. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、イグナイタ及びイグナイタ動作監視装置を新たに整備する。（各１２個及び予備各１個）
- c. 原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等を新たに整備する。

なお、申請者は、上記対策のうち、格納容器内の水素濃度を低減する手段として、PARを重大事故等対処設備、イグナイタを自主的対策のための

---

（※<sup>52</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

多様性拡張設備と位置付ける方針としていた。また、水素濃度を計測する手段としては、中央制御室からの監視に対応できないガス分析計を整備する方針としていた。このため、規制委員会は、申請者に、イグナイタについて、より高い耐震性をもたせるとともに確実な保守管理を行うために、重大事故等対処設備として位置付けることを検討すること、原子炉格納容器内の水素成層化を踏まえた設置位置を検討することを要求した。また、ガス分析計について、事故初期の放射線量が高い環境下での使用が困難であることなどから、監視方法を検討することを要求した。これを受けて、申請者は、水素濃度の低減及び計測手段について、下記の方針を反映した。

ア．格納容器内の水素濃度低減手段については、イグナイタの位置付けを重大事故等対処設備とした上で、装置の動作状況を中央制御室で監視するために PAR 動作監視装置及びイグナイタ動作監視装置を整備することとした。さらに、格納容器内での水素の成層化を考慮し、イグナイタを格納容器ドーム頂部にも設置することとした。

イ．水素濃度計測手段については、中央制御室での濃度監視を可能にするため可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等を重大事故等対処設備として整備することとした。

規制委員会は、上記 a. 及び b. の対策が第 5 2 条等要求事項イ) に、c. の対策が同ハ) に対応するものであることを確認した。

なお、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、第 5 2 条等要求事項ロ) に対応する対策はない。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- b. 水素濃度制御のための設備は、適切な位置に配置され、水素濃度を低減できる設計とする。
- c. 水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) PAR 及びイグナイタは、作動時の水素燃焼による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、それぞれの動作監視装置は水素処理能力へ悪影響を及ぼさない設計とすること、水素濃度を計測するための可搬型格納容器水素濃度計測装置等は通常時には接続先の系統から分離さ

れ重大事故等発生時には系統構成可能とすること並びに設置場所にて固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、b) PAR は、水素の効率的な低減を考慮して原子炉格納容器内に分散させた配置とし、水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても水素濃度を低減できる設計とすること、イグナイタは、水素を計画的に燃焼させ、水素濃度ピークを抑制するため、水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に配置する設計とすること、c) PAR 動作監視装置、イグナイタ、イグナイタ動作監視装置、可搬型格納容器水素濃度計測装置等は代替電源設備である大容量空冷式発電機からの給電に対応した設計とすることを確認した。

上記 a.、b. 等の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記 c. の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第 5 2 条等要求事項ニ）を満たす設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. PAR は、格納容器内の水素濃度上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。炉心出口温度等により炉心損傷発生と判断した場合には、動作状況確認の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電（※<sup>53</sup>）を確認した後に手順に着手する。この手順は、中央制御室において 1 名により行う。
- b. 炉心出口温度が 350℃に到達した場合又は安全注入信号を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合には、イグナイタによる水素濃度低減の手順に着手する。全交流動力電源が喪失した場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。この手順では、イグナイタの起動及び動作状況の確認を中央制御室において 1 名により行う。
- c. 炉心出口温度が 350℃に到達した場合又は安全注入信号を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合には、可搬型格納容器水素濃度計測装置による原子炉格納容器内水素濃度の監視の

---

(※<sup>53</sup>) 「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」より、代替電源である大容量空冷式発電機からの給電の準備に要する時間は約 15 分である。さらに、有効性評価では事象発生時の状況判断のための 10 分間を考慮し、代替電源からの給電開始を事象発生の約 25 分後としている。

手順に着手する。この手順では、計測装置の接続、系統構成等を計7名により約80分で実施する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。この場合の手順には、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置の接続及び起動、窒素ポンベによる空気作動弁操作等が加わるため、計7名により約95分を要する。さらに、この場合には、約14名により24時間以内にガスの冷却を移動式大容量ポンプ車による海水通水冷却に切り替える作業が加わる。また、1号炉及び2号炉の同時被災時には、一系統の水素濃度監視設備を用い、ガス取り入れ口を中央制御室からの遠隔操作により約5分ごとに切り替えることで両ユニットの格納容器内水素濃度を交互に監視する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)水素濃度低減の手順等を明確化していること、b)水素濃度測定の手順等について、機器の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)バッテリー内蔵型照明等により電源喪失時のアクセス性を確保していること、d)事故環境下でも使用可能なページング装置等の連絡手段を確保していること、e)操作エリアにおいて通常運転状態と同等の室温が確保されることなどを確認した。

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

また、上記c.の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第52条等要求事項ホ)を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が、第52条等要求事項イ)、ハ)、ニ)及びホ)に対応するものであること、また、第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。

なお、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、第52条等要求事項ロ)に対応する対策はない。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、評価項目（f）「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の水素濃度の低減、水素濃度の監視、及びそれらの設備の代替給電としている。これらの対策は（1）①と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実にするため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度監視手段の多様性を拡げるための多様性拡張設備及び手順等を整備するとした。

#### （1）原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内水素濃度を監視するための設備（表Ⅳ－4.9－1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷が発生し可搬型格納容器水素濃度計測装置による監視が出来ない場合であって、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合には、ガス分析計による原子炉格納容器内水素濃度の監視に着手する。この手順は、格納容器雰囲気ガスを試料採取管に採取し、化学室における手分析で間欠的に水素濃度を計測するものであり、現場対応の計3名により約60分で実施する。制御用空気及び原子炉補機冷却水の供給機能が喪失している場合は、計4名により約95分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4.9－1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
ガス分析計	事故初期の放射線量が高い環境下での使用が困難であり、また、中央制御室からの監視に対応していないものの、事象が長期的に安定した場合に可搬型格納容器水素濃度計測装置の代

替設備となり得る。
-----------

#### **IV-4. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1.10関係）**

本節では、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1.10項（以下「第53条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第53条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏れ出す気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第53条等における「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）。その設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等

ロ) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 上記イ) 及びロ) の設備は、交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 水素排出及び放射性物質低減のためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット等及び手順等
- ② 水素濃度を推定し監視するための可搬型格納容器水素濃度計測装置等及び手順等

③ 上記設備のための代替電源設備（大容量空冷式発電機等）及び手順等（※<sup>54</sup>）

（２）規制委員会は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第５３条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第５３条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第４３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．０項（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第４３条等」という。）等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## ２．規制要求に対する設備及び手順

### （１）第５３条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第５３条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. アニュラス空気浄化設備を用いたアニュラスからの水素排出（アニュラス内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む）。そのために、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 格納容器の水素濃度監視設備を用いたアニュラス水素濃度推定及び監視。そのために、格納容器内高レンジエリアモニタ B（高レンジ）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

（※<sup>54</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

規制委員会は、上記 a. の対策が第 5 3 条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第 5 3 条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. アニュラス空気浄化ファン等は、設計基準事故対処設備としての機能を使用することによりアニュラス内の水素を屋外に排出することができるため、設計基準事故対処設備としての仕様と同じとするが、原子炉格納容器内の水素濃度低減機能等と相まって、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できる排出容量を確保する。
- b. 可搬型格納容器水素濃度計測装置は、原子炉格納容器内の水素濃度の推定ができる計測範囲とする。
- c. アニュラス空気浄化ファン、可搬型格納容器水素濃度計測装置等は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) アニュラス空気浄化ファン等は、格納容器破損防止対策の有効性評価に用いている格納容器漏えい率(0.16%/日)等を条件として評価した結果により、アニュラス内水素濃度を可燃限界未満とすることができる排出容量を確保していること、b) 可搬型格納容器水素濃度計測装置は、計測誤差を考慮した上で、0～20vol%を計測範囲としていることにより、適切な計測範囲を確保していること、c) アニュラス空気浄化ファン、可搬型格納容器水素濃度計測装置等は代替電源設備である大容量空冷式発電機からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記 c. の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第 5 3 条等要求事項ハ)を満たす設計方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 安全注入信号が発信した場合には、全交流動力電源及び直流電源が健全な場合のアニュラス空気浄化ファン等による水素排出の手順に

着手する。この手順では、アニュラス空気浄化ファン自動起動の中央制御室での確認等を1名により実施する。

- b. 全交流動力電源又は直流電源の喪失と判断した場合には、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合のアニュラス空気浄化ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、現場での代替空気（窒素）供給ラインのフレキシブルホースの接続作業、水素排出のための系統構成、アニュラス空気浄化ファンの起動等を計3名により約35分で実施する。
- c. 炉心出口温度等により炉心の著しい損傷が発生したと判断した場合には、可搬型格納容器水素濃度計測装置、格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計等による水素濃度推定の手順に着手する。この手順では、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の運搬及び設置、アニュラス水素濃度の中央制御室での推定等を計3名により約70分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)空気供給操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c)バッテリー内蔵型照明等によりアクセス性を確保していること、d)有線通話装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

なお、可搬型格納容器水素濃度計測装置は1、2号炉で同時被災の場合、切替操作により使用するが、その手順については、「IV-4.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等」において確認した。

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

なお、申請者は、アニュラス内の水素濃度について、原子炉格納容器内の水素濃度を監視することによって推定するとしていたが、その推定方法の詳細を示していなかった。このため、規制委員会は、アニュラス内の水素濃度推定方法の詳細を示すことを求めた。申請者は、あらかじめアニュラス水素濃度推定のための関係図を準備し、格納容器高レンジエリアモニタB（高レンジ）と格納容器排気筒高レンジガスモニタ又はアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率との関係によりアニュラスへの漏えい率を推定し、そのアニュラスへの漏えい率推定値に応じたアニュラス内の水素濃度の推定を行うことを示した。これにより、規制委員会は、アニュラス内の水素濃度の推定が妥当であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第53条等要求事項イ) からハ) に対応するものであること、①a. 及びb. に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度監視及びアニュラス内の放射線量の推定のための多様性拡張設備及び手順等を整備するとした。

#### (1) アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度監視のための設備及び手順等

申請者は、アニュラスの環境が悪化するまでの水素濃度監視のためのアニュラス水素濃度計測装置（表Ⅳ－4. 10－1 参照。）を用いた主な手順等として、炉心出口温度等により炉心の損傷を判断し、アニュラス空気浄化ファンが起動した場合には、アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定に着手するとしている。この手順では、中央制御室での監視を1名により実施するとしている。

#### (2) アニュラス内の放射線量の推定のための設備及び手順等

アニュラス内の放射線量の推定のための設備（表Ⅳ－4. 10－1 参照。）として、格納容器排気筒高レンジガスモニタは常設設備であるが、設備が健全であれば、アニュラス内濃度推定に必要な測定値が中央制御室で速やかに得られるとしている。

以上により、規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 10－1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
アニュラス水素濃度計測装置	耐放射線等のため、使用範囲に制限があるものの、設備が健全である場合は、アニュラス内の水素濃度監視の設備となり得る。
格納容器排気筒	重大事故等対処設備に要求される耐震性は十分ではないもの

高レンジガスマ ニタ	の、設備が健全である場合は、アニュラス内の放射線量推定の設備となり得る。
---------------	--------------------------------------

#### IV-4. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第5 4条及び重大事故等防止技術的能力基準1.11関係）

本節では、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、①第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1.11項（以下「第54条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第54条等の第1項は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失（以下「想定事故1」という。）し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因（以下「想定事故2」という。）により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第54条等の第2項は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第54条等における「想定事故1」又は「想定事故2」に対する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ車等）及びその手順等。

大量の水の漏えいその他の要因による水位の異常な低下に対する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ロ) 可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）及びその手順等

ハ) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備及びその手順等

さらに、使用済燃料貯蔵槽の監視のための以下の設備及び手順等を整備するとしている。

ニ) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率を計測するための設備及びその手順等

ホ) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視するための設備及びその手順等

また、上記イ)、ロ) 及びニ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

へ) 上記イ) の代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

ト) 上記ロ) のスプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

チ) 上記ニ) の計測設備は、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

リ) 上記ニ) の計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第54条等の要求事項を満たすため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 使用済燃料ピット (※<sup>55</sup>) への代替注水のための使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等及び手順等

② 使用済燃料ピットへのスプレイのための可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等及び手順等

③ 使用済燃料ピットへの放水のための移動式大容量ポンプ車、放水砲等及び手順等 (※<sup>56</sup>)

④ 状態監視設備 (使用済燃料ピット温度、水位等を監視するための計測設備) 及び手順等

⑤ 状態監視設備に給電するための代替電源設備 (大容量空冷式発電機等) 及び手順等 (※<sup>57</sup>)

(2) 申請者は、有効性評価 (第37条) において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 使用済燃料ピットへの代替注水を行うための設備及び手順等

(※<sup>55</sup>) 使用済燃料貯蔵槽に対して申請者が用いている名称。

(※<sup>56</sup>) 放水砲等を用いた使用済燃料ピットへの放水に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理。

(※<sup>57</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

② 使用済燃料ピットを監視するための設備及び手順

③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

(3) 規制委員会は、使用済燃料ピットの冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第54条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 使用済燃料ピットへの代替注水。そのために、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等を新たに整備する。
- b. 使用済燃料ピットへのスプレイ注水。そのために、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等を新たに整備する。
- c. 使用済燃料ピットの状態監視。そのために、使用済燃料ピット水位計(SA)、使用済燃料ピット水位計(広域)、使用済燃料ピット温度計(SA)、使用済燃料ピット周辺線量率計、使用済燃料ピット状態監視カメラを新たに整備する。

規制委員会は、上記a.の対策が第54条等要求事項イ)に、b.の対策が同ロ)及びハ)に、c.の対策が同ニ)及びホ)に対応するものであることを確認した。

なお、申請者は、使用済燃料貯蔵ピットからの大量の水の漏えい等により水位が異常に低下して燃料体が露出した場合については、電波式の使用済燃料ピット水位計(SA)による水位計測は困難であるとしていた。このため、規制委員会は、水位が異常に低下した場合についても「重大事故等により変動する可能性のある範囲」であり測定可能であることが求められることから、多様な測定手段について検討し、説明することを要求した。

これに対し、申請者は、使用済燃料ピット底部までの水位低下傾向を把握するため、バブラー式の使用済燃料ピット水位計（広域）を整備する方針を示した。規制委員会は、上記の対策により、使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料ピットの水位等を監視することができることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による代替注水は、設計基準対象施設の注水設備に対して多様性を有し、また、位置的分散が図られる設計とする。
- b. 使用済燃料ピットへの代替注水設備及び状態監視設備は他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- c. 代替注水設備は、使用済燃料ピットの冷却設備又は注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合において、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる設計とする。
- d. スプレイ設備は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備によっても水位が使用済燃料ピット出口配管下端より低く、かつ、水位の低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和できる設計とする。
- e. 状態監視設備は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
- f. 状態監視設備は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等を使用した代替注水は、専用の発電機から給電可能で、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、設計基準対象施設の注水設備である使用済燃料ピットポンプ等に対して多様性を有し、また、離れた位置に分散して保管することで位置的分散が図られる設計とすること、b)ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は他の設備に悪影響を及ぼさないよう通常運転時に系統から分離可能な設計とすること、c)使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等が必要な水位を維持するために必要な容量を有すること、d)燃料損傷を緩和するためにスプレイ設備は使用済燃料ピット全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、e)使用済燃料ピット水位計(SA)の測定可能範囲を使用済燃料ピット水位計(広域)で補うなどして、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状

態監視が可能な設計とすること、f)状態監視設備は代替電源設備である大容量空冷式発電機からの給電に対応した設計とすることを確認した。

上記 a.、b. 等の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）を満たす措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記 c. から f. の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第54条等要求事項へ）からり）を満たす設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの水温が65℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位がEL. + 11.56m（燃料使用済ピット出口配管下端）以下まで低下した場合には、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水の手順に着手する。この手順では、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の運搬、設置、系統構成等を計10名により約5時間20分で実施する。
- b. 使用済燃料ピット水位がEL. +11.56m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等による使用済燃料ピットへのスプレイのための手順に着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、ポンプの起動、使用済燃料ピットへのスプレイ等を計22名により約2時間で実施する。
- c. 重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）及び使用済燃料ピット状態監視カメラは設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位がEL. +11.56m（燃料使用済ピット出口配管下端）以下まで低下した場合には、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）及び使用済燃料ピット周辺線量率計を用いた状態監視のための手順に着手する。この手順では、可搬型設備の運搬、設置、接続等を計6名により約110分で実施する。また、交流又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電（※<sup>58</sup>）後に手順に着手する。

（※<sup>58</sup>）「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」より、代替電源である大容量空冷式発電機か

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の着手条件を明確化していること、b)使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による代替注水の手順等について、可搬型ホース及び中間受槽等の運搬、接続作業、注水等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)可搬型設備保管エリア、運搬ルート、設置エリア周辺には作業を行う上で支障となる設備がないこと、d)ヘッドライトや懐中電灯等により夜間のアクセス性を確保していること、e)通常の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーブにて通話可能であることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が、第54条等要求事項イ)からリ)に対応するものであること、また、第43条等に従って適切に整備する方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」に対する対策を、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視、及びそれらの設備への代替給電としている。これらの対策は（1）①a.及びc.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実にするため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、使用済燃料ピットへの代替注水、状態監視及び漏えい緩和のための多様性拡張設備及び手順等を整備するとした。

---

らの給電の準備に要する時間は約15分である。さらに、有効性評価では事象発生時の状況判断のための10分間を考慮し、代替電源からの給電開始を事象発生の約25分後としている。

#### (1) 使用済燃料ピットへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットへの代替注水のための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照。）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

- ① 使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピット温度計指示が 65℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が EL. +11.56m（燃料使用済ピット出口配管下端）以下まで低下した場合には、燃料取替用水タンク、2次系純水タンク等による使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、注水操作を1名により約30分で実施する。
- ② 燃料取替用水タンク、2次系純水タンク等による使用済燃料ピットへの注水が確認できない場合であって、ろ過水貯蔵タンクが確保されている場合には、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等による使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、消火ポンプ等の起動、使用済燃料ピットへの給水を計6名により約2時間で実施する。

#### (2) 使用済燃料ピットの空間線量率を計測するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットの空間線量率を計測するための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照。）を用いた主な手順等に関し、使用済燃料ピットエリアモニタは通常時から使用している設備であり、重大事故等発生時において既に使用可能な状態にあるとしている。

#### (3) 使用済燃料ピットの水位を計測するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットの水位を計測するための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照。）を用いた主な手順等に関し、常設及び可搬型の使用済燃料ピット水位計が故障した場合には、ロープ式水位計により水位を測定するとしている。

#### (4) 使用済燃料ピットからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（表Ⅳ－４．１１－１参照。）を用いた主な手順等に関し、使用済燃料ピット水位が EL. +11.56m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下となり、かつ水位低下が継続する場合には、使用済燃料ピットにおいて、ステンレス鋼板、ガスケット材、吊り降ろし用ロープ等を用いた水の漏えい緩和に着手するとしている。この手順では、漏えい部へのステンレス鋼板の設置等を計4名により約2時間で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

#### 表Ⅳ－４．１１－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
燃料取替用水タンク、2次系純水タンク等	燃料取替用水タンク等は共用設備であり、定期検査時の原子炉キャビティの水張りに使用されている場合等、必要な水量を確保できない場合があるものの、使用済燃料ピットへの給水の代替手段となり得る。
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等	消火を目的とする設備であるため、重大事故等対処設備として信頼性は十分ではないものの、使用済燃料ピットへの給水の代替手段となり得る。
使用済燃料ピットエリアモニタ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、重大事故等の発生直後から空間線量率を把握する手段として有効である。
ロープ式水位計	使用済燃料ピットに接近可能な場合にしか使用できないものの、水位を把握する手段として有効である。
ステンレス鋼板、ガスケット材、吊り降ろし用ロープ等	使用済燃料ピットに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。

#### **IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12関係）**

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第55条等は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等の整備を要求している。

第55条等における「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉建屋に放水できる設備及び手順等

ロ) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備及び手順等

また、上記イ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。

ニ) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ホ) 放水設備は、複数の原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

申請者は、第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器及びアニュラス部（以下「原子炉格納容器等」という。）又は燃料取扱建屋等へ放水するための移動式大容量ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等

② 流出経路の集水ピットに放射性物質吸着剤（以下「吸着剤」という。）を設置及び海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための設備及び手順等

③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための移動式大容量ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等

(2) 規制委員会は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に(1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第55条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 放水設備を用いた屋外から原子炉格納容器等又は燃料取扱建屋への放水。そのために、移動式大容量ポンプ車、放水砲、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ等を重大事故等対処設備として整備する。
- b. 原子炉格納容器等又は燃料取扱建屋への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、吸着剤、シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第55条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第55条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉格納容器等又は燃料取扱建屋に向けて放水できるとともに原子炉格納容器の最高点である頂部に放水できる容量を有する設計とする。移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉の同時使用を想定し、1号炉及び2号炉で1セット（共用で1台）、放水砲は、1号炉及び2号炉の同時使用を想定し、1号炉及び2号炉で1セット（共用で2台）を保管する。
- b. 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、中間受槽を水源とし、車両等により運搬、移動でき、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有する設計とする。可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ（どちらか一方）は、1号炉、2号炉それぞれ1セット（1台）の使用を想定し、それぞれ2セット（バックアップを含め、共用で合計6台）を保管する。使用済燃料ピットスプレイヘッダは、1号炉、2号炉それぞれ1セット（2基）の使用を想定し、それぞれ1セット（バックアップを含め、共用で合計5基）を保管する。
- c. 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による原子炉建屋周辺への泡消火は、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とする。また、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とする。

d. 海洋への放射性物質の拡散を抑制するシルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、1号炉及び2号炉で3箇所の設置場所に各2組（合計6組）とする。吸着剤は、流水が吸着剤内を通過するように2箇所の雨水排水処理装置の集水ピットに設置する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 移動式大容量ポンプ車、放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉格納容器の頂部まで放水できること、移動式大容量ポンプ車、放水砲は、車両等により運搬、移動できるため、原子炉格納容器等又は燃料取扱建屋に対して、複数の方向から放水できること、移動式大容量ポンプ車、放水砲、可搬型電動低圧注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの保有数は、1号炉及び2号炉の同時使用を想定し、それぞれ、原子炉基数の半数以上を保管すること、b) 航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、移動式大容量ポンプ車内蔵の泡薬剤ポンプにより、泡消火薬剤を混合し、放水砲による泡消火ができる仕様であることを確認した。

なお、放水砲による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、流水経路の雨水排水処理装置の上流側にある集水ピットの網目状のマット内に軽石状の吸着剤を配置し、海洋への放射性物質の拡散の抑制を図る方針であること、発電所から海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置し、放射性物質の拡散の抑制を図る方針であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた重大事故等対処設備について第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備について、第55条等要求事項ハ）、ニ）、ホ）に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

a. 炉心出口温度が350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上になり、原子炉格納容器スプレイの動作が流量等で確認できない場合には、原子炉格納容器等への放水の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車を取水ピット周辺に配置して、取水用ホースを接続した水中ポンプと移動式大容量ポンプ車をホースで接続し、移動式大容量ポンプ車から放水砲までのホー

ス布設後、移動式大容量ポンプ車の起動、放水砲により放水開始までの作業を計 10 名により約 8 時間で実施する。

- b. 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管高さ (EL. + 11.56m) 以下となり、かつ水位低下が継続しており、さらに燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により燃料取扱建屋に近づけないと判断される場合には、燃料取扱建屋への放水の手順に着手する。この手順では、放水砲の放水先が原子炉格納容器等から燃料取扱建屋に変わるだけでその他の手順は上記 a. の場合と同様である。

なお、使用済燃料ピット内へのスプレイの操作手順は、「IV-4. 1 1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」において確認する。

- c. 移動式大容量ポンプ車、放水砲による放射性物質の大气への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、吸着剤を雨水排水処理装置の上流側にある集水ピットに運搬、配置する作業 (2 箇所設置) を計 18 名により約 2 時間で実施する。次に、小型船舶とシルトフェンスを海上に降ろし、小型船舶などを使ってシルトフェンスを海中に展張する作業 (3 箇所設置) を計 60 名により約 16 時間で実施する。
- d. 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火を行うための手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車を取水ピット周辺に配置し、取水用ホースを接続した水中ポンプと移動式大容量ポンプ車をホースで接続し、移動式大容量ポンプ車から放水砲までのホースを布設後、移動式大容量ポンプ車の起動、泡消火薬剤を移動式大容量ポンプ車内蔵の泡薬剤ポンプで送水し、放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計 17 名により約 4 時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、移動式大容量ポンプ車、放水砲等により、原子炉格納容器等へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉格納容器等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、移動式大容量ポンプ車等の移動、接続等を行う作業環境 (作業空間、温度等) に支障がないことなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、上記①a.の対策が第55条等要求事項イ)、上記①b.の対策が第55条等要求事項ロ)に対応するものであること、①a.に掲げる重大事故等対処設備が第55条等要求事項ハ)、ニ)、ホ)に適合する設計方針であること、①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、航空機衝突による航空機燃料火災等時に泡消火を実施するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

申請者は、泡消火を実施することによって初期対応における延焼を防止するための設備（表Ⅳ－4. 12－1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火に着手する。この手順では、水源となるろ過水貯蔵タンク近傍に小型動力ポンプ付水槽車を設置し、ホースにより水源と小型動力ポンプ付水槽車を接続し、さらに消火活動場所に配置された化学消防自動車とホースで接続し、化学消防自動車による泡消火を開始する。以上の作業を計8名により約20分で実施する。水源として他の防火水槽、宮山池、海等を用いた場合も同様な手順である。
- ② 航空機燃料火災が発生した場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火に着手する。この手順では、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機又は可搬型ディーゼル注入ポンプ、小型放水砲及び中間受槽を設置し、可搬型ホース等を接続し、小型放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計22名により約2時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 12－1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
化学消防自動車、小型動力ポンプ付き水槽車等	移動式大容量ポンプ車に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、アクセス道路及び航空機燃料飛散による建屋への延焼拡大を防止するための設備となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ、小型放水砲等	

#### **IV-4.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1.13関係）**

本節では、重大事故等の収束に必要なとなる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1.13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第56条等は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第56条等における「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる設備及び手順等。
- ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
- ハ) 海を水源として利用できること。
- ニ) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。

また、上記イ)、ロ)、ハ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ホ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。

へ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ト) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

申請者は、第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 代替水源から中間受槽へ供給するための設備及び手順等

② 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転をするための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 蒸気発生器2次側による炉心冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等

② 炉心注入及び格納容器冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等

③ 使用済燃料ピットへの水源の確保と水を供給するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、重大事故等の収束に必要な水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、第56条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第56条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替水源（宮山池、2次系純水タンク、海等）から中間受槽への水の供給及び水源の切替え。そのために、中間受槽、取水用水中ポンプ、取水用水中ポンプ用発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として整備する。
- b. 余熱除去ポンプの機能喪失が発生した場合に、格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転。そのために、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として新たに位置付ける。

規制委員会は、上記 a. の対策が第56条等要求事項イ)、ロ)、ハ)、ヘ)、上記 b. の対策が第56条等要求事項ニ)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 各水源から水を供給する中間受槽、取水用水中ポンプ等は、設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計する。また、位置的分散を図る。
- b. 代替再循環運転をするためのA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）、A格納容器スプレイ冷却器等は、設計基準事故対処設備に対して多重性を有し、位置的分散が図られる。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 中間受槽は設計基準事故対処設備である復水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットに対して淡水又は海水を代替水源として補給できること、中間受槽は屋外に分散して保管されること、b) 中間受槽に水を供給する取水用水中ポンプ、取水用水中ポンプ用発電機等は、屋外に分散して保管され、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給することができること、取水用水中ポンプ用発電機の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できること、c) A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器等による代替再循環設備は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん/高圧注入ポンプによる再循環設備に対して多重性を有していること、また、A格納容器スプレイポンプ等に対しては、余熱除去ポンプ等と異なる区画に設置することで位置的分散を図ることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）

に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

なお、設計基準事故対処設備である復水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットの水源の枯渇に対する代替淡水源として、宮山池、2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク等の複数の淡水源が確保できることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等が発生し、復水タンク、燃料取替用水タンクの枯渇や破損等又は使用済燃料ピット水の漏えい等で水源が喪失するおそれがある場合であって、2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンクからの水の供給ができず、宮山池からの水が供給できることを確認できた場合には、宮山池から水を中間受槽へ供給する手順に着手する。この手順では、中間受槽を設置した後、宮山池に取水用水中ポンプを設置し、可搬型ホースを中間受槽まで布設し、移送ルートを確認し、取水用水中ポンプの起動により、中間受槽へ水を供給する。以上の作業を計10名により約5時間20分で実施する。  
また、宮山池からの供給ができず、海（取水口）からの供給ができることを確認できた場合には、海水を中間受槽へ供給する手順に着手する。この手順は、水源が宮山池から海に変わるだけでその他の手順は宮山池の場合と同様である。
- b. 中間受槽への水の供給には水質のよい淡水を供給できるタンク類を優先し、タンク類が使用できなければ宮山池を水源とし、さらに宮山池が使用できないときは海を水源として使用する。水源の切替えは水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。
- c. 重大事故等対処設備である取水用水中ポンプ用発電機を運転した場合において、運転時間が燃料補給作業着手時間の約5.6時間に達した場合には、取水用水中ポンプ用発電機へ燃料を補給する手順に着手する。この手順では、燃料油貯蔵タンクからタンクローリへ燃料の給油を行い、タンクローリを取水用水中ポンプ用発電機の横に移動させ、燃料の補給を行う作業を計6名により約80分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、2次系純水タンク又はろ過水貯蔵タンクから宮山池、海水までの水源の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から中間受槽へ供給

するための設備及び手順等について、可搬型ホース及び中間受槽までの移送ルート確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、取水用水中ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

また、規制委員会は、申請者が①a. に掲げる対策について、第56条等要求事項ホ)、ト) に適合する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a. の対策が第56条等要求事項イ) からハ)、へ)、上記①b. の対策が第56条等要求事項ニ) に対応するものであること、①a. に掲げる重大事故等対処設備が第56条等要求事項ホ) からト) に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- ①-1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水の供給
  - a. 1次冷却系のフィードアンドブリード。そのために、燃料取替用水タンク、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
  - b. 中間受槽から復水タンクへの水の供給。そのために、中間受槽、復水タンク補給用水中ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ①-2) 炉心注入及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水の供給
  - c. 燃料取替用水タンクの水が枯渇した場合は復水タンクから燃料取替用水タンクへの水の供給又は燃料取替用水タンクの代替として復

水タンクからの代替炉心注入及び代替格納容器スプレイ。そのために、復水タンク、常設電動注入ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

①－ 3) 代替再循環運転のための水の供給

d. 余熱除去ポンプの機能喪失が発生した場合に、格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転。そのために、A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイライン使用)、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。

①－ 4) 使用済燃料ピットへの水の供給

e. 使用済燃料ピットへの注水。そのために、中間受槽、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機等を重大事故防止設備として整備する。

規制委員会は、上記 a. から e. の対策が有効性評価 (第 37 条) において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等に対応するものであることを確認した。

**② 重大事故等対処設備の設計方針**

申請者は、①に掲げた重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

②－ 1) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却用のための代替水源の確保と水の供給

a. 復水タンクへの供給に用いる中間受槽、復水タンク補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 (以下「水中ポンプ用発電機」という。) は、復水タンクが枯渇した場合、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。

b. 1 次冷却系のフィードアンドブリードの代替水源として用いる燃料取替用水タンクは、設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計し、位置的分散を図る。

②－ 2) 炉心注入及び格納容器冷却用のための代替水源の確保と水の供給

c. 代替炉心注入又は格納容器スプレイに用いる復水タンクは、設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計し、位置的分散を図る。

②－ 3) 代替再循環運転のための水の供給

d. 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転に用いる A 格納容器スプレイポンプ、A 格納容器スプレイ冷却器等は、設計基準事故対処設備に対して多重性を備えたものとし、さらに位置的分散を図る。

#### ②-4) 使用済燃料ピットへの水の供給

- e. 使用済燃料ピットへの水の供給に用いる中間受槽は、設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計し、位置的分散を図る。規制委員会は、申請者の計画において、a)復水タンクの枯渇等の場合、代替水源として中間受槽、燃料取替用水タンク、海等を使用する異なる系統の水源を有していること、また、位置的分散を図ること、b)燃料取替用水タンクの枯渇等の場合、代替水源として中間受槽、復水タンク等を使用する異なる系統の水源を有していること、また、位置的分散を図ること、c)余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入機能が喪失した場合に、格納容器再循環サンプを水源とし、A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器等を使用する代替再循環運転設備は再循環運転設備に対して多重性を有していること、d)使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合は、代替水源として中間受槽等を使用する異なる系統の水源を有していること、また、位置的分散を図ることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①の考え方に従って整備する設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③-1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水の供給

- a. 重大事故等の発生時に、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却中において復水タンクの枯渇等により水の補給が必要であることを水位にて確認した場合には、中間受槽から復水タンクへ水を供給するための手順に着手する。この手順は、代替水源から中間受槽への供給手順を踏まえて、中間受槽に復水タンク補給用水中ポンプを設置し、復水タンクまで可搬型ホースを布設、接続し、復水タンク補給用水中ポンプと水中ポンプ用発電機を電源ケーブルで接続し、復水タンク補給用水中ポンプを起動し、復水タンクへ供給する。以上の作業を計5名により約4時間で実施する。
- b. 復水タンクの破損等による燃料取替用水タンクを水源とする1次冷却系のフィードアンドブリードの手順については「IV-4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。

#### ③-2) 炉心注入及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水の供給

c. 1次系純水タンク等の常設設備が使用できず、燃料取替用水タンクの枯渇等により供給が必要であることを水位にて確認した場合において、復水タンク水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又は1次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合には、復水タンクから燃料取替用水タンクへの水の供給を行うための手順に着手する。この手順では、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送のための系統構成を行い、燃料取替用水タンクへ供給する作業を3名により約40分で実施する。

③-3) 代替再循環運転のための水の供給

d. 原子炉格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転を行うための手順については、「IV-4.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。

③-4) 使用済燃料ピットへの水の供給

e. 中間受槽等の重大事故等対処設備を使用して使用済燃料ピットへの注水を行う手順については、「IV-4.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じである。

規制委員会は、申請者の計画において、手順の優先順位を設定して明確化していること、中間受槽から復水タンクへ水を供給するための手順等について、移動経路の確保、可搬型ホースの布設、ポンプの起動及び復水タンクへの供給等を定め、人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、可搬型照明によりアクセス性を確保していること、トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、現場で系統構成等を行う作業環境（空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

なお、中間受槽への水の供給は2.(1)で確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束に必要となる水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実にするため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等の収束に必要な水を供給するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 代替水源から中間受槽への水の供給設備及び手順等

申請者は、代替水源から中間受槽へ供給することによって一時的な水源を確保するための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等が発生し、復水タンク、燃料取替用水タンク又は使用済燃料ピットが枯渇や破損等により機能喪失するおそれを水位にて確認した場合において、2次系純水タンクの水位が確保され、使用できることが確認できた場合には、2次系純水タンクから中間受槽への供給に着手する。この手順では、中間受槽を設置し、2次系純水タンクブロー弁に可搬型ホースを接続し、中間受槽まで布設した後、2次系純水タンクブロー弁を開弁する作業を計5名により、約3時間で実施する。
- ② 上記①の場合であって、ろ過水貯蔵タンクの水位が確保され、使用できることが確認できた場合には、ろ過水貯蔵タンクから中間受槽への供給に着手する。この手順では、中間受槽を設置し、消防隊専用採水口分配器を取り外し、フランジ付き継手を取り付け、可搬型ホースを中間受槽まで敷設した後、消防隊専用採水口弁を開弁する。以上の作業を計5名により約3時間で実施する。

#### (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等

申請者は、蒸気発生器2次側による炉心冷却をするための代替水源の確保と水の供給をするための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、復水タンク水位計指示値が5%まで低下した場合、又は復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合において、2次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを行うための手順に着手する。この手順は、2次系純水タンク供給弁の開弁、復水タンク供給弁の閉止操作を1名により、約4分で実施する。復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えについては補助給水ポンプを停止することなく切替えができる。

- ② 可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた蒸気発生器2次側による原子炉冷却の手順については、「IV-4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等」における手順等と同じである。
- ③ 水源となるタンクの切替え完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないようにし、最終的には中間受槽に水源を切替える手順とする。

### (3) 炉心注入及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等

申請者は、炉心注入及び格納容器冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備（表IV-4. 13-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉への注水、格納容器への注水中に燃料取替用水タンクの枯渇により機能喪失するおそれがある場合において、1次系純水タンク等の水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又は1次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合には、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給に着手する。この手順では、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給ラインの系統構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプの起動操作を計2名により、約25分で実施する。
- ② 1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できず、原子炉への注水、格納容器への注水中に燃料取替用水タンクの枯渇により機能喪失するおそれがある場合において、2次系純水タンク等の水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、又は1次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給に着手する。この手順では、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給ラインの系統構成を行う操作を1名により、約25分で実施する。
- ③ 2次系純水タンクが使用できず、燃料取替用水タンクの枯渇等により燃料取替用水タンクへの供給が必要な場合において、燃料取替用水補助タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又は1次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合には、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給に着手する。この手順では、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの系統構成を行い、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給操作を1名により約25分で実施する。

- ④ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等により原子炉格納容器へスプレイする手順については、「IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じである。

**(4) 使用済燃料ピットへ水を供給する設備及び手順等**

申請者は、使用済燃料ピットへ水を供給するための設備（表IV-4.13-1参照。）を活用した手順等の方針については、「IV-4.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における使用済燃料ピットへ注水する手順と同じであるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表IV-4.13-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
2次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、復水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットの故障に際して、宮山池、海水に代わる淡水を中間受槽へ供給する設備となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による事故収束設備となり得る。
ろ過水貯蔵タンク、電動消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、燃料取替用水タンクの枯渇や破損等に際して、代替水源としての設備となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時に際して、格納容器内の冷却による事故収束設備となり得る。
1次系純水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。
燃料取替用水補助タンク等	燃料取替用水補助タンクは共用設備であり、定期検査等の水源となっており必要な水量が確保できない場合もあるものの、代替水源としての設備となり得る。

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

本節では、電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等が、①第５７条第１項及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １４ 項（以下「第５７条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### **１． 審査の概要**

（１）第５７条等は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するため、必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第５７条等における「必要な電力を確保するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

- イ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）及び手順等。
- ロ）常設代替電源設備として交流電源設備及び手順等。
- ハ）上記イ）及びロ）の代替電源設備は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る。
- ニ）所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに８時間、電気の給電が可能であること。ただし、「負荷の切り離しを行わず」には原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の給電を行うことが可能であること。
- ホ）24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の給電を行うことが可能である可搬型直流電源設備。
- ヘ）所内直流電源設備から給電されている 24 時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できる手順等。
- ト）複数号機が設置されている発電所では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめ手動で接続可能なケーブル等を敷設しておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意する手順等。
- チ）所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備

を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る。

申請者は、第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 常設代替電源（交流）として大容量空冷式発電機により給電を実施するための設備及び手順等
  - ② 号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）により代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等
  - ③ 可搬型代替電源（交流）として発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）により給電を実施するための設備及び手順等
  - ④ 常設代替電源（直流）として蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用）により給電を実施するための設備及び手順等
  - ⑤ 可搬型代替電源（直流）として直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により給電するための設備及び手順等
  - ⑥ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① 大容量空冷式発電機を代替電源（交流）として給電を実施するための設備及び手順等
  - ② 蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用）を代替電源（直流）として給電を実施するための設備及び手順等

- (3) 規制委員会は、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等が、第57条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第57条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

## (1) 第57条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 常設代替電源（交流）からの給電。そのために、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 他号炉からの給電。そのために、他号炉のディーゼル発電機等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、号炉間電力融通ケーブル、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 可搬型代替電源（交流）からの給電。そのために、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 常設代替電源（直流）からの給電。そのために、蓄電池（安全防護系用）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、蓄電池（重大事故等対処用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 可搬型代替電源（直流）からの給電。そのために、直流電源用発電機、可搬型直流変換器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 代替所内電気設備による給電。そのために、重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤、変圧器車、可搬型分電盤等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、上記 a. の対策が第57条等要求事項ロ)、上記 b. の対策が第57条等要求事項ト)、上記 c. 及び e. の対策が第57条等要求事項イ)、上記 d. の対策が、第57条等要求事項ニ)、上記 f. の対策が第57条等要求事項チ)に対応するものであることを確認した。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 非常用高圧母線に接続された大容量空冷式発電機及び発電機車は、設計基準事故対処設備のディーゼル発電機に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. 蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用）は、必要な期間にわたり電力の給電が可能な設計とする。
- c. 直流電源用発電機、可搬型直流変換器等は、設計基準事故対処設備の蓄電池に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

また、直流電源用発電機は、必要な期間にわたり電力の給電が可能な設計とする。

- d. 重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤は、設計基準事故対処設備の所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、これらは設置場所で操作が可能な設計とする。
- e. 変圧器車、可搬型分電盤等は、所内電気設備に対して独立性を有し、設計基準事故対処設備の所内電気設備に対して位置的分散が図られた設計とする。また、これらは設置場所で操作が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量空冷式発電機、発電機車、直流電源用発電機、可搬型直流変換器、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤、変圧器車及び可搬型分電盤は設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、b)設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ること、c)直流電源用発電機は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり電力の給電が可能な設計とすること、d)蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用）は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切離して計 24 時間の電力の給電が可能な設計とすること、e)重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤、変圧器車、可搬型分電盤等は少なくとも一系統は機能が維持され、設置場所で操作が可能であり接近性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から f. に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. から f. に掲げる重大事故等対処設備について、第 5 7 条等要求事項ハ)、ニ)、ホ)、チ) に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 外部電源及びディーゼル発電機からの給電ができない場合には、大容量空冷式発電機を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計 3 名により約 15 分で実施する。

- b. 予備変圧器の故障等により予備変圧器 2 次側電路による他号炉からの電力融通ができない場合において、他号炉の交流電源が健全な場合には、号炉間電力融通ケーブルによる他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの接続、給電操作、受電の確認等を計 10 名により約 85 分で実施する。
- c. 号炉間電力融通ケーブルによる他号炉からの電力融通ができない場合には、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、発電機車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を、高圧発電機車の場合は計 5 名により約 110 分、中容量発電機車の場合は計 7 名により約 160 分で実施する。
- d. 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）の故障等により代替電源（交流）から給電ができない場合において、他号炉の交流電源が健全な場合には、予備ケーブル（号炉間電力融通用）による他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの敷設、給電操作等を計 24 名により約 180 分で実施する。
- e. 全交流動力電源が喪失し、交流電源からの非常用直流母線への直流電源の給電が喪失した場合には、蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を非常用母線電圧等で確認する。
- f. 全交流動力電源が喪失した場合において、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器の準備が完了する前に、直流母線電圧が低下した場合には、蓄電池（重大事故等対処用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。この手順では、不要な負荷の切離し、電源からの給電操作、受電の確認等を計 2 名により約 20 分で実施する。
- g. 代替電源（交流）から給電できない場合には、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、受電の確認等を計 7 名により約 120 分で実施する。
- h. 所内電気設備の 2 系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を用いた大容量空冷式発電機を代替電源とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、受電の確認等を計 6 名により約 40 分で実施する。

- i. 所内電気設備の2系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、変圧器車、可搬型分電盤等を用いた発電機車を代替電源とした給電の手順に着手する。この手順では、発電機車の配置、電路の構成、電源からの給電操作、受電の確認等を計8名により、約6時間で実施する。
- j. 各発電機の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料補給作業着手時間に達した場合には、大容量空冷式発電機用燃料タンク、発電機車及び直流電源用発電機への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリの準備、ホースの敷設、給油等を計6名により、大容量空冷式発電機及び号炉間電力融通時の他号炉のディーゼル発電機に対して約115分、発電機車及び直流電源用発電機に対して約80分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順としてa.、b.、c.、d.の順に、また、直流電源喪失時の対応手順としてe.、f.、g.の順に設定して明確化していること、b)代替電源からの給電、燃料補給の手順等について、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、e)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

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

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

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

申請者は、有効性評価（第37条）において、必要な電力を確保するために、大容量空冷式発電機を代替電源（交流）とした給電及び蓄電池（安全防護系用

及び重大事故等対処用)を代替電源(直流)とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1)①a.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重要事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において、電源の確保に関して必要となる重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備している。

#### (1) 電源の確保に関する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、電源の確保に関する機能を回復させるための設備(表IV-4.14-1参照。)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 大容量空冷式発電機の故障等により代替電源(交流)からの給電ができない場合であって、他号炉の交流電源が健全な場合には、予備変圧器2次側電路による他号炉からの電力融通による代替電源(交流)からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計5名により約85分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、更なる重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.14-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由  
(交流電源喪失時)

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
予備変圧器2次側電路	耐震Sクラスの能力を持たないものの、他号炉の交流電源が健全な場合は電力融通の手段となり得る。

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

本節では、計測機器（非常用のもを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 15項（以下「第58条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第58条等は、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第58条等における「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順。

イ-1) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位。

イ-2) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量。

イ-3) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定める。

ロ) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する設備及び手順。

ハ) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視する手順等（テスター又は換算表等）。

また、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。（最高計測可能温度等）

申請者は、第58条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等
  - ② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等
  - ③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等
  - ④ パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等
  - ⑤ 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力を明確化する（最高計測可能温度等）。
- (2) 規制委員会は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等が、第58条等に基づく要求事項に対応し、適切に整備される方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要な監視パラメータ（表IV-4. 15-1参照。）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電。そのために、大容量空冷式発電機等（※<sup>59</sup>）、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

---

(※<sup>59</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、審査書「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する設

- c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、緊急時運転パラメータ伝送システム（以下「SPDS」という。）、SPDS データ表示装置、可搬型温度計測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネル（※<sup>60</sup>）又は他ループによる監視及びパラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器（以下「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」（※<sup>61</sup>）という。）及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a. の対策が第58条等要求事項イ)、ロ)、①b. の対策が第58条等要求事項ハ)、①c. 及び d. の対策が第58条等要求事項ロ)に対応するものであること、①d. の対策が第58条のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであることを確認した。

表Ⅳ-4. 15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要な監視パラメータ

重要な監視パラメータ	主要パラメータ（代表）（※ <sup>62</sup> ）（計測範囲）	設計基準事故時の値	代替パラメータ（代表）（※ <sup>63</sup> ）	
			主要パラメータを計測する計器に故障の疑いがある場合	主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超えた場合（※ <sup>64</sup> ）
原子炉圧力容器内の温度	1次系冷却材高温側温度（広域）（0～400℃）	337℃	主要パラメータの他ループ	炉心損傷の判断値（350℃）を監視可能。さらに可搬型計測器にて、0～500℃まで計測可能。
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却系圧力（0～21MPa（※ <sup>65</sup> ））	17.7MPa	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時において、1次系最高使用圧力（17.16MPa）の1.2倍

備及び手順等」において整理。

（※<sup>60</sup>）申請者は、「重要な監視計器については、単一故障を想定してもパラメータを監視できなくなるように1つのパラメータを複数の計器で監視しており、複数の計器の1つを指すときにチャンネル」と定義。

（※<sup>61</sup>）申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

（※<sup>62</sup>）複数ある主要パラメータの代表を記載（【 】内は、多様性拡張設備）。

（※<sup>63</sup>）複数ある代替パラメータの代表を記載。

（※<sup>64</sup>）計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

（※<sup>65</sup>）圧力はゲージ圧。以下、この表において同じ。

				(20.59MPa)を監視可能。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位 (0~100%)	89%以下	主要パラメータの他 チャンネル 原子炉容器水位計	重大事故等時において、加圧器の下部に位置する原子炉容器水位計にて原子炉容器頂部~底部まで監視可能。
原子炉圧力容器への注水量	S A用低圧炉心 注入及びディスプレイ積算流量 (0~160m <sup>3</sup> /h)	—	燃料取替用水タンク 水位	重大事故等時のポンプの注水量(0~140m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	S A用低圧炉心 注入及びディスプレイ積算流量 (0~160m <sup>3</sup> /h)	—	燃料取替用水タンク 水位	重大事故等時のポンプの注水量(0~140m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~220℃)	119℃	主要パラメータの他 チャンネル	重大事故等時の最大値(138℃)を監視可能(さらに可搬型計測器にて、計測可能)。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力 (0~350kPa)	211kPa	主要パラメータの他 チャンネル AM用格納容器圧力 (0~1MPa)	重大事故等時の最大値(0.490MPa)をAM用格納容器圧力で監視可能。
原子炉格納容器内の水位	原子炉下部キャビティ水位(※ <sup>66)</sup> )	—	格納容器再循環サン プ広域水位	重大事故等時において、必要な水量が原子炉下部キャビティ室にあることを監視可能。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (0~20vol%)	—	主要パラメータの予備 静的触媒式水素再結 合装置動作監視装置 電気式水素燃焼装置 動作監視装置	重大事故等時の全炉心水-ジルコニウム反応における水素濃度の最大値(13vol%)を監視可能。

(※<sup>66)</sup> 申請者は、商業機密のため、非公開としている。

アニュラス内の水素濃度	【アニュラス水素濃度 (0~20vol%)】	—	可搬型格納容器水素濃度計測装置 アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率格納容器内高レンジエリアモニタB	アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率と格納容器内高レンジエリアモニタ B との放射線量率の比により、漏えい量を推定し、漏えい率からアニュラス内の水素濃度を推定。計測範囲は、格納容器水素濃度と同様。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ B ( $10^3 \sim 10^8$ mSv/h)	( $10^5$ mSv/h)	主要パラメータの他チャンネル	炉心損傷の判断値 ( $10^5$ mSv/h) を監視可能。
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束 (0~120%)	定格出力の約88倍	主要パラメータの他チャンネル	設計基準事故初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様。
最終ヒートシンクの確保	【AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (0~1MPa)】	—	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) (0~1MPa)	重大事故等時の加圧目標値 (0.255MPa) を原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) で監視可能。
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器狭域水位 (0~100%)	—	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器広域水位計 1次系冷却材高温側温度 (広域) 1次系冷却材低温側	蒸気発生器広域水位は、蒸気発生器湿分分離器下端~管板付近まで監視可能。 SG ドライアウトを監視可能。

			温度（広域）	
水源の確保	燃料取替用水タンク水位 (0~100%)	100%	主要パラメータの他 チャンネル	重大事故等時において、水位（0~100%）を監視可能。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を明確にする。
- b. 設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていること、b) 重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、代替パラメータ及び可搬型計測器により原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していること、c) SPDS 等により重大事故等の対応に必要なパラメータが一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第58条等要求事項二）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合には、重要計器（他チャンネル又は他ループ）によるパラメータの推定の手順に着手する。
- b. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。
- c. 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1 測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を 1 名により約 20 分で実施する。
- d. 重大事故等が発生した場合には、SPDS 等によるパラメータの記録の手順に着手する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 推定する手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位を定めて有効な情報を把握することとしていること、c) 可搬型計測器によるパラメータの監視手順については、計測範囲、測定場所を明確にするとともに換算表等を定め必要な教育を行うこととしていること、d) SPDS 等により重大事故等の対応に必要となるパラメータが記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存すること、e) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、f) 有線通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、g) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第 58 条等要求事項イ)、ロ)、①b. の対策が第 58 条等要求事項ハ)、①c. 及び d. の対策が第 58 条等要求事項ロ) に対応するものであること、①d. の対策が第 58 条のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が第 58 条等要求事項ニ) に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等

対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備する方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求している。

これに対して、申請者は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、重要計器（他チャンネル又は他ループ）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4.15-2参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れた場合、若しくは計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル又は他ループ）。」（※<sup>67</sup>）という）、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。

#### (2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備（表IV-4.15-2参照。）を用いた主な手順等として、直流電源喪失により、炉外核計装装置、放射線監視装置のパラメータが監視できない場合には、可搬型バッテリー（炉外核計装盤用、放射線監視盤用）による電源機能回復に着手するとしている。この手順では、炉外核計装装置の回復操作を計3名により約55分、放射線監視装置の回復操作を計3名により約40分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

---

(※<sup>67</sup>) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

表Ⅳ－４． １５－２ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
当該パラメータの常用計器（他チャンネル又は他ループ）及び常用代替計器	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は、耐環境性がない計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。 例) 炉心出口温度（0～650℃）は、1次系冷却材高温側温度（広域）の常用代替計器であり、可搬型計測器を接続することで、約1300℃まで計測可能となる。
可搬型バッテリー（炉外核計装盤用、放射線監視盤用）	代替電源による給電ができない場合において、バッテリーの容量に限度があるものの、炉外核計装装置、放射線監視装置の専用電源とすることで、格納容器内高レンジエリアモニタ、炉外中性子束等の重要なパラメータの定期的な傾向監視を行う手段となり得る。
プラント計算機（計算機運転日誌、警報記録）	重大事故等対処設備に要求される耐震性を有していないものの、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段となり得る。

**Ⅳ－４． １６ 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16関係）**

本節では、原子炉制御室について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第26条に基づき追加要求となった、原子炉制御室に原子炉施設外の状況を把握できる設備を有することを確認した。

重大事故等対処施設としては、重大事故が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

**1. 審査の概要**

(1) 第26条第1項第2号は、発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有することを要求している。また、第26条の設置許可基準規則解釈第2項は、

原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

(2) 第59条等は、原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備及び手順等を要求している。第59条等における「運転員がとどまるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性については次の要件を満たすものであること。

イ) -1. 第37条において想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。

イ) -2. 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。

イ) -3. 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。

イ) -4. 判断基準は、運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

ロ) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

ハ) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）への代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等。

申請者は、第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 中央制御室遮蔽による適切な遮蔽、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニットによる室内の適切な空調管理のための設備及び手順等
- ② 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確保するための設備及び手順等
- ③ 運転員等のマスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備

- ④ チェンジングエリア設管用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するためにチェンジングエリアを設ける設備及び手順等
- ⑤ 大容量空冷式発電機からの給電により、中央制御室用の空調及び照明を維持するための設備及び手順等（※<sup>68</sup>）

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、運転員等が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1)、(2)に関する具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第26条としての要求

申請者は、第26条の規定に適合するため、同条第1項第2号の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の周辺状況（海側、山側）を昼夜にわたり把握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とする。
- ② 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、監視カメラ及び気象観測設備等を設置することにより、原子炉制御室から原子炉施設外の状況を昼夜にわたり把握することができる方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### (2) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

---

(※<sup>68</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

申請者は、第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン等の中央制御室空調設備により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等のマスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないようにする。
- b. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確認。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 可搬型照明により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型照明を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

規制委員会は、上記 a. の対応が第59条等要求事項イ)、上記 d. の対応が第59条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファンは、2系統を有し、また1、2号炉共用によって多重性を備える。
- b. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、保管場所を分散させるとともに、故障時のバックアップを含めた数を確保する。
- c. 可搬型照明は中央制御室通常照明に対して多様性を備え、その保管場所を分散させるとともに、故障時のバックアップを含めた数を確保する。
- d. 中央制御室の空調及び照明に対して、代替電源設備から給電ができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)中央制御室遮蔽による遮蔽、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファンによる空調管理に加え、外気を遮断し、中央制御室非常用循環ファン及び中央制御室非常用循環フィルタユニットを介することによる適切な空調管理により居住性を確保で

きること、また、全面マスクの着用及び運転員等の交代を考慮することで運転員等の被ばくによる実効線量の低減を図り、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えない方針であること、b)酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、外気の遮断以降、室内の濃度の確認ができること、c)可搬型照明は、配備されている通常照明に対して多様性を有していること、d)中央制御室の代替電源設備は、大容量空冷式発電機とし、独立した電源供給ラインより給電が可能であることから、外部電源及びディーゼル発電機に対して多様性、独立性を有していること及び異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認した。

なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定し、遮蔽、空調管理、全面マスクの着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で1号炉では約19mSv、2号炉では約14mSvと評価していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から c. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. に掲げる対策が第59条等要求事項イ)-4に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。

- a. 安全注入信号発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気空調系隔離信号の発信が確認された場合には、中央制御室非常用循環ファン等で構成する中央制御室換気空調設備の起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環ファンの起動、中央制御室外気取り入れダンパ及び中央制御室排気ラインの全てのダンパの閉止、事故時外気隔離モードの運転を中央制御室において1名で確認する。
- b. 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードにできない場合には、中央制御室非常用循環系の起動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環系を運転するため、現場でのダンパの開操作を計8名により約45分で実施する。
- c. 重大事故が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合には、運転員等の

内部被ばくを低減するために全面マスクの着用及び運転員事故時勤務体制へ移行する手順に着手する。この手順では、中央制御室にとどまる運転員等が全面マスクを着用する。

- d. 中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードとなった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を1名で実施する。
- e. 中央非常用照明が使用できない場合には、可搬型照明による中央制御室の照明を確保する手順に着手する。この手順は、中央制御室において照明を確保するもので、1名により実施する。
- f. 原子力災害特別措置法第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアの設置を2名により2箇所を約60分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室の適切な空調管理を行うための手順等を整備し、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を実施するとしていること、c) 運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための手順等を整備していること、d) 可搬型照明の保管、配備のための手順等を整備していること、e) 中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備していることを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第59条等要求事項イ)、①d. の対策が第59条等要求事項ロ) に対応するものであること、①a. の対策が第59条等要求事項イ) -4 に適合する設計方針であること、①a. から d. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 中央制御室の照明確保のための設備及び手順等

申請者は、中央制御室内の照明確保のための設備(表Ⅳ-4.16-1参照。)を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、中央非常用照明及び蓄電池内蔵型照明は通常時に使用する設備であり、継続して使用するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ—4. 16—1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
中央非常用照明 蓄電池内蔵型照明	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、中央制御室の照明の代替設備となり得る。

#### **Ⅳ—4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等(第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係)**

本節では、監視測定設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等が、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17項(以下「第60条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

## 1. 審査の概要

- (1) 第31条の設置許可基準規則解釈第5項は、モニタリングポストについて、非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第60条等は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備及び手順等の整備を要求している。第60条等における「原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設備及び手順

ロ) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備の配備

ハ) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設備及び手順

ニ) 代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備及び手順等

ホ) 敷地外でのモニタリングについて、他の機関との適切な連携体制を構築する手順等

ヘ) 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段の検討

申請者は、第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合に可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等

- ② モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合に放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等
- ③ 発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型エリアモニタ又は放射能測定装置により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果を記録するための設備及び手順等
- ④ 気象観測設備が機能喪失した場合に可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等
- ⑤ 代替交流電源設備である大容量空冷式発電機からの給電により、モニタリングステーション及びモニタリングポストでの放射線量の監視、測定を継続するための設備及び手順等（※<sup>69</sup>）
- ⑥ 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従って実施する体制の構築
- ⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、第60条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第60条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

（1）、（2）に関する具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### （1）第31条としての要求

---

（※<sup>69</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV－4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

申請者は、第31条の規定に適合するため、第31条の設置許可基準規則解釈第5項の追加要求規定について、以下の設備を整備している。

- ① モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置を設置し、電源切替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。
- ② 中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線（一部衛星回線を含む。）によって多様性を備えた設計とする。

規制委員会は、申請者による監視測定設備の設計において、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用所内電源に接続するとともに、外部電源喪失時にディーゼル発電機からの電力供給が開始されるまでの間についても無停電電源装置により電力を供給することができる方針としていること、また、これらの伝送系は有線及び無線（一部衛星回線を含む。）によって多様性を有するものとする方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

## （2）第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備している。

- a. モニタリングステーション又はモニタリングポストにより、放射線量を測定し、その結果を記録する。モニタリングステーション及びモニタリングポストを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録。そのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合には、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、放射能測定装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータ及び放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、 $\beta$ 線サーベイメータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）に

において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータ及び放射能測定装置及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- e. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。
- g. 重大事故等による周辺汚染に対しては、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリングステーション又はモニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。

規制委員会は、上記 a. から d. の対策が第 60 条等要求事項イ) 及びロ)、上記 e. の対応が第 60 条等要求事項ハ)、上記 f. の対応が第 60 条等要求事項ホ)、上記 g. の対応が第 60 条等要求事項ヘ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬型モニタリングポストは、モニタリングステーション、モニタリングポストに対して多様性を備えた設計とし、位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- b. 放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ）は、モニタリングカー搭載機器に対して多様性を備えた設計とし、位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- c. 可搬型エリアモニタ及び電離箱サーベイメータは、必要な台数を確保する。
- d. 可搬型気象観測装置については、気象観測設備に対する位置的分散を図るとともに、代替測定に必要な台数を確保する。
- e. 小型船舶は、周辺海域での放射線量等の測定に必要な台数を確保する。
- f. モニタリングステーション又はモニタリングポストに対して、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 可搬型モニタリングポスト、放射能測定装置は、モニタリングステーション、モニタリングポスト及び

モニタリングカー搭載機器に対して、放射性物質の濃度、放射線量の代替測定に必要な台数を確保し、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた数量を確保するとともに、緊急時対策所に保管することで位置的分散を図ること、b)可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータは、必要な台数を確保し、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた数量を確保し、緊急時対策所に保管すること、c)可搬型気象観測装置は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数を確保し、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた数量を確保するとともに、気象観測設備に対して、緊急時対策所に保管することで位置的分散を図ること、d)小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度、放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できるとともに、必要な台数を確保し、故障時のバックアップを加えた台数を確保すること、e)モニタリングステーション及びモニタリングポストは、代替電源設備である大容量空冷式発電機からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から e. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①の方針に従って整備する設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 発電所敷地境界付近の放射線量をモニタリングステーション又はモニタリングポストにより測定し、その結果を記録する。モニタリングステーション及びモニタリングポストでは連続した測定を行う。
- b. 重大事故等が発生した後、モニタリングステーション又はモニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順は、2名で可搬型モニタリングポストを順次5台配置する場合には約2時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- c. 重大事故等が発生した後、モニタリングカーに搭載しているダスト・よう素測定装置等が測定機能を喪失したことを確認した場合には、放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する。この手順では、2名で車両にて移動後、測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約1時間で実施する。

- d. 原子炉格納容器排気筒モニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約1時間で実施する。
- e. 廃棄物処理設備排水モニタの指示値等により放射線量を確認し、放水に放射性物質が含まれているおそれがある場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、3名で測定及び記録を行い、約3時間で実施する。
- f. 原子炉格納容器排気筒モニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約1時間で実施する。
- g. 原子炉格納容器排気筒モニタの指示値等により放射線量を確認し、モニタリングが必要と判断された場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を2名で約2時間で実施し、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を含め2名で1箇所当たり約2時間で実施する。
- h. 原子力災害対策特別措置法第10条事象と判断した場合には、可搬型エリアモニタによる放射線量を測定する手順に着手する。この手順では、2名で順次配置を約2時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- i. 気象観測設備の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置を4名、約3時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- j. 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。
- k. 放射性物質放出のおそれを確認した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手し、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器の養生を実施する。また、バックグラウンド値が通常より高い場合には、設備の除染、土壌の撤去、周辺樹木の伐採等により、バックグラウンド低減対策を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順等を明確化していること、  
b)原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定について

ては、モニタリングステーション又はモニタリングポストによる測定が行われること、また、モニタリングステーション又はモニタリングポストの代替測定として、可搬型モニタリングポストの運搬、機器据え付け、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、c) 空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定について、可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータ、放射能測定装置の運搬、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、d) 海上での放射性物質の濃度及び放射線量の測定について、小型船舶の準備、放射能測定装置の運搬、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、e) 気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定が行われること、また代替測定として、可搬型気象観測装置の運搬、機器据え付け、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、f) 敷地外でのモニタリングについての国、地方公共団体との連携体制を整備していること、g) 周辺汚染により測定ができなくなることを避けるためのバックグラウンド低減対策の手順等を整備していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. から d. の対策が第 60 条等要求事項イ) 及びロ)、①e. の対策が第 60 条等要求事項ハ)、①f. の対策が第 60 条要求事項ホ)、①g. の対策が第 60 条要求事項ヘ) に対応するものであること、①a. から g. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 43 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 60 条等に基づく要求事項に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対応における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等対処のための設備及び手順等の多様性を拡げることにより重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、放射線量等を監視測定するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 放射線量等の測定のための自主的な対策としての設備及び手順

申請者は、放射線量等の測定を行うための設備（表Ⅳ－４．１７－１参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングカーは、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。
- ② モニタリングカーに搭載している測定機器の故障等の場合、Ge $\gamma$  多重波高分析装置、ZnS シンチレーション計数装置及び GM 計数装置による測定に着手する。
- ③ 気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。

## (2) 放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、モニタリングステーション及びモニタリングポストへの交流電源の供給が途絶えた場合の給電のための設備（表Ⅳ－４． 17－1 参照。）を用いた主な設備及び手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングステーション又はモニタリングポストの交流電源が喪失した場合には、専用の非常用発電機及び無停電電源装置が自動起動し給電を開始する。起動状況は中央制御室において確認する。
- ② 大容量空冷式発電機からモニタリングステーション又はモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の非常用発電機及び無停電電源装置から大容量空冷式発電機に自動で切り替わる。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． 17－1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	多様性拡張設備に位置付けた理由
モニタリングカー	通常時より使用しており、重大事故等時に使用できる場合は、測定手段として有効である。
Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ZnS シンチレーション計数装置、GM 計数装置	モニタリングカーに搭載している測定機器の故障に対して、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較し、測定終了までに時間を要するため、重大事故発生後初期には期待できないものの、放射性物質の濃度測定手段となり得る。
気象観測設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全な場合には、風向、風速その他の気象条件の監視、測定及び記録する手段として有効である。
モニタリングス	モニタリングステーション又はモニタリングポストの受電設

<p>ーション及び モニタリングポ スト専用の非常 用発電機及び無 停電電源装置</p>	<p>備の故障等のため、受電ができない場合に対して、モニタリングステーション又はモニタリングポストの機能維持に有効である。</p>
--	---

**IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18関係）**

本節では、緊急時対策所について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第34条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18項（以下「第61条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

本申請では緊急時対策所として、代替緊急時対策所と緊急時対策所（免震重要棟内）を設置するとしている。また、本申請では、初めに緊急時対策所として代替緊急時対策所が整備され、緊急時対策所（免震重要棟内）設置後においては、代替緊急時対策所は、その機能に係る設備も含めて緊急時対策所として使用しないとしている。

本節では、緊急時対策所としての対策、設計方針等がほぼ同一であることから、代替緊急時対策所について記述し、緊急時対策所（免震重要棟内）については代替緊急時対策所と異なる箇所についてのみ記述することとした。

**1. 審査の概要**

(1) 第34条は、一次冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設置することを追加要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に緊急時対策所を整備する方針であることを確認した。

(2) 第61条等は、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員がとどまることができる適切な措置を講じること、②必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること、③発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること、④重大事故等に対処するために必要な数の対策要員を収容できること及びこれらの手順等を整備することを要求している。第61条等における緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等を整備したものとしている。

イ) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。

ロ) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。

ハ) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。

ニ) 緊急時対策所の居住性が確保され、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。

ホ) 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件(※<sup>70</sup>)に適合するものとする。

ヘ) 対策要員の装備(線量計及びマスク等)が配備され、放射線管理が十分できること。

ト) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。

チ) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。

リ) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

また、「重大事故等に対処するために必要な数の対策要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員」に加え、少なくとも原子炉格

(※<sup>70</sup>)

- ・想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ・ブルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
- ・交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- ・判断基準は、対策要員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の対策要員を含むものとする。

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

- ① 代替緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置。緊急時対策所（免震重要棟内）は、免震構造とする。
- ② 代替緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するため位置的分散を確保する。
- ③ 代替電源設備（代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機及び大容量空冷式発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等（※<sup>71</sup>）を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。
- ④ 遮蔽、空気浄化ファン等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等。
- ⑤ 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件に適合するものとする。
- ⑥ 対策要員の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等。
- ⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。
- ⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。
- ⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等。
- ⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等。
- ⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の対策要員を収容するための設備及び手順等。

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

---

（※<sup>71</sup>）代替電源設備のうち、大容量空冷式発電機に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1)、(2)に関する具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第34条としての要求

申請者は、第34条の追加要求規定に適合するため、以下の設備を整備する方針としている。

- ① 原子炉施設に異常が発生した場合に、発電所内の対応と状況の把握等のため、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。
- ② 免震重要棟内に緊急時対策所を設置した後は、代替緊急時対策所の継続使用する一部のものを除き、代替緊急時対策所は廃止する設計とする。

規制委員会は、申請者による緊急時対策所の設計において、原子炉制御室以外の場所に設置する方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

### (2) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

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

- a. 代替電源からの給電。そのために、代替緊急時対策所用発電機を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、緊急時対策所（免震重要棟内）については、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機用燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機用給油ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 代替緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、代替緊急時対策所エリアモニタ、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、緊急時対策所（免震重要棟内）は、同様の目的で、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所（免震重要棟内）の緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊

急時対策所（免震重要棟内）エリアモニタ、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- c. 重大事故等に対処するために必要な数の対策要員の収容。そのために、対策要員の装備（線量計及びマスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに1週間活動するための飲料水、食料等及びチェンジングエリア設置用資機材等を新たに整備する。
- d. 代替緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、SPDS、SPDSデータ表示装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 代替緊急時対策所と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備、及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. 対策が第6 1条等基準要求ハ）、上記 b. の対策が第6 1条基準要求ニ）、上記 c. の対策が第6 1条等基準要求ヘ）、ト）、チ）及びリ）に対応するものであることを確認した。

また、上記 a. 及び b. の対策が第6 1条等のうち①重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員がとどまるための対策、上記 c. の対策が第6 1条等のうち④重大事故等に対処するために必要な数の対策要員を収容するための対策、上記 d. の対策が第6 1条等のうち②重大事故等に対処するために必要な情報を把握するための対策、上記 e. の対策が第6 1条等のうち③発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けることの対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 代替緊急時対策所は、地震力により機能を喪失しないとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置。緊急時対策所（免震重要棟内）は、免震構造とする。
- b. 代替緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。
- c. 代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所に給電するため、多重性を確保する。
- d. 代替緊急時対策所は、居住性を確保し、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替緊急時対策所は、基準地震動に対する地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、緊急時対策所（免震重要棟内）は、基準地震動に対する地震力に対し、免震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、b)代替緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで位置的分散を図ること、c)代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを3台保管することで多重性を確保すること、d)代替緊急時対策所は、建屋と一体となった遮蔽、代替緊急時対策所換気設備（空気浄化ファン、空気浄化フィルタユニット及び加圧設備）及び気密性により、代替緊急時対策所にとどまる対策要員の被ばく線量が実効線量において事故後7日間で100mSvを超えない設計とすることを確認した。

なお、対策要員の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件に入れていない評価を行い、代替緊急時対策所は7日間で34mSv、緊急時対策所（免震重要棟内）は7日間で30mSvであることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から e. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計方針であることを確認した。

よって、規制委員会は、申請者が①a. から e. に従って整備する重大事故等対処設備について、第61条等要求事項イ) からホ) に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を活用した手順等について、主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③-1 代替電源設備からの給電の手順

- a. 全交流動力電源が喪失し、早期の電源回復が不能の場合には、代替緊急時対策所用発電機の起動の手順に着手する。この手順では、代替緊急時対策所用発電機、代替電源交流電源盤の操作を総括班他1名により約10分で実施する。

#### ③-2 居住性を確保するための手順等

- a. 代替緊急時対策所を立ち上げる場合には、代替緊急時対策所空気浄化装置運転の手順に着手する。この手順では、代替緊急時対策所空気浄化装置の操作等を総括班他1名により約20分で実施する。

- b. 可搬型エリアモニタ（加圧判断用）の指示が 30mSv/h 以上又は代替緊急時対策所エリアモニタの指示が 0.5mSv/h 以上となった場合には、代替緊急時対策所空気浄化装置を停止し、代替緊急時対策所加圧設備による代替緊急時対策所内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、代替緊急時対策所排気手動ダンパ、代替緊急時対策所空気浄化ファン給気手動ダンパ及び空気ボンベ流量調整ユニット出口弁等の操作を総括班他 3 名により約 2 分で実施する。
- c. 可搬型エリアモニタ（加圧判断用）及び代替緊急時対策所エリアモニタにて空気吸収線量率等の指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合には、希ガスの放出の収束により、代替緊急時対策所加圧設備による代替緊急時対策所の加圧を停止し、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する手順に着手する。この手順では、代替緊急時対策所加圧設備、代替緊急時対策所空気浄化装置、代替緊急時対策所空気浄化ファン給気手動ダンパ、空気ボンベ流量調整ユニット出口弁、代替緊急時対策所排気手動ダンパの操作を総括班他 3 名により約 2 分で実施する。
- d. プルーム通過中において、代替緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員 49 名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策要員 38 名との合計 87 名と想定している。プルーム放出のおそれがある場合、この対策要員数を目安とし、最大収容可能人数（100 名）の範囲で代替緊急時対策所にとどまる対策要員を判断する。

### ③-3 必要な数の対策要員の収容に係る手順等

- a. 可搬型エリアモニタにて空気吸収線量率等を監視し、プルームの通過及び屋外作業可能なレベルまでの線量率低下を確認した場合には、代替緊急時対策所のチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順は、床面養生、ポリハウス及び各資機材の設置等を計 2 名により約 30 分で実施する。
- b. 代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めて最大 100 名を収容する。このため、対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに 1 週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持・管理する。

③-4 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関わる手順等

- a. SPDS データ表示装置は、代替緊急時対策所立ち上げ時に総括班他 1 名により操作する。
- b. 重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を代替緊急時対策所に配備し、常に最新となるよう維持・管理する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 代替緊急時対策所の居住性を確保するため、代替緊急時対策所換気設備等の空気浄化装置、排気手動ダンパ等の操作手順等を整備していること、c) 代替緊急時対策所用発電機から代替緊急時対策所への給電について、代替緊急時対策所用発電機の起動、代替緊急時対策所発電機へのケーブル接続、代替緊急時対策所発電機への給油等の操作手順等を整備していること、d) 代替緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設置等の手順等を定めていること、e) 対策要員が 7 日間外部からの支援がなくても代替緊急時対策所の機能を維持できる資機材を確保していることなどを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、①a. から e. の対策が基準 6 1 条等要求事項ハ)、ニ)、へ) からリ) 及び情報把握、通信連絡、収容数に関する要求に対応するものであること、①a. から e. に従って整備する重大事故等対処設備が基準 6 1 条等要求事項イ) からホ) に適合する設計方針であること、①a. から e. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 6 1 条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所外との通信連絡を行うための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 発電所外との通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所外との通信連絡を行うための設備（表Ⅳ－４．１８－１参照。）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備、テレビ会議システム（社内）、及び加入電話設備を使用するとしており、その手順は、「Ⅳ－４．１９ 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等」において記載のとおりとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

**表Ⅳ－４．１８－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電力保安通信用電話設備、無線連絡設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。

**Ⅳ－４．１９ 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第３５条、第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９関係）**

本節では、通信連絡設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第３５条第１項及び同条第２項に基づき追加要求となった、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすること、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９項（以下「第６２条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

**１．審査の概要**

- (1) 第35条第1項は、設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすることを追加要求している。また、同条第2項は、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを追加要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第62条等は、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第62条等における「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 通信連絡設備が、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とするための設備及び手順等

ロ) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等

申請者は、第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機又は大容量空冷式発電機及び手順等（※<sup>72</sup>）

② 計測等行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第62条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

- (1)、(2)に関する具体的な審査内容は以下のとおり。

---

(※<sup>72</sup>) 大容量空冷式発電機に関する設備及び手順等については、「IV-1. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）については、「IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等」において整理。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第35条としての要求

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

- ① 本発電所内の通信設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。
- ② 代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）へ事故状態等の把握に必要なデータを転送できる設備として、データ伝送設備を設置する設計とする。
- ③ これらの設備については、非常用所内電源及び無停電電源に接続する設計とする。

また、第35条第2項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備するとしている。

- ① 発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信設備を設置する設計とする。
- ② 緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する設備（以下「データ伝送設備」という。）として、データ伝送設備を設置する設計とする。
- ③ 通信設備及びデータ伝送設備は、有線、無線又は衛星回線による多様性を備えた専用回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。
- ④ これらの設備については、非常用所内電源及び無停電電源に接続する設計とする。

規制委員会は、申請者による設計が、以下の方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

- ① 設計基準事故が発生した場合において、本発電所内の人に必要な指示をするため、共通要因又は従属要因によって同時に機能が損なわれないように多様性を確保した通信連絡設備を設ける。
- ② 本発電所外の必要な場所と通信連絡するため、通信連絡設備及びデータ伝送設備が常時使用できるよう、専用通信回線は、共通要因又は従属要因によって同時に機能が損なわれないように通信方式の多様性を有し、輻輳等による制限を受けることなく使用できる。
- ③ これら通信連絡設備等は非常用所内電源及び無停電電源に接続する。

### (2) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第62条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策と  
そのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 衛星携帯電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続  
する通信連絡設備、SPDS、SPDS データ表示装置等へ給電。そのため、  
代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機  
又は大容量空冷式発電機を重大事故等対処設備として新たに整備す  
る。
- b. 計測等行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのた  
め、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会  
議システム、IP 電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を重大事故等  
対処設備として新たに整備し、衛星携帯電話設備及び携帯型通話設備  
を重大事故等対処設備として位置付けるとともに増設する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第62条等基準要求イ）、上記 b. の対策  
が第62条基準要求ロ）に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以  
下のとおりとしている。

- a. 衛星携帯電話設備（固定型）、無線連絡設備、携帯型通話設備、統  
合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、SPDS 及び SPDS  
データ表示装置は、代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所（免震  
重要棟内）用発電機又は大容量空冷式発電機から給電され、多様性を  
有する。
- b. 衛星携帯電話設備、携帯型通話設備、統合原子力防災ネットワーク  
に接続する通信連絡設備等は多様性を有する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)衛星携帯電話設備（固定型）、  
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等は、代替緊急時対  
策所用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機及び大容量空冷式  
発電機から給電され、これらの電源は、水冷であるディーゼル発電機等に  
対し空冷式であることから、設計基準事故対処設備としての電源に対して  
多様性を有していること、b)衛星携帯電話設備、無線連絡設備、統合原子  
力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、SPDS は、有線系、無線系又  
は衛星系回線による通信方式を備えることで、多様性を有することを確認  
した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. 及び b. に掲げる重大  
事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的  
な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認

した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③-1 代替電源設備からの給電

- a. 全交流動力電源喪失時において、大容量空冷式発電機、代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機等により、衛星携帯電話設備（固定型）、無線連絡設備、携帯型通話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、SPDS、SPDS データ表示装置への給電に着手する。これらのうち大容量空冷式発電機に関する手順は、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計 3 名により、約 15 分で実施する。

#### ③-2 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有

##### a. 発電所内

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を現場と中央制御室との間では携帯型通話設備、現場又は中央制御室と代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）との間では衛星携帯電話設備により共有する手順に着手する。これらのうち携帯型通話設備に関する手順は、携帯型通話設備の中継コード接続、電源及び乾電池残量の確認、連絡等を現場と中央制御室で実施する。

##### b. 発電所外

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）と本店、国、地方公共団体との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認、通信先との接続操作等を代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 衛星携帯電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等は、代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機、大容量空冷式発電機等に接続された所内の電源系統から給電できる手順等を整備すること、c) 炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等は、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備及び統合

原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により発電所内外で共有される手順等を整備することを確認した。

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

以上のとおり、規制委員会は、上記①a. の対策が第6 2条等要求事項イ)、上記①b. の対策が第6 2条等要求事項ロ) に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第4 3条等に従って適切に整備される方針であることから、第6 2条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための多様性拡張設備、手順等を整備するとしている。

#### (1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（IV-4. 18-1 参照。）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備、加入電話設備及びテレビ会議システム（社内）は、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 19-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備、加入電話設備、テレビ会議システム	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。

#### **Ⅳ－５ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 関係）**

重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

- 一 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 手順書の整備
2. 体制の整備
3. 設備及び資機材の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項及び同項の解釈を踏まえて必要な検討を加えた上で策定されており、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関して必要な手順書、体制及び資機材等が適切に整備される方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 に適合しているものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

##### **1. 手順書の整備**

申請者は、大規模損壊が発生した場合の手順書の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が原子炉施設の安全性に与える影響、故意による大型航空機の衝突その他のテロリ

ズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンス（IV-1.1 事故の想定参照。）などを考慮する。

(2) 大規模損壊によって原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備する。

- ① 原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順及び対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。
- ② 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。
- ③ 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、原子炉施設の状況把握が困難な場合及び状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう以下の2つの対応を考慮して手順を整備する。
  - a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。
  - b. 中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。
- ④ 重大事故等防止技術的能力基準2.1項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する。
- ⑤ 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1.2項から1.14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加して整備

する。

規制委員会は、申請者の手順書の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の手順がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた手順書を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

## 2. 体制の整備

申請者は、大規模損壊発生時の体制について、以下のとおりとしている。

### (1) 教育及び訓練

大規模損壊への対応のための緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（協力会社含む）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時を想定し、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

### (2) 体制の整備

- ① 大規模損壊発生時の体制については、通常の緊急時対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるようにするとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提として、以下の基本的な考え方にに基づき整備する。
  - a. 勤務時間外、休日（夜間）においても発電所内又は発電所近傍に事故対応要員 52 名及び専属消防隊 8 名を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。
  - b. 勤務時間外、休日（夜間）における常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。
  - c. 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮する。
  - d. 建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員に、発電所対策本部での役務を割り当てる等の柔軟な対応をとる。
  - e. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの召集に時間を要

する場合も想定し、発電所構内の最低要員数により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

- f. プルーム放出時には、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は、発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として発電所へ再度非常召集する。
- ② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び緊急時対策本部要員等が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外にも代替可能なスペースも状況に応じて活用する。
- ③ 大規模損壊発生時における発電所外部から支援体制として、本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。また、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカ及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を構築する。

規制委員会は、申請者の体制の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

### 3. 設備及び資機材の整備

申請者は、大規模損壊発生時に必要な設備及び資機材の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、以下の事項を考慮して整備する。
  - ① 共通要因による同等の機能を有する設備の損傷の防止  
可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。
  - ② 共通要因による複数の可搬型設備の損傷の防止  
同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して、複数箇所に分散して配置する。
- (2) 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材は、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、以下のとおり配備するとしている。また、大規模

損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に配備する。

- ① 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材、小型放水砲等を配備する。
- ② 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。
- ③ 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備する。また、消火活動専用の通信連絡設備を配備する。

規制委員会は、申請者の設備及び資機材の整備の計画が、共通要因により同時に機能喪失しないよう十分な配慮を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた設備及び資機材の整備を行う方針としていることから、適切なものと判断した。

## **V 審査結果**

九州電力株式会社が提出した「川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設の変更）」（平成25年7月8日申請、平成26年4月30日、同年6月24日及び同年9月4日補正）を審査した結果、当該申請は、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係るものに限る。）、第3号及び第4号に適合しているものと認められる。

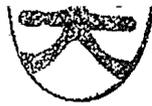
## 略語等

本審査書で用いられる主な略語等は以下のとおり

略語等	名称又は説明
安全重要度分類指針	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
安全評価指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
溢水ガイド	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
解釈別記 1	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 1
解釈別記 2	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 2
解釈別記 3	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 3
外部火災ガイド	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
格納容器破損モード	格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの
火災防護基準	実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド
機器条件	重大事故等対処設備の機器条件
技術的能力指針	原子力事業者の技術的能力に関する審査指針
規制委員会	原子力規制委員会
原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
事故シーケンスグループ	炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの
事故条件	評価上想定する事故の条件
地震ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド
地盤ガイド	基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
重大事故等防止技術的能力基準	実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
重要事故シーケンス	各事故シーケンスグループにおいて事象進展や対策の

	実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
申請者	九州電力株式会社
設置許可基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
設置許可基準規則解釈	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
操作条件	重大事故等対処設備の操作条件
大規模損壊	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊
竜巻ガイド	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
地質ガイド	敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド
津波ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
停止中評価ガイド	実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
内部火災ガイド	原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
被ばく評価ガイド	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド
評価事故シーケンス	各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
保安規定	川内原子力発電所原子炉施設保安規定
本申請	川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設の変更）（平成25年7月8日申請、平成26年4月30日、同年6月24日及び同年9月4日補正）
本発電所	川内原子力発電所
有効性評価ガイド	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
AED	大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、熔融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
AEI	大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さ

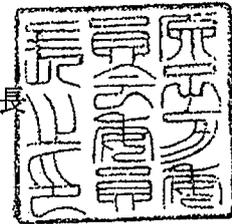
	らに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われるが、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
AEW	大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却は出来るが、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
ATWS	運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された（必要とされた）にもかかわらず、原子炉安全保護系（あるいは停止系）の故障等により原子炉が緊急停止しない事象
BWR	沸騰水型原子炉
DCH	格納容器雰囲気直接加熱
ECCS	非常用炉心冷却装置
EL.	標高
ERSS	緊急時対策支援システム
FCI	溶融燃料－冷却材相互作用
LOCA	冷却材喪失事故
MCCI	溶融炉心コンクリート相互作用
PAR	静的触媒式水素再結合装置
PCT	燃料被覆管最高温度
PDS	プラント損傷状態
PRA	確率論的リスク評価
PWR	加圧水型原子炉
RCP	原子炉冷却材ポンプ
SFP 評価ガイド	実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
SPDS	緊急時運転パラメータ伝送システム
TED	過渡事象が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
VEI	火山爆発度指数



府政科技第668号  
平成26年8月5日

原子力規制委員会 殿

原子力委員会  
委員長



九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可  
(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)について

平成26年7月16日付け原規規発第1407163号をもって意見照会の  
あった標記の件に係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律  
(以下、「法」という。)第43条の3の8第2項において準用する法第43条  
の3の6第1項第1号に規定する許可の基準の適用については、別紙のとおり  
である。

(別紙)

九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設の変更）に関する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第1号に規定する許可の基準の適用について

本件申請については、

- ・ 発電用原子炉の使用の目的（商業発電用）を変更するものではないこと
- ・ 使用済燃料については、法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とすることとし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するという方針であること
- ・ 海外において再処理を行う場合は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者に委託する、これによって得られるプルトニウムは国内に持ち帰る、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けるという方針に変更はないこと

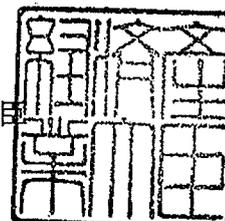
から、発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められるとする原子力規制委員会の判断は妥当である。

経 済 産 業 省

20140716資第23号  
平成26年8月11日

原子力規制委員会 殿

経済産業大臣



九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉の設置変更  
許可（1号及び2号発電用原子炉施設の変更）に関する意見の聴  
取について（回答）

平成26年7月16日付け原規規発第1407163号により意見照会のあ  
った標記の件については、許可することに異存はない。

経済産業省としては、九州電力株式会社川内原子力発電所について、新規制  
基準に適合すると認められた場合、平成26年4月11日に閣議決定された「  
エネルギー基本計画」の方針に従って、再稼働を進め、その際、立地自治体等  
関係者の理解と協力を得るよう取り組むこととしており、貴委員会や関係府省  
とともに、適切に対応していく所存である。

(案)

番 号  
年 月 日

九州電力株式会社  
代表取締役社長 瓜生 道明 宛て

原子力規制委員会

川内原子力発電所の発電用原子炉の設置変更（1号及び2号発電用  
原子炉施設の変更）について

平成25年7月8日付け発本原第86号（平成26年4月30日付け発本原  
第24号、平成26年6月24日付け発本原第50号及び平成26年9月4日  
付け発本原第87号をもって一部補正）をもって、申請のあった上記の件につ  
いては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3  
の8第1項の規定に基づき、許可します。

# (修正案)

## 九州電力株式会社川内原子力発電所の 発電用原子炉設置変更許可申請書

### (1号及び2号発電用原子炉施設の変更) に関する審査書

(原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号  
(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)

平成26年9月10日

原子力規制委員会



## 目次

I	はじめに	1
II	発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	7
III	設計基準対象施設	13
III-1	地震による損傷の防止（第4条関係）	13
III-1.1	基準地震動	13
III-1.2	周辺斜面	21
III-1.3	耐震設計方針	21
III-2	設計基準対象施設の地盤（第3条関係）	30
III-3	津波による損傷の防止（第5条関係）	32
III-3.1	基準津波	33
III-3.2	耐津波設計方針	37
III-4	外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）	53
III-4.1	外部事象の抽出	54
III-4.2	外部事象に対する設計方針	55
III-4.2.1	竜巻に対する設計方針	56
III-4.2.2	火山の影響に対する設計方針	61
III-4.2.3	外部火災（ <del>森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス</del> ）に対する設計方針	69
III-4.2.4	その他自然現象に対する設計方針	77
III-4.2.5	その他人為事象に対する設計方針	79
III-4.3	自然現象の組合せ	80
III-4.4	大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮	81
III-5	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）	82
III-6	火災による損傷の防止（第8条関係）	82
III-7	溢水による損傷の防止等（第9条関係）	93
III-8	誤操作の防止（第10条関係）	100
III-9	安全避難通路等（第11条関係）	101
III-10	安全施設（第12条関係）	102
III-11	全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）	105
III-12	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）	105

Ⅲ－１３	原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）	107
Ⅲ－１４	安全保護回路（第２４条関係）	108
Ⅲ－１５	保安電源設備（第３３条関係）	109
Ⅳ	重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力	113
Ⅳ－１	重大事故等の拡大の防止等（第３７条関係）	115
Ⅳ－１．１	事故の想定	115
Ⅳ－１．２	有効性評価の結果	127
Ⅳ－１．２．１	炉心損傷防止対策	127
Ⅳ－１．２．１．１	２次冷却系からの除熱機能喪失	127
Ⅳ－１．２．１．２	全交流動力電源喪失	132
Ⅳ－１．２．１．３	原子炉補機冷却機能喪失	140
Ⅳ－１．２．１．４	原子炉格納容器の除熱機能喪失	142
Ⅳ－１．２．１．５	原子炉停止機能喪失	148
Ⅳ－１．２．１．６	ECCS 注水機能喪失	154
Ⅳ－１．２．１．７	ECCS 再循環機能喪失	158
Ⅳ－１．２．１．８	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA, 蒸気発生器伝熱管破損）	163
Ⅳ－１．２．２	格納容器破損防止対策	170
Ⅳ－１．２．２．１	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）	172
Ⅳ－１．２．２．２	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）	179
Ⅳ－１．２．２．３	高温熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	185
Ⅳ－１．２．２．４	原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	191
Ⅳ－１．２．２．５	水素燃焼	195
Ⅳ－１．２．２．６	熔融炉心・コンクリート相互作用	201
Ⅳ－１．２．３	使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策	206
Ⅳ－１．２．３．１	想定事故 1	206
Ⅳ－１．２．３．２	想定事故 2	210
Ⅳ－１．２．４	停止中の原子炉の燃料損傷防止対策	214
Ⅳ－１．２．４．１	崩壊熱除去機能喪失	214
Ⅳ－１．２．４．２	全交流動力電源喪失	219
Ⅳ－１．２．４．３	原子炉冷却材の流出	224
Ⅳ－１．２．４．４	反応度の誤投入	229
Ⅳ－１．２．５	有効性評価に用いた解析コード	233
Ⅳ－２	重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等 防止技術的能力基準 1.0 関係）	249

IV-3	重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）	256
IV-3.1	重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）	256
IV-3.2	地震による損傷の防止（第39条関係）	258
IV-3.3	津波による損傷の防止（第40条関係）	262
IV-3.4	火災による損傷の防止（第41条関係）	262
IV-3.5	重大事故等対処設備（第43条関係）	263
IV-4	重大事故等対処設備及び手順等	267
IV-4.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1関係）	268
IV-4.2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.2関係）	274
IV-4.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3関係）	281
IV-4.4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4関係）	291
IV-4.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）	302
IV-4.6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6関係）	309
IV-4.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係）	317
IV-4.8	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備及び手順等（第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8関係）	324
IV-4.9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9関係）	333
IV-4.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1.10関係）	339
IV-4.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1.11関係）	344
IV-4.12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12関係）	351
IV-4.13	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第56	

	条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 3 関係) .....	357
IV-4. 1 4	電源設備及び電源の確保に関する手順等 (第 5 7 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 4 関係) .....	369
IV-4. 1 5	計装設備及びその手順等 (第 5 8 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 5 関係) .....	376
IV-4. 1 6	原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等 (第 2 6 条、第 5 9 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 6 関係) .....	384
IV-4. 1 7	監視測定設備及び監視測定等に関する手順等 (第 3 1 条、第 6 0 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 7 関係) .....	391
IV-4. 1 8	緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等 (第 3 4 条、第 6 1 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 8 関係) .....	399
IV-4. 1 9	通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等 (第 3 5 条、第 6 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 9 関係) .....	408
IV-5	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応 (重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 関係) .....	413
V	審査結果.....	419
	略語等.....	420

本目次のページ番号は、本審査書（修正案）（7月17日意見募集版からの変更見え消し）のものである。

## I はじめに

### 1. 本審査書の位置付け

本審査書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第43条の3の8第1項に基づいて、九州電力株式会社(以下「申請者」という。)が原子力規制委員会(以下「規制委員会」という。)に提出した「川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)」(平成25年7月8日申請、平成26年4月30日及び、同年6月24日及び同年9月4日補正)(以下「本申請」という。)の内容が、

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

に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

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

### 2. 判断基準及び審査方針

本審査では、以下の基準等に適合しているかどうかを確認した。

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

(3) 同条同項第4号の規定に関する審査においては、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「設置許可基準規則解釈」という。）

同条同項第4号の規定に関する審査においては、設置許可基準規則解釈において規定される、実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火災防護基準」という。）に適合しているかどうかについても確認した。

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

- (1) 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第13061910号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火山ガイド」という。）
- (2) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第13061911号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「竜巻ガイド」という。）
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第13061912号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「外部火災ガイド」という。）
- (4) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（原規技発第13061913号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「溢水ガイド」という。）
- (5) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第13061914号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「内部火災ガイド」という。）
- (6) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061915号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「有効性評価ガイド」という。）
- (7) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061916号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「SFP評価ガイド」という。）
- (8) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061917号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「停止中評価ガイド」という。）

- (9) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（原規技発第 13061918 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「被ばく評価ガイド」という。）
- (10) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発第 1306191 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地質ガイド」という。）
- (11) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306192 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地震ガイド」という。）
- (12) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「津波ガイド」という。）
- (13) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第 1306194 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）。以下「地盤ガイド」という。）

### 3. 本審査書の構成

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

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

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

「Ⅴ 審査結果」には、規制委員会としての結論を示した。

なお、同一施設であって、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の双方の機能を有するもののうち、原子炉制御室等、監視設備、緊急時対策所及び通信連絡設備に関する審査内容については、「Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」において、設計基準対象施設としての基準適合性に関する審査内容と併せて示した。

また、1号炉と2号炉の審査内容が共通する場合には、号炉ごとではなく、まとめて記載した。

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

本審査書で用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

~~（参考）本審査書で用いられる主な略語等は以下のとおり~~

略語等	名称又は説明
安全重要度分類指針	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
安全評価指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
溢水ガイド	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
解釈別記1	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記1
解釈別記2	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記2
解釈別記3	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記3
外部火災ガイド	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
格納容器破損モード	格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの
火災防護基準	実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド
機器条件	重大事故等対処設備の機器条件
技術的能力指針	原子力事業者の技術的能力に関する審査指針
規制委員会	原子力規制委員会
原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
事故シーケンスグループ	炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの
事故条件	評価上想定する事故の条件
地震ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド

地盤ガイド	基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
重大事故等防止技術的能力基準	実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
重要事故シナシス	各事故シナシスグループにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シナシス
申請者	九州電力株式会社
設置許可基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
設置許可基準規則解釈	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
操作条件	重大事故等対処設備の操作条件
大規模損壊	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊
竜巻ガイド	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
地質ガイド	敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド
津波ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
停止中評価ガイド	実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
内部火災ガイド	原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
被ばく評価ガイド	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド
評価事故シナシス	各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シナシス
保安規定	川内原子力発電所原子炉施設保安規定
本申請	川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)(平成25年7月8日申請、平成26年4月30日及び同年6月24日補正)
本発電所	川内原子力発電所
有効性評価ガイド	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

ATWS	運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された（必要とされた）にもかかわらず、原子炉安全保護系（あるいは停止系）の故障等により原子炉が緊急停止しない事象
BWR	沸騰水型原子炉
DCH	格納容器雰囲気直接加熱
ECCS	非常用炉心冷却装置
EL-	標高
ERSS	緊急時対策支援システム
FCI	溶融燃料—冷却材相互作用
LOCA	冷却材喪失事故
MCCI	溶融炉心コンクリート相互作用
PAR	静的触媒式水素再結合装置
PCT	燃料被覆管最高温度
PDS	プラント損傷状態
PRA	確率論的リスク評価
PWR	加圧水型原子炉
RCP	原子炉冷却材ポンプ
SFP 評価ガイド	実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
SPDS	緊急時運転パラメータ伝送システム
VEI	火山爆発度指数

## II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係る部分に限る。)は、発電用原子炉設置者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力があることを、同項第3号は、発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることを要求している。

このうち、本章においては、原子炉を設置するために必要な技術的能力及び原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力についての審査結果を記載する。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力についての審査結果は、IV-2、IV-4及びIV-5で記載する。

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

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

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### 1. 組織

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 設計及び工事並びに運転及び保守の業務は、川内原子力発電所原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)で定めた業務所掌に基づき実施する。
- (2) 設計及び工事の業務は、本店発電本部の各担当部門及び技術本部の土木建築部門(以下「原子力関連部門」という。)並びに本発電所の担当課

それぞれにおいて実施する。なお、設計及び工事の業務のうち、現地における管理は本発電所の担当課において実施する。

- (3) 運転及び保守の業務は、本発電所の担当課において実施する。なお、自然災害及び重大事故等の非常事態に際しては、本発電所に設置する原子力防災組織により、運転及び保守の業務を実施する。なお、この組織は、本店に設置する原子力防災組織とも連携する。
- (4) 保安規定等の法令上の手続きを要するものについては、本店の原子力発電安全委員会において審議し、本発電所で使用する手順については、本発電所の川内原子力発電所安全運営委員会において審議する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守の業務を実施する原子力関連部門及び本発電所の担当課並びに原子力発電安全委員会及び川内原子力発電所安全運営委員会については、本店と本発電所の役割分担を明確化するとしており、更に自然災害及び重大事故等の非常事態に対応するための組織として、原子力防災組織を設置し、対応するとしていることなど、申請者の組織の構築については適切なものであることを確認した。

## 2. 技術者の確保

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

申請者は、以下のとおりとしている。

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

規制委員会は、原子力関連部門及び本発電所における、技術者数の推移、採用実績及び訓練実績により、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な技術者

及び有資格者である技術者を確保していること、及び、今後とも計画的かつ継続的に採用、教育及び訓練を実施するとしていることなど、申請者の技術者の確保については適切なものであることを確認した。

### 3. 経験

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 本発電所 2 基及び玄海原子力発電所 4 基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験に加えて、約 40 年にわたる運転及び保守の経験を有する。
- (2) また、アクシデントマネジメント対策である代替再循環、代替補機冷却、格納容器自然対流冷却及び格納容器内注水を可能とするための設備改造を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である大容量空冷式発電機、高圧発電機車、仮設ポンプ等の配備を通じた設計及び工事並びに運転及び保守の経験を有する。
- (3) さらに、国内外への関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する。

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

### 4. 品質保証活動体制

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 社内の体制
  - ① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成する活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含め

た品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づいて品質マニュアルを定める。

- ② 本店各部門及び本発電所並びに監査部門である本店の原子力・保安監査部においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める。
- ③ 社長は、品質マニュアルに基づく方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する。また、実施部門の管理責任者である発電本部長の下、本店各部長及び発電所長は、同方針に基づき各部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善する。
- ④ 監査部門の管理責任者である原子力・保安監査部長は、原子力関連部門の各部長及び発電所長とは独立した立場で監査を実施する。
- ⑤ 社長は、管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行う。
- ⑥ さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、組織全体に共通する活動については本店の原子力品質保証委員会において審議し、一方、本発電所において実施する活動は川内原子力発電所品質保証委員会において審議し、それぞれの審議結果を業務へ反映する。

## （２）設計及び工事並びに運転及び保守の品質保証活動

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

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守の業務における品質保証活

動については、品質マニュアルを定めた上で、その品質マニュアル等の下で調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、評価、改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築していることなど、申請者の品質保証活動体制の構築については適切なものであることを確認した。

## 5. 技術者に対する教育・訓練

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

申請者は、以下のとおりとしている。

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

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

## 6. 原子炉主任技術者等の選任・配置

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

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者の免状を有し、実務経験を有する者から、原子炉ごとに選任する。
- (2) 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うこととし、原子炉施設の運転に関して必要な指示ができるよう、職務の独立性が確保された原子炉保安監理担当として配置する。

- (3) 原子炉主任技術者の代行者は、原子炉主任技術者の要件を有する課長以上の職位の者から選任する。
- (4) 運転責任者は、規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、当直の責任者である当直課長の職位として配置する。

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

### **Ⅲ 設計基準対象施設**

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

#### **Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）**

第４条は、設計基準対象施設が耐震重要度に応じた地震力に十分に耐えることができる設計とすることを、また、基準地震動による地震力及び基準地震動によって生じるおそれがある斜面の崩壊に対して耐震重要施設の安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

##### **Ⅲ－１．１ 基準地震動**

- １．地盤モデル
- ２．震源を特定して策定する地震動
- ３．震源を特定せず策定する地震動
- ４．基準地震動の策定

##### **Ⅲ－１．２ 周辺斜面**

##### **Ⅲ－１．３ 耐震設計方針**

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

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **Ⅲ－１．１ 基準地震動**

設置許可基準規則解釈別記２（以下「解釈別記２」という。）は、施設の耐震設計に用いる基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が行った地震動評価について審査した結果、本申請における基準地震動は、各種の不確かさを考慮して適切に策定していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

## 1. 地盤モデル

### (1) 解放基盤表面の設定

解釈別記2は、基準地震動を設定する解放基盤表面は、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度が概ね700m/s以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないことを要求している。

申請者は、本発電所敷地周辺の地質・地質構造に関する調査結果及びその評価について以下のように評価を示している。

- ① 地質調査及び弾性波探査の結果、1号炉周辺ではP波速度が約3.2km/s、S波速度が約1.5km/s、2号炉周辺ではP波速度が約4.0km/s、S波速度が約1.8km/sの岩盤が相当の広範囲にわたり基盤を構成していることが確認されており、解放基盤表面を当該岩盤中の原子炉格納施設基礎設置位置の標高（以下「EL.」という。）-18.5mに設定している。

規制委員会は、申請者が設定している解放基盤表面は必要な特徴を有し、要求されるせん断波速度を持つ硬質地盤であることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### (2) 敷地地盤の地下構造

解釈別記2は、敷地及び敷地周辺の地下構造が地震波の伝播特性に与える影響を検討評価するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置、形状及び岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価することを要求している。

申請者は、敷地及び敷地周辺における地質調査、地震観測記録の分析等について、以下のように評価を示した。

- ① 地質調査の結果、敷地近傍の地質は、ジュラ紀～白亜紀の秩父層群を基盤とし、敷地付近で地表付近に露出し、当該層群を新第三紀の北薩火山岩類等が不整合関係で厚く覆っている。
- ② 高重力異常域の分布範囲から、敷地周辺の秩父層群等からなる基盤は、相当な広がりを持って分布することが推定される。
- ③ 敷地地盤で得られている地震観測記録（M2.5～M7.1）のうち、M5.0以上

の地震により敷地地盤（EL. 11. 0m）で得られた地震観測記録の応答スペクトルと Noda et al.（2002）による標準的な応答スペクトルの比を、到来方向別に算定し、比較検討した結果、特異な増幅傾向はどの方向にも認められない。

- ④ 地震波速度構造に関して、原子炉建屋直下の解放基盤表面 EL. -18. 5m から EL. -28. 5m までのごく浅部は試掘坑弾性波試験結果により、EL. -28. 5m から EL. -118. 5m までは鉛直アレイ地震観測結果及び微動アレイ観測結果による平均的な速度構造により値を設定している。また、EL. -118. 5m から EL. -1018. 5m までは長周期帯における理論的方法による地震動評価に観測事実から得られた平均的な地下構造特性を反映させるため、微動アレイの結果を基に地下構造モデルを設定している。さらに、深部については、宮腰ほか（2004）及び[地震調査研究推進本部](#)地震調査委員会（2003）により設定している。
- ⑤ 当該地下構造モデルを基に、レイリー波の理論位相速度を算出した結果、微動アレイ探査から得られた観測位相速度と概ね一致している。
- ⑥ 当該地下構造モデルから算出した伝達関数が、鉛直アレイ地震観測記録の伝達関数及び地震観測記録から同定された地下構造による理論伝達関数とほぼ整合している。
- ⑦ 本発電所の経験的サイト増幅特性は、独立行政法人防災科学技術研究所の強震観測網（K-NET、KiK-net）による敷地周辺の観測点及び敷地近傍の観測点の経験的サイト増幅特性と比較して、顕著な増幅傾向は認められない。
- ⑧ 1号炉及び2号炉建屋基礎上端の地震観測記録において、プラント間の振動特性に顕著な差異が認められない。

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

## 2. 震源を特定して策定する地震動

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

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

### (1) 将来活動する可能性のある断層等

解釈別記2は、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形及び地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求している。申請者は、調査の結果及びその評価を以下のように示した。

- ① 文献調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査の結果から敷地周辺において認定された以下の活断層のうち、五反田川断層、F-A断層、F-B断層及びF-C断層が、敷地からの距離及び断層の長さから敷地への影響が相対的に大きいと想定する。

五反田川断層、辻の堂断層、笠山周辺断層群-水俣南断層群、長島西断層・長島断層群、出水断層系、F-A断層、F-B断層、F-C断層、F-D断層、F-E断層、F-F断層、人吉盆地南縁断層、布田川・日奈久断層帯、緑川断層帯、甕島北方断層、甕島西方断層、長崎海脚断層、男女海盆北方断層、男女海盆断層

- ② 後期更新世(約12~13万年前)の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合は、中期更新世以降(約40万年前以降)まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性、長さ及び地下の断層面形状を適切に評価する。
- ③ 敷地北部から瀬戸野付近にかけて確認されているG-1断層については、深部で緩傾斜又は水平になる円弧状の断層形態を示しており、平面形態も西側に開いた円弧状を示しており、当該断層を覆う後期更新世以前の礫層基底面に変位が認められないことを踏まえ、将来活動する可能性のある断層等でないと評価する。
- ④ 既存の文献である「鹿児島県久見崎の古生層・中生層」(九大教養地学研報 No. 17)(橋本ほか(1972))等が指摘した川内川河口付近の推定断層については、断層による変位又は変形は認められないことを踏まえ、将来活動する可能性のある断層等でないと評価するしない。

規制委員会は、審査の過程において、申請者が行った本発電所周辺の将来活動する可能性のある断層等の調査について、十分に適切な判断ができるよう申請者に対して調査情報の充実等を求めた。申請者は、断層等の調査情報を拡充し、より詳細な調査情報に基づく評価を実施した。

規制委員会は、これらの調査及びその結果の評価が、調査地域の地形・地質

条件に応じ適切な手法、範囲及び密度で行われ、活断層の位置、形状、活動性等を明らかにしており、それらの結果を総合的に検討していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

## (2) 検討用地震の選定

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

申請者は、検討用地震の選定について以下のように示した。

- ① 内陸地殻内地震については、将来活動する可能性のある断層等のうち、想定されるマグニチュード（以下「M」という。）、震央距離及び震度の関係から、敷地において建物等に被害が発生するとされている震度5弱程度以上と推定されるものについて、Noda et al. (2002) による応答スペクトルの比較により、敷地に特に大きな影響を及ぼすと想定される以下の地震を、検討用地震として選定している。それに加え、将来活動する可能性のある断層等よりも断層長さが長く評価されている地震調査研究推進本部地震調査委員会による長期評価を反映して、震源断層を想定している。
  - a. 市来断層帯市来区間（五反田川断層に対応）による地震
  - b. 甕断層帯甕区間（F-A断層、F-B断層に対応）による地震
  - c. 市来断層帯甕海峡中央区間（F-C断層に対応）による地震
- ② 複数の活断層の離隔距離、走向及び傾斜、微小地震分布並びに重力異常の観点から、それらの活断層の連動可能性について検討を行っている。
- ③ プレート間地震及び海洋プレート内地震については、それぞれ最大規模のもの発生位置が敷地から十分に離れており、敷地に大きな影響を与える地震でないと考えられ、検討用地震として選定しない。
- ④ その他の地震として、1914年桜島地震があるが、Noda et al. (2002) による応答スペクトルの比較により、上記の検討用地震よりも敷地に与える影響は小さいと考えられ、選定しない。

規制委員会は、審査の過程において、申請者による将来活動する可能性のある断層等の評価よりも断層長さが長く評価されている地震調査研究推進本部地震調査委員会（2013）による長期評価を反映させること、F-A断層の評価について海上音波探査の結果から北東側に延長させることなどを求めた。申請

者がこれらを反映した検討用地震の選定に係る評価は、活断層の性質や地震発生状況を精査し、既往の研究成果等を総合的に検討することにより検討用地震を複数選定していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### (3) 地震動評価

解釈別記2は、「震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに不確かさを考慮して「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に基づき、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することを要求している。また、地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮することを要求している。

申請者は、地震動評価に際して行ったパラメータ設定、解析等の内容について以下のように評価を示している。

- ① 地震発生層の設定に当たっては、1997年鹿児島県北西部地震に着目し、各種機関による余震分布の分析、気象庁一元化震源を参考にし、上端深さ2km、下端深さ15kmとしている。
- ② 応答スペクトルに基づく地震動評価の手法は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを予測することができ、震源の広がり、地震観測記録を用いて諸特性を考慮することができる方法であるNoda et al. (2002)に基づく方法を採用する。
- ③ 断層モデルを用いた手法による地震動評価は、敷地における九州西側海域の地震(1984年8月15日、M5.5)の観測記録を要素地震として適切なものと評価した上で、1997年鹿児島県北西部地震に着目し、「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)」よりも保守的な震源特性パラメータを設定し、経験的グリーン関数法並びに長周期帯に理論的手法を適用したハイブリッド合成法を用いた手法に基づき評価している。
- ④ 応答スペクトルに基づく地震動の評価について、評価結果に保守性を持たせるため、Noda et al. (2002)による内陸地殻内地震の補正係数及び観測記録による補正係数を適用していない。
- ⑤ 震源特性パラメータのうち、断層長さ及び震源断層の広がり、断層傾斜角、応力降下量、アスペリティの位置及び破壊開始点については、不確かさを考慮すべきものとして、認識論的不確かさと偶然的な不確かさに大別し、前者の不確かさについては、それぞれ独立して考慮し、後者の不確かさとは重畳させて考慮している。

規制委員会は、申請者が行った本発電所の耐震設計において考慮すべき「震源を特定して策定する地震動」について、各種の不確かさを考慮しつつ適切な方法で立地地点の諸特性を十分に考慮して策定していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### 3. 震源を特定せず策定する地震動

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

申請者は、地震ガイドに例示する収集対象となる内陸地殻内地震を考慮する必要性に係る検証内容について以下のように示している。

- (1) 地震規模がモーメントマグニチュード（以下「 $M_w$ 」という。）6.5以上の地震については2008年岩手・宮城内陸地震と2000年鳥取県西部地震を検討対象としている。
- (2) 2008年岩手・宮城内陸地震については、当該地震震源域周辺はひずみ集中帯で、逆断層を主体とする地域であり、新生代新第三紀以降の火山岩類及び堆積岩類が厚く複雑に堆積し、顕著な褶曲又は撓曲構造が発達しており、正断層を主体とし、新生代新第三紀以降の火山岩類が薄く、概ね成層している本発電所周辺とは、地質学的かつ地震学的背景が異なるとして、観測記録収集対象の地震としていない。
- (3) 2000年鳥取県西部地震については、当該地震震源域周辺が横ずれ断層を主体とする地域であり、中生代白亜紀～新生代古第三紀の花こう岩類が広く分布しており、正断層を主体とし、中生代ジュラ紀～白亜紀の堆積岩類等を基盤とし、新生代新第三紀以降の火山岩類が覆っている本発電所周辺とは、地質学的かつ地震学的背景が異なるとして、観測記録収集対象の地震としていない。
- (4) また、 $M_w$ 6.5未満の地震については、収集した観測記録を、司・翠川(1999)による距離減衰式及び加藤ほか(2004)の地震動レベルと対比させ、その結果から、敷地に及ぼす影響が大きいものとして、5地震(2004年北海道留萌支庁南部地震、2011年和歌山県北部地震、2011年茨城県北部地震、2011年長野県北部地震、2013年栃木県北部地震)が抽出されている。このうち、2004年北海道留萌支庁南部地震については、ボーリング調査等による精度の高い地盤情報を元に信頼性の高い解放基盤波が得られ、これに一定の余裕を持たせた地震動を設定している。

規制委員会は、審査の過程において、地震ガイドに震源を特定せず策定する地震動の評価において収集対象となる内陸地殻内の地震の例として示しているすべての地震について観測記録等を収集し、検討することを求めた。さらに、このうち 2004 年北海道留萌支庁南部地震については、その地震観測記録について、既往の知見である微動探査等に基づく地盤モデルによるはぎとり解析のみならず、適切な地質調査データに基づく地盤モデルによるはぎとり解析等を求めた。申請者がこれらを反映した本発電所の耐震設計において考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」の評価については、過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を精査し、各種の不確かさ及び敷地の地盤物性を考慮して策定していることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

#### 4. 基準地震動の策定

申請者は、施設の耐震設計に用いる基準地震動として、以下の(1)及び(2)に示すような基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 を策定した。

- (1) 基準地震動 Ss-1 検討用地震の応答スペクトルを包絡して設定した地震動  
(最大加速度：540cm/s<sup>2</sup>)
- (2) 基準地震動 Ss-2 「震源を特定せず策定する地震動」として、2004 年北海道留萌支庁南部地震における K-NET 港町観測点の解放基盤波に余裕を持たせた地震動 (最大加速度：620cm/s<sup>2</sup>)

規制委員会は、これらについて、「1. 地盤モデル」で示した地盤モデルの設定に基づいて、「2. 震源を特定して策定する地震動」及び「3. 震源を特定せず策定する地震動」において導き出された地震動を、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定していること、並びに最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地震学及び地震工学的見地から想定していることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の各々の年超過確率を  $10^{-4}$ ～ $10^{-5}$  程度としている。

また、申請者は、常設重大事故緩和設備である緊急時対策所を有する免震重要棟の周波数特性に着目し、基準地震動 Ss-L を策定しており、Ss-L については、「IV-3 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項(第 38 条～第 41 条及び第 43 条関係)」に示す。

### **Ⅲ－１．２ 周辺斜面**

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

申請者は、以下のとおり、耐震重要施設の周辺斜面について評価している。

1. 評価対象とする斜面は、斜面崩壊に伴う土砂の到達想定距離と対象施設との離間距離の観点から、選定している。
2. すべり安全率の評価は、地形及び地質・地質構造の観点から、評価対象断面を選定し、有限要素法による動的解析により行っている。
3. 動的解析は、周波数応答解析法を用いた等価線形解析により、基準地震動に基づき作成した水平地震動及び鉛直地震動の同時加振による応答を考慮している。
4. 動的解析に用いる入力値については、地盤パラメータを各種の調査の結果から総合的に判断して設定しており、岩盤及び断層内物質の強度特性のばらつきを考慮している。また、入力地震動の位相の反転についても考慮している。
5. 動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、1.2以上である。

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

### **Ⅲ－１．３ 耐震設計方針**

#### **1. 耐震重要度分類の方針**

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

申請者は、以下のとおり、耐震重要度分類を設定する方針としている。

#### **(1) 施設の種類**

設計基準対象施設について、耐震重要度に応じて、重要な安全機能を有する施設（地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設を含む）をSクラス、これと比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さいものをBクラス、これら以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設をCクラスに分類する。

#### **(2) 設備の区分**

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

### (3) 検討用地震動の設定

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

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

## 2. 弾性設計用地震動の設定方針

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

申請者は、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としている。

### (1) 地震動設定の条件

基準地震動との応答スペクトルの比率について、工学的判断として以下を考慮し~~工学的判断として~~0.6と設定する。

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

### (2) 弾性設計用地震動

前項の条件で設定する弾性設計用地震動は、最大加速度が Sd-1 については水平方向  $324\text{cm/s}^2$  及び鉛直方向  $194\text{cm/s}^2$ 、Sd-2 については水平方向  $372\text{cm/s}^2$  及び鉛直方向  $192\text{cm/s}^2$  であり、その地震動の年超過確率は  $10^{-3}\sim 10^{-4}$  程度となる。

規制委員会は、申請者が、安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率を考慮すること及び基準地震動  $S_1$  の応答スペクトルを概ね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を 0.6 として弾性設計用地震動を適切に設定する方針としており、この方針が解釈別記 2 の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

### 3. 地震応答解析による地震力と静的地震力の算定方針

#### (1) 地震応答解析による地震力

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

申請者は、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針としている。

##### ① Sクラスの施設の地震力の算定方針

基準地震動及び弾性設計用地震動から定まる入力地震動を用いて、建物・構築物の 3 次元応答性状及び機器・配管系への影響を考慮し、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震応答解析による地震力を算定する。なお、地震応答解析には、建物・構築物と地盤との相互作用、地盤等の非線形性を考慮する。

##### ② Bクラスの施設の地震力の算定方針

Bクラスの施設のうち共振のおそれのある施設の影響検討に当たって、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じた**ものから定まる入力**地震動を**入力**に用いることとし、加えて S クラスと同様に、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震力を算定する。

##### ③ 入力地震動の設定方針

建物・構築物の地震応答解析における入力地震動について、対象建物・構築物の地盤条件を考慮し、必要に応じて 2 次元 FEM 解析又は 1 次元波動理論を用いて設定する。地盤条件の設定については、敷地全体の地下構造との関係に留意し、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。

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

#### ④ 地震応答解析方法

地震応答解析方法について、対象施設の形状、構造特性、振動特性等を踏まえ、解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、使用する解析方法を選定するとともに、十分な調査に基づく解析条件を設定する。また、対象とする施設の形状、構造特性等を踏まえたモデル化を行う。

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

## (2) 静的地震力

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

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

#### ① 建物・構築物の水平地震力

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

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

#### ② 建物・構築物の保有水平耐力

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

#### ③ 建物・構築物の鉛直地震力

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

#### ④ 機器・配管系の地震力

機器・配管系の地震力について、建物・構築物で算定した地震層せん断力係数に施設の耐震クラスに応じた係数を乗じたものを水平震度と見な

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

⑤ 水平地震力と鉛直地震力の組合せ

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

⑥ 標準せん断力係数等の割増し係数

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

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

#### 4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

##### (1) 建物・構築物

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

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

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

① 荷重の組合せ

Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常的气象条件による荷重）、運転時に作用する荷重（通常運転時に作用する荷重及び運転時の

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

## ② 許容限界

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

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて 常時作用している荷重及び運転状態の時に作用する荷重及び自然条件の荷重 を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体としての変形能力に十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有するようにする、また、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度とする方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、事故時に生じる荷重及び自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

## (2) 機器・配管系

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

- ① Sクラスの機器・配管系について、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は事故時に生じる荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求され

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

- ② Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重又は事故時に生じる荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的に概ね弾性状態に留まること
- ③ 運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じる荷重については、次の荷重を考慮すること。
  - a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重
  - b. 地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ長時間継続する荷重

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

#### ① 荷重の組合せ

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

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

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

#### ② 許容限界

Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力との組合せにおいては、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。

Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいては、応答が全体的に概ね弾性状態に留まる許容限界とする。

規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重及び自然条件の荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがないように、また、その他の地震力との組合せの場合は、応答全体が概ね弾性状態に留まるように、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

### (3) 津波防護施設、浸水防止設備等

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

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

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

#### ① 荷重の組合せ

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

## ② 許容限界

津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物の許容限界は、構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、その施設に要求される津波防護機能及び浸水防止機能を保持できるものとする。また、浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。

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

## 5. 波及的影響に係る設計方針

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

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

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

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

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

(1) 波及的影響の評価に係る事象選定について、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていることに加え、原子力発電所の地震被害情報についても併せて検討する方針としていること。

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

### **Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）**

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 変位
2. 支持力
3. 変形

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 変位**

設置許可基準規則解釈別記1（以下「解釈別記1」という。）は、耐震重要施設を、変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、敷地及び敷地近傍における変動地形学的調査及び地表地質調査の結果のほか、熱水変質活動及び断層活動の前後関係に着目した活動性評価手法による検討結果を示した。

- (1) 原子炉施設設置位置に分布する断層と同時期に活動したと考えられる敷地東部の断層（A-47断層、D-45断層、D-46断層、D-48断層）は、当該断層の破碎部の観察の結果、熱水変質鉱物が断層内のせん断構造を横切って晶出、又は、断層内の粒子間に晶出しており、これらの変質鉱物に断層による変位又は変形は認められず、少なくとも新第三紀鮮新世の熱水活動以降の活動はないこと。

規制委員会は、申請者が行った変動地形学的調査及び地表地質調査の結果、耐震重要施設を設置する地盤における断層の活動性評価手法等が適切であり、原子炉施設設置位置に分布する断層は、少なくとも新第三紀鮮新世以降の活動がないとしていることから、解釈別記1の規定に適合していることを確認した。

## 2. 支持力

解釈別記1は、設計基準対象施設を、各々の耐震重要度に応じて算定した地震力（耐震重要施設については、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けることを要求している。

申請者は、解析モデルの設定、動的解析等の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 設計基準対象施設については、各々の耐震クラスに応じた地震力が作用した場合においても、十分な支持力を有する設計とする。
- (2) 耐震重要施設については、原子炉建屋及び貯留堰を評価対象とする。
- (3) 動的解析は、原子炉建屋基礎地盤の地質・地質構造から、1号原子炉炉心及び2号原子炉炉心並びに津波防護施設を通る東西断面及び南北断面の直交する2断面を対象に有限要素法により評価する。その際、周波数応答解析法を用いた等価線形解析により、基準地震動に基づき作成した水平地震動及び鉛直地震動の同時加振による応答を考慮する。
- (4) 動的解析に用いる入力値については、地盤パラメータを各種の調査の結果から総合的に判断して設定しており、基礎岩盤及び断層内物質の強度特性のばらつきを考慮している。また、入力地震動の位相の反転についても考慮している。
- (5) 動的解析の結果から得られた原子炉建屋基礎底面の最大接地圧は、 $6.45 \text{ N/mm}^2$ であり、原子炉建屋基礎地盤の主体であるC<sub>M</sub>級礫岩の極限支持力 $13.7 \text{ N/mm}^2$ を下回る。
- (6) 動的解析の結果から得られた原子炉建屋基礎地盤の最小すべり安全率は、1.5以上である。
- (7) 動的解析の結果から得られた原子炉建屋基礎底面の最大傾斜は、1/2,000

を下回る。

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

### 3. 変形

解釈別記1は、耐震重要施設を設置した地盤が変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、建屋等の施工内容、地殻変動による傾斜に関する解析内容を以下のとおりとしている。

- (1) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック等を介して岩盤に支持させているため、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響はないと評価している。
- (2) 施設の傾斜は、敷地内及び敷地近傍に「将来活動する可能性のある断層等」が分布していないため、顕著な地殻変動が生じることはないものの、敷地に近い活断層について地震発生に伴う地殻変動による地盤変動量を Wang et al. (2003) の手法により算出した結果、1/2,000 を下回っている。

規制委員会は、耐震重要施設を設置する地盤の評価については、申請者が行った建屋等の施工内容、傾斜に関する解析に用いた手法及び入力値等が適切であり、当該施設を変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けるとしていることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

### Ⅲ-3 津波による損傷の防止（第5条関係）

第5条は、設計基準対象施設に対して基準津波によって安全機能が損なわれるおそれがないことを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

#### Ⅲ-3. 1 基準津波

1. 地震による津波
2. 地震以外の要因による津波及び地震との組合せ
3. 基準津波の策定等

#### Ⅲ-3. 2 耐津波設計方針

1. 防護対象とする施設の選定方針
2. 基本事項の検討
3. 津波防護方針
4. 施設又は設備の設計方針及び条件

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### Ⅲ-3. 1 基準津波

設置許可基準規則解釈別記3（以下「解釈別記3」という。）は、基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、津波の調査に関しては、調査地域の地形・地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせることを要求している。

規制委員会は、申請者が検討した津波評価の内容について審査した結果、本申請における基準津波は、不確かさを考慮して適切に策定していることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

#### 1. 地震による津波

解釈別記3は、地震による津波としては、プレート間地震、海洋プレート内地震及び海域の活断層による地殻内地震に伴う津波を考慮することを要求している。また、国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ、津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮することを要求している。

申請者は、地震による津波評価を以下のとおりとしている。

- (1) 既往津波による被害状況等に関する文献調査の結果、日本周辺の海域や遠地で過去に発生した津波を含めて、本発電所敷地周辺の沿岸域に顕著な影響を及ぼした既往津波は認められない。
- (2) プレート間地震について、世界で起きた大規模な地震の発生地域と南海トラフ～琉球海溝を比較分析した結果、南海トラフや琉球海溝南部ではMw8.5クラスの地震が繰り返し発生していることから、大規模な固着域が存在する可能性はあるものの、テクトニクス若しくは応力降下量等に関する

る情報において、大規模な地震の記録がある沈み込み帯との差異が認められる。しかしながらプレート間地震として考慮する南海トラフの巨大地震の津波波源を、内閣府「南海トラフの巨大地震モデル検討会（2012）」に基づき設定しており、想定ケースで最も安全側の Mw9.1 を考慮し、震源域としては、地震発生域の深さの下限の深部低周波地震が観測されなくなる深さ 40km から、海溝軸までを考慮している。

- (3) プレート間地震として考慮する琉球海溝の地震は、固着域の分析結果を踏まえると、各領域内における最大規模の固着域による破壊範囲は各領域の大きさに比べ、小さいと考えている。しかしながら、不確かさとして領域内にある複数の固着域の連動破壊により、領域全範囲が破壊する場合を考慮し、琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) の津波波源を想定している。また、琉球海溝の固着域は、南海トラフに比べ、小さいと考えられるが、不確かさとして、南海トラフと同等の深さに対応する断層幅を設定している。
- (4) 海域活断層による津波については、敷地周辺の活断層調査や地震調査研究推進本部における評価に基づき、断層の長さや位置を設定している。阿部 (1989) の簡易予測式による津波高の比較から、発電所に及ぼす影響が大きいと考えられる市来断層帯市来区間、甕断層帯甕区間①・②、市来断層帯甕海峡中央区間、甕島北方断層、甕島西方断層及び長崎海脚断層を津波波源として抽出している。
- (5) 海洋プレート内地震による津波については、フィリピン海プレートの沈み込みに関連した海域での発生を検討しているが、想定される津波の規模及び敷地とプレート境界との位置関係から、琉球海溝におけるプレート間地震に伴う津波に比べ、影響が小さい。

規制委員会は、審査の過程において、南海トラフ～琉球海溝の波源の連動、琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) による津波、地震調査研究推進本部地震調査委員会 (2013) による長期評価を反映させた海域活断層による津波について検討を求めた。申請者は、これらを実評価した結果、琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) による津波の影響が大きいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した地震による津波に関する調査及びその結果の評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、断層の特性や位置等から考えられる適切な規模の波源を考慮しており、また、国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ、津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮し、さらに不確かさを考慮して行われていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

## 2. 地震以外の要因による津波及び地震との組合せ

解釈別記3は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定することを要求している。

申請者は、地震以外の要因による津波調査の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 海底地すべり地形については、文献調査及び海上音波探査記録等から発電所に影響を与える可能性のある海底地すべり地形が抽出され、調査の結果、上甕島の西側大陸斜面近傍の海底谷下に音響的散乱層が認められることから、この大陸斜面を津波発生要因となる可能性のある地すべり地形としている。また、海底地すべりに伴う津波の数値計算については、二層流モデルに基づく手法及びWatts et al. (2005)の予測式に基づく手法の複数の手法を用いて総合的に評価している。
- (2) 火山活動に伴う山体崩壊による津波については、過去の火山現象として鬼界カルデラの噴火による津波の知見はあるものの、運用期間中における火山爆発度指数（以下「VEI」という。）7以上の噴火の活動可能性は十分低いとしている。
- (3) 地すべり及び斜面崩壊に伴う津波については、文献調査の結果、発電所から半径約10km以内にある地すべり地形として、轟川河口地点を除き、地すべり地形が認められないとしている。また、轟川河口地点における現地確認の結果、明瞭な地すべり地形は認められず、地すべり移動土塊は、轟川方向に流入する地形であり、発電所に影響のある津波が発生するものではないとしている。
- (4) 地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せは、上甕島の西側大陸斜面における海底地すべりに伴う津波以外は、上記のとおり発電所への影響はないと考えられることから、その大陸斜面周辺にある海域活断層による津波との組合せを考慮した数値解析により評価している。

規制委員会は、申請者が実施した地震以外の要因による津波に関する調査及びその結果の評価、並びに地震との組合せは、波源の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波を考慮しており、組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して行われていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

## 3. 基準津波の策定等

解釈別記3は、基準津波の策定に当たっては、策定過程に伴う不確かさの考慮として、波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びに解釈の違いによ

る不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。また、波源モデルの設定に係る調査、津波の伝播経路に係る調査及び砂移動の評価に係る調査を行うことを要求している。

申請者は、基準津波の策定の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 津波伝播の数値計算手法は、慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式を用い、津波の波源、海底地形、海岸地形等に係る最新の調査・測量に基づいて適切にモデル化している。
- (2) 南日本海域の計算領域は、南北約 2,000km、東西約 2,300km を確保するとともに、計算格子間隔は、沖合の最大 1,600m から 6.25m まで 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズに設定している。また、他の計算条件についても、波源域の大きさ、津波の空間波形、海底地形の特徴等を考慮して、津波の挙動を精度よく推計できるよう適切に設定している。
- (3) 基準津波は、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微小となるよう、施設から約 8km 離れた水深約 50m の沿岸域で定義している。この地点で、琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) による津波が、不確かさとして断層長さ、断層の幅、平均すべり量、すべり量の不均一及び破壊様式を考慮した数値解析の結果、最大水位上昇量 1.98m、最大水位下降量 -1.60m となり、地震に伴う津波、地震以外を要因とする津波及びこれらの組合せによる津波の中で水位変動量が最も大きくなる。
- (4) 基準津波 (琉球海溝北部から中部 (Mw9.1) による津波) と琉球海溝 (Mw9.0) による津波について、朔望平均潮位を考慮した水位変動量を比較した結果、港内、取水口、取水ピット及び放水口地点における時刻歴波形はほとんど変わらないとしている。ただし、取水口及び取水ピット地点における水位上昇側の水位は、琉球海溝 (Mw9.0) の津波によるものが約 10cm 程度高くなることから、耐津波設計においては、水位上昇側の不確かさを考慮し、安全側に入力津波が設定される方針である。
- (5) 行政機関として鹿児島県と沖縄県が想定している最大クラスの津波波源を用いて、数値解析を実施した結果、取水口位置での最大水位変動量は、基準津波による最大水位変動量を下回る。
- (6) 基準津波に伴う砂移動の数値計算については、藤井ほか (1998)、高橋ほか (1999) による複数の方法を用いて総合的に評価している。

規制委員会は、申請者が、基準津波を、伝播に関する調査、モデルの設定、砂移動の評価、行政機関による評価の精査、不確かさによる影響要因の考慮等を適切に行って策定していることから、解釈別記 3 の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、基準津波策定位置における基準津波による水位の年超過確率を水位上昇側で  $10^{-5} \sim 10^{-6}$  程度、水位下降側で  $10^{-6} \sim 10^{-7}$  程度としている。

### Ⅲ-3. 2 耐津波設計方針

#### 1. 防護対象とする施設の選定方針

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

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

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

#### 2. 基本事項

##### (1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置

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

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

申請者は、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、以下のとおり

としている。

- ① 敷地は、東シナ海に面し、川内川河口の左岸側に位置する。
- ② 敷地は、海側から EL. 5m、EL. 13m、EL. 23m 以上に分かれている。屋外の防護対象とする施設である原子炉補機冷却海水ポンプ（以下「海水ポンプ」という。）は EL. 5m に位置する。
- ③ 海水ポンプ以外の防護対象とする施設を内包する建屋及び区画は、EL. 13m に位置する。
- ④ 津波監視設備は、EL. 5m に位置する取水ピットに設置する。
- ⑤ EL. 5m の敷地には、津波防護施設以外の建物・構築物等として、排水処理建屋等の建屋、排水処理施設、防風林等がある。
- ⑥ 港湾施設として、敷地内に荷揚岸壁、敷地外に川内港、唐浜漁港及び寄田漁港がある。
- ⑦ 海上設置物として、周辺の漁港に船舶及び漁船が係留されている。
- ⑧ 敷地周辺には、本発電所北方に川内火力発電所があり、その敷地内に鉄塔やタンクが存在する。また、敷地周辺には、民家や倉庫がある。
- ⑨ 敷地前面海域の通過船舶として、周辺の港間に運行される定期船がある。

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

## （２）基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

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

申請者は、以下のとおり遡上解析を実施するとしている。

- ① モデル
  - a. 敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、解析上影響を及ぼす斜面、道路等を考慮してモデル化する。
  - b. 津波の伝播経路上の人工構造物については、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物の設置状況を考慮してモデル化する。
  - c. 敷地沿岸の海底地形については、国土地理院発行の「数値地図 25000

空間データ」、発電所近傍海域の水深データについては、最新のマルチビーム測深の結果を使用する。

## ② 考慮事項

- a. 敷地前面、側面及びその周辺における津波の侵入角度及び速度、並びにそれらの経時変化を把握する。
- b. 敷地の地形、標高の局所的な変化等による遡上波の敷地への回り込みを考慮する。
- c. 地震による液状化、流動化、すべり、標高変化を考慮する。
- d. 敷地北側斜面及び盛土の安定性、敷地の沈下について検討し、検討結果に基づき想定した被害状況を解析の初期条件として設定する。
- e. 敷地北方に位置する河川については、敷地から十分に離れていることから、地震時及び津波襲来時に堤防の崩壊が生じても敷地への遡上波に影響しない。
- f. 敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている箇所はない。
- g. 遡上可能性を検討するに当たって、初期潮位は、潮位のばらつきを考慮して設定する。

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

## (3) 入力津波の設定

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

申請者は、基準津波の波源から各施設、設備等の設置位置において、海水面の基準レベルからの水位変動量を算定し、時刻歴波形として入力津波を設定するとしている。入力津波を設計又は評価に用いるに当たっては、各施設、設備等の設置位置において算定された津波高さ、津波速度、衝撃力等の数値に対して、保守的な設計又は評価となるような配慮を加えて入力津波高さや速度を設定するとしている。また、港湾内の局所的な海面振動については、津波シミュレーション結果を分析し、港湾の内外で最高水位や傾向に大きな差異がないこ

とから励起しないとしている。

規制委員会は、申請者が、入力津波の設定について、各施設、設備等の設置位置において、海水面からの水位変動量の時刻歴波形で設定すること、港湾内の局所的な海面振動の励起に関する評価を、港湾内外の水位分布の傾向を基に実施することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

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

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

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

##### ① 潮汐による水位変動

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

##### ② 高潮による水位変動

潮汐以外の要因による潮位変動については、影響の大きなものとして高潮を抽出する。観測地点「阿久根」における至近約40年の潮位観測記録に基づき高潮の発生状況の調査及び高潮のハザード評価を行い、基準津波の超過確率を踏まえ、再現期間100年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮する。

##### ③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響

地震に伴う地殻変動による敷地の隆起又は沈降については、地殻変動解析に基づき、基準津波の波源である琉球海溝におけるプレート間地震の発生に伴い敷地全体が0.01m沈降すると評価して、それを上昇側の水位変動に対して考慮する。

規制委員会は、申請者が、水位変動、地殻変動について、朔望平均満潮位を入力津波の上昇側水位変動に対して考慮し、朔望平均干潮位を入力津波の下降

側水位変動に対して考慮し保守的な設定をすること、潮汐に加えて影響の大きな高潮による水位変動をハザード評価に基づき考慮すること、地震によって発生する広域的な地殻変動（沈降）を上昇側の水位変動に対して考慮し保守的な評価をすることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### 3. 津波防護の方針

#### (1) 津波防護の基本方針

津波ガイドでは、津波防護の基本方針について、敷地の特性に応じた方針であること、また、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等、設置するものの概要を敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等に明示するとしている。

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

- ① 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。以下③において同じ。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地には、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。
- ② 取水施設、放水施設、地下部等において、漏水の可能性を考慮のうえ、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。
- ③ ①及び②の方針のほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護を実施することにより、津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- ④ 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。
- ⑤ 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

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

#### (2) 敷地への浸水防止（外郭防護1）

- ① 遡上波の地上部からの到達、流入の防止

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

申請者は、遡上波の地上部からの到達、流入を防止するため、以下の方針を示している。

- a. 基準津波による遡上解析について、潮汐による潮位のばらつき及び地震による地盤沈下量を初期条件として考慮した遡上解析を実施した。その結果、遡上高さは最も高いところでEL. 6m程度（浸水深2m程度）となる。
- b. 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋は、津波が到達しないEL. 13m以上の高さの敷地にあり、遡上波は地上部から到達、流入しない。
- c. 屋外の津波防護対象設備である海水ポンプが設置されている敷地の高さはEL. 5mであり、津波による遡上波が地上部から到達、流入する可能性があることから、津波の流入を防止するため、海水ポンプエリアを取り囲むようにEL. 15mの海水ポンプエリア防護壁（以下「防護壁」という。）を津波防護施設として設置する。
- d. 海水ポンプエリアへの連絡通路から遡上波が流入することを防止するため、当該箇所に浸水防止設備として水密扉を設置する。さらに、海水ポンプエリアにおける、床面及び壁面に存在する配管等の貫通部に止水処置を実施する。

規制委員会は、申請者が、遡上波の地上部からの到達、流入の防止について、基準津波による遡上域を把握するために実施した解析の結果に基づき、遡上波が到達する可能性のある海水ポンプエリアに防護壁、海水ポンプエリアの連絡通路に水密扉等を設置することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## ② 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

解釈別記3は、取水路、放水路等の経路からの津波の流入の可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通部等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止することを要求している。

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

a. 流入経路の特定

流入の可能性のある取水路、放水路等の経路について、取水路又は放水路につながる海水系、循環水系、それ以外の屋外排水路等それぞれの設置位置における入力津波高さと、それらの開口部等の標高に基づく津波許容高さを比較することにより、その差を裕度として評価し、津波が流入する可能性を検討する。検討に当たっては、高潮による水位変動を考慮する。この結果、津波の流入防止等の方針を検討するために算定した取水ピットの入力津波高さ（水位上昇側：EL. 5.02m）及び放水ピットの入力津波高さ（水位上昇側：EL. 6.25m）に基づき、流入の可能性のある経路として、取水ピットを特定した。

b. 津波の流入防止対策

特定した取水ピットには津波防護対象設備である海水ポンプが位置するため、海水ポンプエリア周りに津波防護施設である防護壁を設ける。海水ポンプエリアには、浸水防止設備として連絡通路の水密扉、床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部の止水処置を実施する。

規制委員会は、申請者が、取水路、放水路等の経路から津波の流入する可能性を網羅的に検討して取水ピットを流入経路として特定した上で、流入経路に近接した海水ポンプエリアに防護壁、水密扉等を設置することにより津波の流入を防止することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

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

#### ① 漏水対策

解釈別記3は、取水設備及び放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、漏水の継続による浸水の範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、浸水範囲を限定することを要求している。

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

a. 浸水想定範囲

取水設備及び放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放

水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、津波が取水路から流入する可能性があり、漏水が継続するものと仮定して、取水ピットにある海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定する。

b. 浸水対策

浸水想定範囲である海水ポンプエリアへの浸水の可能性のある経路として、床や壁にケーブル、配管等の貫通部が挙げられるため、これらに止水処置を実施する。また、海水ポンプエリアへの連絡通路、床ドレンラインには、それぞれ、水密扉、逆止弁を設置する。

規制委員会は、申請者が、漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止について、海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定した上で、同エリアへの浸水経路である床及び壁の貫通部に止水処置を実施することにより浸水範囲を限定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## ② 重要な安全機能を有する施設への影響評価

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

申請者は、浸水想定範囲である海水ポンプエリアに津波防護対象設備である海水ポンプを設置しているため、水密扉及び床ドレンライン逆止弁を設置することにより本エリアを防水区画化している。また、水密扉及び床ドレンライン逆止弁について、漏水による浸水経路となる可能性があるため、浸水量を評価し、海水ポンプへの影響がないことを確認している。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設への影響評価について、浸水想定範囲である海水ポンプエリアを防水区画化した上で、区画内への浸水量評価によって海水ポンプへの影響がないことを確認することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## ③ 排水設備設置の検討

解釈別記3は、浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、

排水設備を設置することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲である海水ポンプエリアにおける浸水量評価に基づき、長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置する方針としている。

規制委員会は、申請者が、排水設備設置の検討について、「② 重要な安全機能を有する施設への影響評価」における「浸水想定範囲における浸水量評価」に基づき、長期間の冠水の有無に応じて排水設備を設置することとしており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

#### (4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

解釈別記3は、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画について、浸水防護重点化範囲として明確化することを要求している。また、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、重要な安全機能を有する施設を津波による影響等から隔離することを要求している。

申請者は、重要な安全機能を有する施設の隔離について、以下のとおり、浸水防護重点化範囲を設定した上で、浸水対策を施す方針としている。

##### ① 浸水防護重点化範囲の設定

津波に対する浸水防護重点化範囲として、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、タンクエリア（復水タンク、燃料取替用水タンク及び燃料油貯油槽。以下同じ。）、海水管ダクト、海水ポンプエリア及び燃料油貯蔵タンクを設定する。

##### ② 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

浸水防護重点化範囲へ浸水の可能性のある経路については、地震による溢水の影響も考慮して、タービン建屋から中間建屋及び制御建屋への浸水、取水ピットから海水ポンプエリアへの浸水、さらに、地震時の地下水の流入を以下のとおり検討し、浸水の経路を特定する。特定した経路に対して、水密扉、床ドレンライン逆止弁の設置、貫通部止水処置を実施する。

###### a. 機器及び配管の損傷によるタービン建屋内の津波浸水量、溢水

ア. タービン建屋内に流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲（中間建屋及び制御建屋）への影響を評価する。

イ. 地震に起因する循環水管の伸縮継手の全周破損及び耐震性の低

い 2次系機器の破損を想定し、循環水ポンプ停止までに生ずる  
溢水量、2次系設備の保有水による溢水量及び循環水管の損傷  
箇所からの津波流入量の合計が建屋内に滞留するとして、浸水  
量を算定する。

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

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

b. 屋外配管等の損傷による海水ポンプエリアの津波浸水量、溢水

ア. 循環水管の損傷箇所を介して、取水ピット内に津波が流入する  
ことが考えられるため、取水ピット内に流入した津波が、隣接  
する浸水防護重点化範囲（海水ポンプエリア）に及ぼす影響を  
評価する。

イ. 取水ピットでの循環水系配管の損傷では、循環水ポンプの運転  
時はポンプ吐出が支配的であるが、別途実施する内部溢水評価  
で、防護壁によって浸水を防止できることを確認する。

ウ. 循環水ポンプ停止時は、損傷箇所からの溢水水位が循環水ポン  
プ周辺の津波の浸水水位に包絡されるため、津波に対して海水  
ポンプエリアは防護壁、水密扉、貫通部止水処置により浸水が  
防止され、この経路からの流入はない。

c. 地下水の流入

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

d. 施設、設備の施工上生じうる隙間部

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

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防  
護）について、発電所の施設の配置、基準津波の特性に応じた浸水の可能  
性のある津波の流入や溢水を保守的に評価して、重要な安全機能を有する  
施設を隔離することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合  
していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

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

### ① 海水ポンプの取水性

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

申請者は、海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。

#### a. 取水ピットの評価水位

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

#### b. 水位低下に対する耐性の確保

管路解析（後述の貯留堰が無いと仮定した場合）に基づき、取水ピット内の基準津波による下降側の水位を、EL. -5.49m と算定した。この値は、水理試験により確認できた海水ポンプの取水可能（最低）水位（EL. -5.07m）を下回る水位であり、取水可能水位を下回る時間においても海水ポンプを継続運転可能とするため、海水を貯水する対策として取水口前面に貯留堰を設置する。

#### c. 循環水ポンプの運用

原子炉補機冷却海水系及び循環水系で取水路及び取水ピットを併用していることから、水位低下時の海水ポンプの取水量を確保するため、発電所を含む地域において大津波警報が発令された場合に、原則として循環水ポンプを停止（プラントを停止）する運用を整備する。

規制委員会は、申請者が、水理試験で求めた海水ポンプ取水可能水位と、引き波時の下降側の水位を比較し取水性を評価した上で、海水ポンプの継続運転を可能とするための貯留堰を設置すること、及び大津波警報発令時に循環水系ポンプを停止して、海水ポンプの取水量を確保する運用とすることにより、水位変動に伴う取水性低下に対して海水ポンプの機能を保持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### ② 津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能保持確認

解釈別記3は、基準津波による水位変動に伴う取水口付近の砂の移動及

び堆積並びに漂流物について適切に評価することを要求している。また、原子炉補機冷却海水系については、砂の移動及び堆積並びに漂流物に対する通水性を確保すること、混入した浮遊砂に対して機能を保持することを要求している。

申請者は、取水口付近の砂の移動及び堆積並びに取水口付近の漂流物の評価について、以下のとおりとしている。

a. 取水口付近の砂の移動及び堆積

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

b. 混入浮遊砂に対する海水ポンプの機能保持

本発電所で使用している海水ポンプについて、砂が混入しても軸固着しにくい構造とする。具体的には、海水ポンプ取水時に浮遊砂の一部がポンプ軸受潤滑水ラインに混入したとしても、軸受潤滑水ラインの網目径約 1mm のストレーナで除去可能である。また、海水下部ポンプ軸受に混入したとしてもの深さ約 4.5mm の異物逃がし溝からも排出される構造とする。一方で、本発電所付近の砂の平均粒径が約 0.2mm で、数 mm 以上の砂は僅かであり、基準津波での海流速では、数 mm 以上の砂は浮遊しにくいことを踏まえると、軸受循環水ラインやストレーナを閉塞させるような大きな粒径の砂はほとんど混入せず、海水ポンプの取水機能は保持できる。

c. 取水口付近の漂流物

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

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

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

ウ. 地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等、及び潮位のばらつきを保守的に考慮して特定する。

エ. 発電所構内で漂流物となる可能性があるものとして、EL. 5m の敷地にあるタンク、防風林の林木等を特定し、これらが漂流しても防護堤で止まり、取水性への影響はない。また、これらの漂流物が取水口に向かった場合を仮定しても、取水口上部に留まるため取水路呑口に到達することはなく、通水機能は損なわ

れない。

- オ. 発電所構内の荷揚岸壁に停泊する燃料等輸送船は、津波警報等発令時は緊急避難するため漂流物とはならない。
- カ. 発電所構外で漂流物となる可能性のあるものとして発電所近傍で航行不能となった漁船を特定している。この漁船が取水口に向かった場合を仮定しても、取水路呑口が十分に広いことから呑口が閉塞することはなく、通水機能は損なわれない。

規制委員会は、申請者が、設備の構造等を踏まえた基準津波による取水口付近の砂の移動や堆積及び取水口付近の漂流物の影響も含めて検討を実施することにより、津波の二次的な影響に対して原子炉補機冷却海水系の機能を保持することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

#### (6) 津波監視

津波ガイドでは、津波監視設備を設置して敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、津波防護施設、浸水防止設備の機能を確実に確保することを示している。

申請者は、津波監視設備として、取水ピット周辺に津波監視カメラと水位計を設置するとしている。津波監視カメラは赤外線撮像機能を有し、昼夜問わず監視可能な設計とし、水位計は津波水位約 EL. -8m～EL. +9m を測定範囲として上昇側及び下降側の津波高さが計測できる設計とし、いずれも中央制御室から監視可能な設計としている。

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

### 4. 施設又は設備の設計方針及び条件

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

#### (1) 津波防護施設の設計

解釈別記3は、津波防護施設について、その構造に応じ、波力による侵食及

び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波防護施設（防護壁、貯留堰）について、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加えて、荷重の組合せについては、漂流物による荷重、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せを考慮するとしている。また、許容限界については、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を想定し、当該施設が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有するよう、施設又は設備を構成する材料が弾性域内に収まることとしている。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設の設計について、入力津波に対して津波防護機能を十分に保持できるよう設計すること、施設に作用する荷重を適切に組み合わせること、及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## （２）浸水防止設備の設計

解釈別記3は、浸水防止設備について、浸水想定範囲における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該設備の設置位置における入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計することを要求している。

申請者は、浸水防止設備（海水ポンプエリア水密扉、中間建屋水密扉及び制御建屋水密扉）について、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該設備の設置位置における入力津波に対して浸水を防止する機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加えて、荷重の組合せ及び許容限界については、建屋内の水密扉である中間建屋水密扉及び制御建屋水密扉の荷重組合せにおいて漂流物による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）を考慮していないことを除き、津波防護施設の設計と同様に設定するとしている。また、浸水防止設備のうち水密扉については、常時開閉可能であるが、開放後の確実な閉止操作、中央制御室からの閉止確認（閉止操作含む。）を実施する手順等を整備し、当

該手順を的確に実施する方針としている。

規制委員会は、申請者が、浸水防止設備の設計について、入力津波に対して浸水防止機能を十分に保持できるよう設計すること、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設定すること、及び水密扉について開放後の確実な閉止操作等の手順を整備し、津波襲来時に閉止された状態を保持することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### (3) 津波監視設備の設計

解釈別記3は、津波監視設備について、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）を受けにくい位置への設置若しくは影響の防止策又は緩和策等を検討した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波監視機能が保持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波監視設備について、取水ピットの入力津波高さに対して波力、漂流物の影響を受けにくい高さに設置し、津波監視機能を十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加え、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せ、漂流物の影響を受けた場合の支持構造物への衝突荷重を考慮するとしている。

規制委員会は、申請者が、津波監視設備の設計について、入力津波に対して津波監視機能を十分に保持できるよう設置高さを設定すること及び漂流物による荷重を考慮することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

### (4) 施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項

#### ① 津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項

解釈別記3は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計に当たり、津波による荷重の設定、余震荷重の考慮及び津波の繰り返し作用の考慮について、耐津波設計上の十分な裕度を確保する方針であることを要求している。

申請者は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項について、以下の方針としている。これに加えて、津波による荷重の設定において、入力津波が有する数値計算に含まれる不確かさ及び各施設、設備等の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する方針としている。

- a. 各施設、設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力、波圧、洗掘力、浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定する。
- b. 余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。
- c. 入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討する。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設、浸水防止設備等の設計について、津波荷重の設定において不確かさを十分に考慮すること、余震による荷重を安全側に組み合わせることなどにより、耐津波設計上の十分な裕度を確保することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## ② 漂流物による波及的影響の検討

解釈別記3は、津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物、設置物等が破損、倒壊及び漂流する可能性がある場合に、これらの漂流物が津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流物の発生を防止する措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響を防止する措置を要求している。

申請者は、「3.（5）②津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能保持確認」のとおり漂流物の可能性の検討及びその影響評価を実施するとしている。その結果を踏まえ、防護壁、水密扉及び津波監視設備について、入力津波による津波波力及び漂流物の衝突力に対して十分耐えうる構造として設計する方針としている。さらに、津波や漂流物の衝突に対する安全裕度を向上させるため、海水ポンプエリアを取り囲む防護堤を設置する方針としている。防護堤の設計に当たっては、漂流物として衝突する可能性があるもののうち最も重量のある小型漁船（重量 30t）が衝突した場合の荷重を考慮する方針としている。ただし、発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船については、津波警報が発令された場合において、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物を退避させ、緊急離岸する船側と待避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備し適確に実施することにより漂流物としないとしている。

規制委員会は、申請者が、漂流物による波及的影響について、津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう、入力津

波による漂流物の衝突力に対して十分耐えうる構造として設計することとしており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

また、発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船については、津波襲来時に退避する手順を整備して適確に実施することにより、漂流物としないことを確認した。

### ③ 津波影響軽減施設及び設備の扱い

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

申請者は、以下の a. 及び b. の施設を津波影響軽減施設と位置付けるとした上で、これらの施設の設置位置における入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としている。また、入力津波による荷重の設定、余震等の荷重組合せ及び津波の繰り返し作用への考慮について、津波防護施設及び浸水防止設備と同様に耐津波設計上の十分な裕度を確保する方針としている。さらに、基準地震動に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としている。

- a. 発電所周辺を波源とした津波に対して波力低減を考慮するための防波堤
- b. 津波や漂流物の衝突による影響の軽減を考慮するための防護堤

規制委員会は、申請者が、津波影響軽減施設及び設備の設計について、入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計すること、及び耐津波設計上の十分な裕度を確保することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

## Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）

第6条は、設計上考慮すべき自然現象（組合せも含む。）及び人為事象（故意によるものを除く。以下本節において同じ。）により、安全施設の安全機能が損なわれないような設計とすることなどを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

### Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

1. 自然現象の抽出
  2. 人為事象の抽出
- Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針
    - Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針
    - Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針
    - Ⅲ－４．２．３ 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針
    - Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針
    - Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針
  - Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ
  - Ⅲ－４．４ 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

### **Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出**

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

#### **1. 自然現象の抽出**

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

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき自然現象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る個々の自然現象として、竜巻、火山の影響、森林火災、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、高潮、洪水及び地滑りの12事象を抽出している。

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

規制委員会は、申請者による自然現象の抽出が、自然災害や自然現象に関する国内外の知見・情報を広く収集した上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していること、その抽出した自然現象について、関連して発生する可能性がある自然現象も含まれていること、及び設置許可基準規則解釈に具体的に例示した自然現象が全て含まれていることにより、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

## 2. 人為事象の抽出

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

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき人為事象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下等）及びダムの崩壊の7事象を抽出している。

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

### Ⅲ－4. 2 外部事象に対する設計方針

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

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の1. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）について、自然現象ごと（関連して発生する可能性がある自然現象がある場合はそれも考慮に含める。）に原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）に対する設計方針について、竜巻については「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」、森林火

災については外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針」、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、高潮、洪水及び地滑りの9事象（以下「その他自然現象」という。）については「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」において記載している。

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

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）に対する設計方針について、爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスについては外部火災の一部として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針」、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下等）及びダム崩壊の4事象（以下「その他人為事象」という。）については「Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針」において記載している。

### **Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針**

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 竜巻に対する防護に関して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針
2. 発生を想定する竜巻の設定
3. 設計荷重の設定
4. 設計対象施設の設計方針
5. 竜巻随伴事象に対する設計対象施設の設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### **1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針**

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

### (1) 竜巻防護施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護施設として、安全重要度分類指針に基づくクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。また、クラス3に属する構築物、系統及び機器は、竜巻により損傷した場合であっても、代替手段があることなどにより安全機能が損なわれないことから抽出しない方針としている。

規制委員会は、申請者による竜巻防護施設を抽出するための方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、それぞれの安全機能を勘案するとしていることを確認した。

### (2) 竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設として、倒壊等により竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設や、気圧差等によるダクト等の損傷により竜巻防護施設の機能維持に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針としている。

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

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

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

規制委員会は、申請者が、竜巻によって安全施設の安全機能が損なわれないように設計する上で必要な竜巻防護施設を内包する建屋を抽出するとしていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計対象施設を抽出するための方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、安全施設の安全機能に着目した検討が行われていることを確認した。

## 2. 発生を想定する竜巻の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、本発電所敷地への襲来を想定する竜巻（以下「設計竜巻」という。）を設定することが必要である。この設定に当たっては、竜巻ガイドにおいて、竜巻発生観点から、発電所が立地する地域及びと類似の気象条件等を有する地域（竜巻検討地域）を設定した上で、竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて設計対象施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻（以下「基準竜巻」という。）を設定することを示している。さらに、発

電所が立地する地域の特性を踏まえて基準竜巻に対して最大風速を割り増す必要性を検討した上で、設計竜巻を設定することを示している。

### (1) 竜巻検討地域の設定

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

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

### (2) 基準竜巻の最大風速の設定

申請者は、基準竜巻の最大風速の設定に当たり、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、過去に発生した竜巻による最大風速 ( $VB_1$ ) と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 ( $VB_2$ ) を求め、その結果、大きい方を基準竜巻の最大風速として設定している。

具体的に  $VB_1$  の設定に当たっては、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速について、信頼性のあるデータ等が得られないことから、日本国内で過去に発生した最大の竜巻である F スケール 3（風速 70m/s～92m/s）の最大値（92m/s）を選定している。 $VB_2$  の設定に当たっては、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率  $10^{-5}$  に相当する最大風速（75.4m/s）を選定している。その上で、 $VB_1$  と  $VB_2$  を比較し、大きい方の  $VB_1$  を基準竜巻の最大風速と設定している。

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

### (3) 設計竜巻の最大風速等の設定

申請者は、設計竜巻の最大風速の設定に当たり、本発電所の地形等を踏まえれば、基準竜巻の最大風速を割り増す必要がなく、基準竜巻の最大風速を設計竜巻の最大風速とするとしている。また、設計竜巻の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会（NRC）の基準類を参考としたモデルを用いているとしている。

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

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

### 3. 設計荷重の設定

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

#### (1) 設計竜巻荷重の設定

申請者は、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻の最大風速にさらに余裕を持たせた竜巻（最大風速 100 m/s）による設計竜巻荷重を設定している。設計竜巻荷重としては、「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」を設定している。このうち「飛来物の衝撃荷重」の設定に当たっては、本発電所構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、運動エネルギー及び貫通力の大きさを踏まえ、設計上考慮すべき飛来物（以下「設計飛来物」という。）を設定している。その上で、衝突時に設計対象施設に与えるエネルギーが設計飛来物によるものより大きくなる物については、浮き上がりや横滑りの有無を考慮した上で、固定、固縛、車両の退避等により確実に飛来物とならないようにする運用としている。

規制委員会は、申請者による設計竜巻荷重の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、衝撃荷重について、飛来物となり得るものを抽出し設計飛来物を選定した上で設定していること、設計飛来物より運動エネルギー又は貫通力が大きくなる場合には固縛等の飛来物発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

#### (2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

申請者は、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定に当たり、設計対象施設に常時作用する荷重（自重）と運転時荷重（死荷重及び活荷重）を組み合わせるとしている。

また、竜巻と同時に発生し得る自然現象による荷重については、竜巻と同時に発生し得る自然現象が与える影響のモードを踏まえた検討により、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として考慮する必要がないとしている。

さらに、設計基準事故時の荷重との組み合わせを適切に考慮する設計としている。

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

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

以上のとおり、規制委員会は、「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。これに加え、「飛来物の衝撃荷重」については、飛来物となり得るものを抽出し設計飛来物を選定した上で設定していること、設計飛来物より運動エネルギー又は貫通力が大きくなる場合には固縛等の飛来物発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

#### 4. 設計対象施設の設計方針

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

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

##### (1) 建屋に内包される竜巻防護施設

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

##### (2) 屋外の竜巻防護施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている竜巻防護施設

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

##### (3) 竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設

倒壊等により竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても竜巻防護施設に影響を与えないように、固定等の防護対策を講じる方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて竜巻防護施設及び竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設に対して防護対策を講じることにより、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

## 5. 竜巻随件事象に対する設計対象施設の設計方針

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

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

火災については、屋外にある燃料タンク等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護施設の許容温度を超えないように防護対策を講じる方針としている。なお、詳細については、「Ⅲ－4. 2. 3 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針」にて記載する。

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

外部電源喪失については、ディーゼル発電機を竜巻防護施設として設定し、その安全機能が損なわれないように防護する設計とする方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、燃料タンク等と竜巻防護施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、随件事象の影響を適切に設定した上で、その随件事象に対して竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とする方針としていることを確認した。

### Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出
2. 原子力発電所の運用期間（原子力発電所に核燃料物質が存在する期間）にお

ける火山活動に関する個別評価

3. 火山活動のモニタリング
4. 火山事象の影響評価
5. 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針
6. 降下火砕物による影響の選定
7. 設計荷重の設定
8. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針
9. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

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

申請者は、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の調査及び評価として、完新世に活動を行った火山及び将来の火山活動可能性が否定できない火山の抽出について以下のとおり評価を示した。

- (1) 検討対象火山について、文献調査及び地形・地質調査に基づいて第四紀火山の噴出物の分布等を把握し、敷地から半径 160km の範囲に存在する 39 火山を抽出している。
- (2) 39 火山について将来の活動可能性の評価を行い、活動履歴において最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことなど（兼岡・井田（1997）等に基づいて 100 万年前以降の活動が認められない場合、及び横瀬ほか（1998）を参考として今後数十年程度の期間において本発電所周辺の火山活動は現在の火山フロント付近に収束する傾向にあることを含む。）から 25 火山を将来の活動性がないと評価し、将来活動する可能性がある、若しくは否定できない火山として 14 火山を抽出している。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出は、地理的領域の設定や階段ダイヤグラムの作成等に基づいて行われていることなどから、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

## 2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

火山ガイドは、将来活動する可能性がある、若しくは否定できない火山について、原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動の可能性を総合的に評価し、可能性が十分小さいと判断できない場合は、火山活動の規模及びその火山事象の影響評価を実施することを示している。

申請者は、これらについて以下のとおり評価を示した。

- (1) 鹿児島地溝（加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ及び阿多カルデラが含まれる地帯）全体としての VEI7 以上の噴火の平均発生間隔は約 9 万年であり、当該地域における最新の VEI7 以上の噴火は約 3.0 万年前ないし約 2.8 万年前であることから、鹿児島地溝については VEI7 以上の噴火の活動間隔は、最新の VEI7 以上の噴火からの経過時間に比べて十分長く、運用期間中における VEI7 以上の噴火の活動可能性は十分低いとしている。
- (2) Nagaoka (1998) による噴火ステージ、鍵山編 (2003)、東宮 (1997) などによるマグマ溜まりの浮力中立点に関する検討及び Roche and Druitt (2001)、篠原ほか (2008) などによるメルト包有物・鉱物組成等に関する分析結果などに基づくと、VEI7 以上の噴火時のマグマ溜まりは少なくとも地下 10km 以浅にあると考えられること、Druitt et al. (2012) が VEI7 以上の噴火直前の 100 年程度の間に急激にマグマが供給されたと推定している知見、及び地球物理学的調査の情報からカルデラの地下構造を推定した知見等に基づき、国土地理院の電子基準点間基線距離の変化率からマグマ供給の状態を推定し、また、階段ダイヤグラムに基づく噴火ステージの評価を行うことで、現在のマグマ溜まりが VEI7 以上の噴火直前の状態ではないと評価し、阿蘇カルデラ、鹿児島地溝のカルデラ及び鬼界における運用期間中の VEI7 以上の噴火の活動可能性は十分に小さいとしている。
- (3) 運用期間中の噴火規模について、阿蘇カルデラ、鹿児島地溝のカルデラ及び鬼界における噴火は VEI6 以下の既往最大を、その他の 9 火山については各火山の既往最大規模をそれぞれ考慮した上で、設計対応不可能な火山事象（火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊、新しい火口の開口、地殻変動）は敷地への影響はないとしている。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所の運用期間中の検討対象火山の活動の評価は、過去の活動履歴の把握や地球物理学的調査に基づいており、これらの手法が火山ガイドを踏まえていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者がその結果に基づき、本発電所の運用期間中に設計対応不可能な火山事象によって本発電所の安全性に影響を及ぼす可能性について十分小さいとしていることは妥当であると判断した。

### 3. 火山活動のモニタリング

火山ガイドは、火山活動のモニタリングに関して、個別評価により運用期間中に火山活動の可能性が十分小さいと評価した火山であっても、設計対応不可能な火山事象が敷地に到達したと考えられる火山に対しては、噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的として運用期間中のモニタリングを行い、噴火可能性につながるモニタリング結果が観測された場合には、必要な判断・対応をとることを示している。

申請者は、敷地から半径5kmの範囲に火砕流堆積物が認められていることから、設計対応不可能な火山事象が過去に敷地に到達したことが否定できない加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ及び阿多カルデラを含め、阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ及び鬼界を対象に、運用期間中のモニタリングについて以下のとおり方針を示した。

- (1) VEI7以上の噴火の早期の段階であるマグマの供給時に変化が現れる地殻変動及び地震活動について、既存観測網等による地殻変動及び地震活動の観測データ、公的機関による発表情報等の収集・分析を行い、第三者の火山専門家の助言を得た評価を定期的にかつ警戒時には臨時で行うことで火山活動状況に変化がないことを定期的に確認する計画としている。
- (2) 対象火山の状態に変化が生じた場合は、設計対応不可能な火山事象を伴うVEI7以上の噴火への発展の可能性を評価し、その可能性がある場合には、原子炉の運転の停止、燃料体等の搬出等を実施する方針としている。

規制委員会は、火砕物密度流による影響に関する審査の過程において、地球物理学的な調査項目を考慮したモニタリング計画の検討、噴火の可能性につながるモニタリング結果が観測された場合の対応方針の検討等を求め、申請者はこれらを反映したモニタリング計画を再検討した。

規制委員会は、申請者が計画している運用期間中のモニタリングが、設計対応不可能な火山事象が過去に敷地に到達したことが否定できない火山を監視対象として抽出し、その監視項目及び監視の方法、定期的評価の方針及び火山活動の兆候を把握した場合の対処方針を示していることなどから、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

### 4. 火山事象の影響評価

火山ガイドは、原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象によって、安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合、原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を地理的距離から抽出し、その影響評価を行うことを示している。

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

- (1) 設計対応不可能な火山事象以外の火山事象については、運用期間中に考慮する噴火規模と本発電所との位置関係を踏まえ、降下火砕物については桜島における桜島薩摩噴火（約 12,800 年前、噴火規模は約 11km<sup>3</sup>）によるものが敷地において最も影響が大きいと評価し、文献調査によって層厚が 12.5cm 以下であること及び地質調査によって敷地付近に降下火砕物が認められないことを踏まえ、敷地において考慮する降下火砕物の層厚を 15cm としている。
- (2) 降下火砕物以外の火山事象である火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震、熱水及び地下水の異常の影響については、将来活動する可能性がある、若しくは否定できない火山から、いずれも敷地に影響を及ぼさないとしている。
- (3) 桜島薩摩噴火による火山灰の堆積量の推定について、シミュレーションによる検討を行い、シミュレーション結果による層厚を 12cm 以下、シミュレーションの前提条件として得られた諸元として密度を 1.3 ないし 1.5g/cm<sup>3</sup>（飽和）、0.6 ないし 0.8g/cm<sup>3</sup>（乾燥）、粒径を 4mm 以下が 95%以上としている。

規制委員会は、申請者が実施した設計対応不可能な火山事象以外の火山事象の影響評価については、降下火砕物の数値シミュレーションを行うことにより算出していることなどから、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

## 5. 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針

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

申請者は、降下火砕物の影響を設計に考慮する施設として、安全重要度分類指針で規定されているに基づき、クラス 1 及びクラス 2 に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。このうち、建屋に内包される構築物、系統及び機器についてはこれらの施設を内包する建屋、屋外に設置されている施設、屋外に開口している施設並びに外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取込む機構を有する施設を設計対象施設としている。さらに、降下火砕物の影響によりクラス 1 及びクラス 2 に属する施設に影響を及ぼし得るクラス 3 に属する施設を設計対象施設として抽出する方針としている。それ以外のクラス 3 に属する施設

にあっては、降下火砕物により損傷した場合であっても、代替手段があることなどにより安全機能が損なわれないことから抽出しない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対象施設を抽出するための方針が、安全重要度分類指針に従って、降下火砕物によって安全機能が損なわれるおそれがある構造物、系統及び機器並びに上位クラスへ影響を及ぼし得る施設について、火山ガイドを踏まえて降下火砕物の特徴を考慮した上で、適切に抽出するものとしていることを確認した。

## 6. 降下火砕物による影響の選定

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

### （1）直接的影響

申請者は、降下火砕物の特徴から荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を設定した上で、外気吸入の有無等の特徴を踏まえ、直接的影響の主な因子として、構造物への静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗、閉塞）及び化学的影響（腐食）を選定している。

### （2）間接的影響

申請者は、降下火砕物が原子力発電所に間接的に与える影響について、外部電源の喪失及び交通の途絶といった本発電所外で生じる影響を選定している。

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

## 7. 設計荷重の設定

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

申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の設計対象施設ごとに応じて常時作用する荷重、運転時荷重（自重、死荷重及び活荷重）を適切に組み合わせるとしている。火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。さらに、

設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

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

なお、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪の組合せについては「Ⅲ－4. 3 自然現象の組合せ」、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－4. 4 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮」で記載している。

## 8. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

降下火砕物の直接的影響によって安全機能が損なわれない設計方針とする必要がある。

### （1）安全機能を有する構築物等の健全性の維持（荷重）に対する設計方針

申請者は、設計対象施設のうち降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設について、設計荷重が許容荷重に対して構造健全性を失わず、安全機能を損なわない設計方針としている。

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

### （2）安全上重要な設備の機能の維持に対する設計方針

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

#### ① 構築物への化学的影響（腐食）

設計対象施設である建屋及び屋外施設は、外装塗装等を実施し、降下火砕物に付着した腐食性ガスによる化学的影響（腐食）に対して、安全機能が損なわれないように設計するとしている。

#### ② 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）

設計対象施設である水循環系を有する施設は、降下火砕物の粒径に対して、その施設の狭隘部に十分な幅を設け閉塞しないように設計するとしている。降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はないとしている。また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計するとしている。摩耗につ

いては、降下火砕物の硬度が砂よりも低くもろいことから、点検及び補修により対応が可能としている。

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

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

④ その他の影響

設計対象施設への直接的影響としては、上記の①から③の他に、降下火砕物の粒子の衝突、水質汚染の影響が考えられるが、設計対象施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしている。また、電気系及び計装制御系の計装盤は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。

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

### （３）外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針

申請者は、屋外に連通する開口部を有する設計対象施設については、降下火砕物が侵入し難い設計方針とするとともに、塗装を行うとしている。降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、当該汚染が外気取入口から中央制御室に侵入しないように換気空調系の閉回路循環運転を実施することとし、この場合であっても酸素濃度の低下又は炭酸ガス濃度の上昇により制限値に達するまでの間の中央制御室の居住性が確保される設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物や設計対象施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入防止対策として、平型フィルタ等の設置や換気空調系の停止により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあっては閉回路循環運転により居住性を確保する方針としていることを確認した。

### （４）降下火砕物の除去等の対策

申請者は、設計対象施設に、長期にわたり静的荷重がかかることや化学的影響が発生することを避け、安全機能を維持するために、除灰作業や点検等を実施する方針としている。

規制委員会は、申請者が、降下火砕物の除去等について、除灰作業等に必要資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針としていることを確認した。

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

## 9. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

火山ガイドは、降下火砕物による間接的影響として長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶を想定し、外部からの支援がなくても、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れることを示している。

申請者は、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないようにディーゼル発電機、燃料油貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備え、タンクローリによる燃料の運搬も含めて7日間の連続運転が可能な設計方針としている。燃料貯蔵タンクから燃料油貯油槽への燃料運搬については、降灰時の道路条件を想定しても除灰作業によりアクセス性を確保するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、ディーゼル発電機、燃料油貯油槽及び燃料油貯蔵タンクを備え、7日間の連続運転を可能とするために、燃料の運搬のためのアクセスルートの除灰作業を行う運用とするとしており、この方針が火山ガイドを踏まえたものであることを確認した。

### Ⅲ-4. 2. 3 外部火災（~~森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス~~）に対する設計方針

第6条第1項から及び第3-2項は、敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象（故意によるものは除く。）による火災等（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針
2. 考慮すべき外部火災
3. 外部火災に対する設計方針
  - (1) 森林火災
  - (2) 近隣の産業施設の火災・爆発
  - (3) 発電所敷地内における航空機落下等による火災
  - (4) ばい煙及び有毒ガス

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 設計上対処すべき外部火災防護施設を抽出するための方針

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

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

規制委員会は、申請者による外部火災防護施設の抽出方針について、外部火災によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器を、火炎及び線強度及び火炎輻射熱の影響強度による影響並びにばい煙等の二次的影響の特徴を考慮した上で、安全重要度分類指針に従って抽出するものとしていることを確認した。

## 2. 考慮すべき外部火災

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

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

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

## 3. 外部火災に対する設計方針

### (1) 森林火災

森林火災に対する防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、発電所周辺で発生し得る森林火災の設定方法、

森林火災による発電所への影響を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり森林火災を設定し、その延焼を防ぐための手段として防火帯を設けるとした上で、防火帯の幅、危険距離（火災の延焼防止に必要な距離）及び火炎が防火帯外縁に到達するまでの時間を評価し、設計方針を策定している。

#### ① 発生を想定する森林火災による影響評価

森林火災による影響を評価するに当たり、外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度の算出方法を示すとともに、延焼速度を基に発火点から発電所までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を、火炎輻射強度を基に危険距離を算出する方法を示している。

##### a. 発生を想定する森林火災の設定

申請者は、発生を想定する森林火災の設定として、本発電所周辺の可燃物の量（植生）、気象条件、発火点等の森林火災の発生に関連する条件について、以下のように設定している。

##### ア. 可燃物の量（植生）の設定

申請者は、鹿児島県から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種、林齢に基づき、可燃物となる植生を設定している。

規制委員会は、この設定については、現地状況を踏まえたものであることを確認した。

##### イ. 気象条件の設定

申請者は、鹿児島県における森林火災発生頻度が年間を通じて比較的高い月の過去10年間の気象データの中から、最小湿度、最高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組み合わせを気象条件として設定している。また、風向については、最大風速時における風向と卓越風向の2つを設定し、これらを基に評価に必要なパラメータを算出した上で、パラメータごとに、より厳しい値を採用している。

規制委員会は、この設定については、本発電所周辺の特徴が考慮されていることを確認した。

##### ウ. 発火点の設定

申請者は、発火点の設定について、最大風速時の風向が東であることを踏まえ、発電所東側で最も近い道路沿いの駐車場を設定するとともに、卓越風向が北北東であることを踏まえ、北東の森林も設定している。2つの発火点を基に評価に必要なパラメータを算出し、パラメータごとに、より厳しい値を採用している。ま

た、いずれの発火点も、発電所からの直線距離が 10km までの範囲内であり、発火源として人為的行為を想定している。なお、発電所東側の発火点については、周辺に森林が多いことから、より遠い場所を発火点とした場合の森林火災も評価し、道路沿いの駐車場の方がより厳しくなることを確認している。

規制委員会は、この設定については、本発電所周辺の特徴が考慮されており、保守的なものであることを確認した。

#### エ. 土地の利用状況及び地形の設定

申請者は、土地の利用状況について、国土交通省により提供されている国土数値情報の 100m メッシュのデータを用い、地形データについては国土地理院により提供されている基盤地図情報の 10m メッシュの標高データを用いている。

規制委員会は、この設定については、高い空間解像度を有するデータが採用されており、現地状況を踏まえたものであることを確認した。

#### オ. 発火時刻の設定

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

規制委員会は、この設定については、火線強度を最大にするものであり、保守的なものであることを確認した。

#### b. 森林火災による影響評価

申請者は、以上の設定を基に、森林火災シミュレーション解析コード (FARSITE) を用いて、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を算出した上で、延焼速度を基に発火点から防火帯までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を算出している。具体的には、延焼速度を 0.03m/s とし、これを基に、発火点から防火帯までの火災の到達時間を約 5 時間としている。防火帯の外縁での最大火線強度を 366kW/m とし、これに必要な防火帯幅を 16m としている。また、最大の火炎輻射強度を 426kW/m<sup>2</sup> としている。

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

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

設定及び算出されていることを確認した。

## ② 森林火災に対する設計方針

発生を想定する森林火災の設定等に関して、外部火災ガイドは、発火点から発電所敷地境界までの到達時間の算出及び防火帯幅の設定の考え方を示している。

申請者は、発火点から防火帯までの到達時間が約5時間と算出されたことから、発電所に常駐する自衛消防隊により、万が一の飛び火等による火災の延焼を防止することが可能であるとしている。

必要な防火帯幅が16mと算出されたことから、森林伐採により20mの防火帯幅を確保している。また、森林火災による熱影響（最大の火災輻射強度）が $426\text{kW/m}^2$ と算出されたことから、設計方針の策定に用いる火災輻射強度を $500\text{kW/m}^2$ とし、これに対する危険距離を算出した上で、危険距離に応じた離隔距離を確保している。

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

クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を内包する建屋について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建屋の外壁温度が許容値を下回るように設計している。クラス1及びクラス2に属する屋外の構築物、系統及び機器については、森林火災に伴う温度上昇により安全機能が損なわれないように設計している。また、クラス3に属する屋外の構築物、系統及び機器については、防火帯の内側への設置、代替設備の確保又は火災防護計画に基づく消火活動により防護する方針としている。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要な防火帯幅及び外部火災防護施設との離隔距離を確保していること、代替設備の確保及び火災防護計画に基づく消火活動によりクラス3に属する屋外の構築物等を防護する方針としていることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計が、森林火災による影響に対して必要な防火帯幅等を確保する方針としていることを確認した。

## (2) 近隣の産業施設の火災・爆発

近隣の産業施設の火災・爆発に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発電所敷地外の石油コンビナート等を抽出した上で、設計方針を策定

する必要がある。外部火災ガイドは、それらに火災・爆発が発生した場合の影響（飛来物を含む。）について評価する方法を示している。

申請者は、以下のように近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価した上で、離隔距離（火災・爆発の発生が想定される地点から外部火災防護施設までの距離）が危険距離（火災の延焼防止に必要な距離）及び危険限界距離（爆発の爆風圧が 0.01MPa 以下になる距離）以上となるように、設計方針を策定している。

#### ① 近隣の産業施設の火災・爆発の発生の想定

近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価するためには、発電所に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設を抽出する必要がある。外部火災ガイドは、具体的な火災・爆発の設定方法、危険距離及び危険限界距離の算出方法を示している。

申請者は、発電所敷地外の半径 10km 以内に存在する石油コンビナート及び危険物貯蔵所等を抽出した上で、危険物等の流出による火災やガス爆発を想定し、危険距離及び危険限界距離を算出している。

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

#### ② 想定される近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計方針

発生を想定する近隣の産業施設の火災・爆発に対して防護設計を行うために、設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、危険距離及び危険限界距離に対して、必要な離隔距離（近隣の産業施設と原子炉施設間の距離）を確保することを示している。

申請者は、近隣の産業施設において想定される火災・爆発に対して算出された危険距離及び危険限界距離を上回る離隔距離が確保されるとしている。また、近隣の産業施設の爆発に伴い発生が想定される飛来物については、過去の実績を踏まえた算出方法によって求められた最大の飛距離を上回る離隔距離が確保されるとしている。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、算出された危険距離及び危険限界距離等に対して、必要な離隔距離を確保する方針としていることを確認した。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計が、

外部火災ガイドを踏まえたものであり、当該火災・爆発による影響に対して必要な離隔距離を確保する方針としていることを確認した。

### (3) 発電所敷地内における航空機落下等による火災

航空機落下等による火災に対して防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、発電所敷地内における航空機落下の想定の方法、この火災による発電所への影響を評価する方法を示している。

申請者は、以下のように、発電所敷地内における航空機落下等による火災を設定した上で、設計方針を策定している。その際、航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物タンクによる火災の重畳を考慮している。

#### ① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定等

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

申請者は、以下のように、発電所敷地内への航空機落下による火災だけでなく、これに伴う危険物タンクによる火災についても想定し、航空機落下による火災とそれに伴う危険物タンクによる火災も考慮し、輻射強度を算出している。

##### a. 航空機による火災の設定

申請者は、航空機落下事故の発生状況や機種による飛行形態の違いに関する最新の知見を基に、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定している。その航空機ごとの落下確率に関する知見を基に、敷地内において航空機落下確率が  $10^{-7}$  回/炉・年以上となる区域を、選定された航空機ごとに特定し、その中で安全施設から最も近い場所に航空機が落下し、搭載された全燃料が発火した場合の火災を想定している。なお、落下実績がない航空機については、保守的に落下実績を 0.5 件としている。その上で、選定された航空機ごとの燃料積載量と落下地点から安全施設までの距離を基に、輻射強度が最大となる航空機の種類を特定し、その落下による火災を設計方針の策定のために設定している。

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

設定されていることを確認した。

b. 発電所敷地内の危険物タンクによる火災の設定

申請者は、発電所敷地内に存在する危険物タンクのうち、燃料保有量及び燃焼面積が最大のタンク又は各外部火災防護施設の最も近くに設置されたタンクを選定し、タンク内の燃料量と原子炉建屋からの距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物タンクによる火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、発電所敷地内に存在する危険物タンクが特定され、タンク内の全燃料が燃焼した場合を想定し、タンクと各外部火災防護安全施設との距離を考慮して、輻射強度が最大となるタンクが選定され、そのタンクにおける火災が設定されていることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下等の火災の設定について、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

② 航空機落下等による火災に対する設計方針

発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定等に基づき、外部火災防護施設に対する設計方針を策定する必要がある。

申請者は、航空機落下による火災及び敷地内の危険物タンクによる火災を想定した場合について、それぞれについて算出した輻射強度に対し、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を内包する建屋の外壁温度が、許容値を下回るように設計するとしている。

さらに、航空機落下による火災と敷地内の危険物タンクによる火災の重畳について、同様に建屋の外壁温度を評価し、必要に応じて危険物タンクと建屋との間に障壁を設けることにより、外壁温度を許容値以下とするとしている。

また、クラス1及びクラス2に属する屋外の構築物、系統及び機器については、航空機落下等による火災に伴う温度上昇により安全機能が損なわれないこととしている。クラス3に属する屋外の構築物、系統及び機器については、代替設備の確保又は消火活動により防護する方針としている。

規制委員会は、申請者による航空機落下等による火災に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機火災の設定において敷地内の危険物タンク火災との重畳を考慮し、厳しい火災に対する輻射強度が算出されていること、算出された輻射強度に対して、必要に応じて障壁を設置することにより建屋の外壁温度を許容値以下とする方針としているこ

とを確認した。

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

#### (4) ばい煙及び有毒ガス

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

申請者は、発生を想定する二次的影響として、火災に伴い発生するばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。その上で、それぞれの影響に対して、安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器として、外気を取り込むクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出した上で、設計方針を策定している。

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

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

### **Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針**

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

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

1. 風(台風)に対しては、建築基準法に基づき風荷重を設定し、これに対し機

械的強度を有する設計とする。

2. 降水に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された日最大1時間降水量を上回る処理能力を持つ構内排水設備を設置して海域に排水する設計とする。
3. 落雷に対しては、建屋等に避雷設備を設置するなどの設計とする。
4. 生物学的事象に対しては、クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却海水設備に除塵設備を設ける設計とする。また、除塵装置を通過する貝等の海生生物に対して、海水ストレーナやスポンジボール洗浄装置により原子炉補機冷却水冷却器や復水器等への影響を防止する設計とする。小動物の侵入に対して屋外設置の端子箱貫通部等にシールをする設計とする。
5. 凍結に対しては、本発電所近隣の気象台で観測された最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれがあるものは保温等の凍結防止対策を行う設計とする。
6. 積雪に対しては、建築基準法に基づき積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
7. 高潮に対しては、本発電所近隣の験潮場での過去最高潮位以上の敷地高さに安全施設を設置し、高潮により影響を受けることのない設計とする。
8. 洪水に対しては、本発電所の敷地付近には川内川があるが、本発電所敷地は丘陵地帯であるため、洪水による被害を受けないことから、設計上考慮する必要はない。
9. 地滑りに対しては、本発電所敷地内に地滑りの素因となるような地滑り地形の存在は認められず、地滑りが発生しないことから、設計上考慮する必要はない。

規制委員会は、申請者の設計について、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

1. 風（台風）に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の風速を考慮して風荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、風（台風）に対する防護対策は、「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻による対する設計方針」に包絡される。
2. 降水に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮して構内排水設備を設計するとしていること。なお、降水に対する防護対策は、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止（第9条関係）」に包絡される。
3. 落雷に対しては、避雷設備、接地網等を有する方針としていること。
4. 生物学的事象に対しては、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置を

との方針としていること。

5. 凍結に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最低気温を考慮して凍結防止対策を行う方針としていること。
6. 積雪に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の積雪量を考慮して積雪荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、積雪に対する防護対策は、地震及び火山の影響による設計荷重の評価に包絡される（地震に対しては「Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第4条関係）」、火山の影響に対しては「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」）。
7. 高潮に対しては、信頼性のある過去の記録を調査し、高潮の影響を受けないよう安全施設への影響として考えられる最大の潮位を考慮して安全施設を設置する方針としていること。なお、高潮に対する防護対策は、「Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）」に包絡される。
8. 洪水に対しては、川内川と本発電所周辺の地形状況から、洪水による被害を受けないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
9. 地滑りに対しては、本発電所の敷地の地形状況から、地滑りが発生しないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

#### **Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針**

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

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の2. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）のうち、「Ⅲ－4. 2. 3 外部火災（森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機落下による火災及び有毒ガス）に対する設計方針」に記載したもの以外のその他人為事象（4事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない設計としている。

1. 船舶の衝突については、航路を本発電所敷地から離していることなどから、船舶が取水口に進入する可能性は極めて低く、仮に船舶が漂流した場合でも、閉塞しないよう開口部を十分広くした設計とする。また、重油流出事故が発生した場合はオイルフェンスを設置する設計とする。
2. 電磁的障害については、原子炉保護系計器ラック及びケーブルに対し、電磁波の侵入防止対策を行う設計とする。
3. 飛来物（航空機落下等）については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について（平成14・07・29原院第4号）」等に基づき、航空機落下

確率を評価した結果、1号炉は約 $4.7 \times 10^{-8}$ 回/炉・年、2号炉は約 $4.8 \times 10^{-8}$ 回/炉・年であり、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、本発電所1号炉及び2号炉ともに防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。

4. ダムの崩壊については、崩壊により本発電所に影響を及ぼすようなダムはないことから、設計上考慮する必要はない。

規制委員会は、申請者の設計について、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

1. 船舶の衝突に対しては、本発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえたものとしていること。
2. 電磁的障害に対しては、計測制御回路を構成する機器に電磁波侵入防止対策を講じるとしていること。
3. 飛来物（航空機落下等）に対しては、最新の航路、飛行実績等の情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
4. ダムの崩壊に対しては、本発電所周辺にダムはないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

### **Ⅲ－4. 3 自然現象の組合せ**

安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討する必要がある。なお、安全施設の安全機能が損なわれないことを広く確認する観点から、地震と津波についても、組み合わせる自然現象の対象に含める必要がある。

その上で、その組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第4条関係）」及び「Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）」において検討していない影響）により、安全施設の安全機能が損なわれないように設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の1. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）のうち、「Ⅲ－4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針」で本発電所の敷地では発生しないと評価した洪水及び地滑りを除くとともに、「Ⅲ－3 津波による損傷の防止（第5条関係）」において評価した高潮を除いた9事象に、地震及び津波を加えた11事象について、組合せを検討している。その際、各自然現象によって関連して発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組合せについて網羅的に検討している。

この組合せが原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象（関連して発生する可能性がある自然現象も含む）の設計に包絡されている、②原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響よりも小さくなる、③同時に発生するとは考えられない、という3つの観点から検討している。

その結果、上記の①から③のいずれかに該当する自然現象の組合せについては、安全施設の安全機能が損なわれないことを確認したとしている。また、①から③のいずれにも該当しない設計上考慮すべき自然現象の組合せとして、火山の影響、風（台風）及び積雪が抽出され、その組合せに対して安全施設の安全機能が損なわれない設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による自然現象の組合せが、安全施設に与える影響を考慮して抽出されていること、また、抽出されたもの以外の自然現象の組合せによる安全施設に与える影響に対しては、安全機能が損なわれないとしていることを確認した。

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

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

重要安全施設の設計に当たっては、これに大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（必要に応じて異種の自然現象を重畳させる）により作用する力（衝撃）に設計基準事故時の荷重（応力）を適切に考慮する必要があり、それぞれ因果関係や時間的变化を踏まえて、適切に組み合わせる必要がある。

申請者は、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の1. で抽出した自然現象に含まれるとしている。また、これらの自然現象又は「Ⅲ－4. 3 自然現象の組合せとそれに対する設計方針」で抽出した自然現象の組合せにより、重要安全施設を含む安全施設の安全機能が損なわれない設計としていることから、これらの自然現象により設計基準事故は発生しないため、当該自然現象と設計基準事故を組み合わせる必要はないとしている。また、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により重要安全施設に作用する衝撃と設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、当該自然現象によって設計基準事故が発生しな

いように設計するとしていること、また、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により、重要安全施設に作用する力と設計基準事故時の荷重を適切に組み合わせる方針としていることを確認した。

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

第7条は、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件等が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁等により防護し、人の接近管理及び出入管理が行える設計とする。
2. 原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持ち込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、持ち込み検査が可能な設計とする。
3. 原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。
4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。

規制委員会は、申請者の設計が、核物質防護対策として上記の対策1. から3. を講じるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第8条関係）**

第8条は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止すること、かつ、早期に火災を感知消火すること並びに火災の影響を軽減することができるように設計することを要求している。また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように消火設備を設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域又は火災区画の設定
2. 火災防護計画を策定するための方針

3. 火災の発生防止に係る設計方針
4. 火災の感知及び消火に係る設計方針
5. 火災の影響軽減に係る設計方針
6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 火災区域又は火災区画の設定

火災防護基準は、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるために、火災区域又は火災区画を設定することを要求している。

申請者は、原子炉を安全に停止する（本節において、「原子炉を安全に停止する」とは、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、これを維持することをいう。）ために必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（以下「安全機能を有する機器等」という。）を、火災から防護する対象として抽出する方針としている。安全機能を有する機器等を設置する区域であって、耐火壁によって他の区域と分離されている区域を火災区域として、また、火災区域を耐火壁等によりさらに細分化したものを火災区画として設定している。

なお、設計基準対象施設のうち、安全機能を有する機器等以外の構築物、系統及び機器については、それぞれについて火災防護対策を行うとしている。

規制委員会は、申請者が、安全機能を有する機器等を設置する場所を、火災区域又は火災区画として設定する方針としていることを確認した。

## 2. 火災防護計画を策定するための方針

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

申請者は、火災防護対策を適切に実施するための火災防護計画を定めるとしている。

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

- (1) 原子炉施設全体を対象とする計画であること。

- (2) 火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、防護するための機器、組織体制を定めること。
- (3) 安全機能を有する機器等を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれの目的を達成するための火災防護対策についても同計画に定めること。

### 3. 火災の発生防止に係る設計方針

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

#### (1) 原子炉施設における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 火災区域に、発火性又は引火性物質を内包する設備を設置する場合、発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止、配置上の考慮、換気、防爆、貯蔵を考慮した設計とする。
- ② 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域においては、換気により可燃性の蒸気を滞留させない。
- ③ 火災区域には、可燃性の微粉を発生する設備を設置しない。
- ④ 水素が発生するおそれがある火災区域においては、水素の換気及び漏えい検知等の対策を図る。
- ⑤ 火災区域には、放射線分解等により水素を発生する設備を設置しない。
- ⑥ 原子炉施設には、火花を発生する設備等発火源となる設備を設置しない。
- ⑦ 原子炉施設には、電気系統の過電流による加熱、焼損の防止等の対策を図る。

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

#### (2) 安全機能を有する機器等における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 機器等の支持構造物のうち、主要な構造材には不燃性材料を使用する。
- ② 変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する。
- ③ 難燃ケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用する。

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

⑤ 保温材は、金属等の不燃性のものを使用する。

⑥ 建屋内装材は、不燃性材料を使用する。

規制委員会は、申請者による安全機能を有する機器等における火災の発生防止に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

ただし、難燃ケーブルとすべき核計装用ケーブルは、それ単体では延焼を確実に防止できないものの、チャンネルごとに専用電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給防止のため、両端を難燃性の耐熱シール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

### (3) 自然現象による原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生防止

申請者は、安全機能を有する機器等を十分な支持性能をもつ地盤に設置し、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止すること、設計に当たっては、設置許可基準規則解釈に従って設計すること、原子炉施設内の構築物、系統及び機器について、落雷による火災の発生防止対策として建屋等に避雷設備を設置するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、自然現象により原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生を防止する方針としており、火災防護基準の規定に則っていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の発生防止に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

## 4. 火災の感知及び消火に係る設計方針

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

### (1) 火災感知設備

申請者は、火災感知設備について、以下の設計方針としている。

① 各火災区域における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置する。

- ② 早期に火災を感知するため、煙感知器と熱感知器等異なる種類の感知器を組み合わせて設置するとともに、火災の発生場所を特定することができるものとする。
- ③ 感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況の温度や煙の濃度を監視し、急激な温度上昇や煙の濃度上昇を把握することができる「アナログ式の火災感知器」を使用する。
- ④ 外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるよう内蔵型蓄電池を設置する。
- ⑤ 火災感知設備の情報が中央制御室で監視できる。

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

ただし、一部については火災防護基準が求める「アナログ式の火災感知器」を設置するしないものの、以下の対応により、十分な保安水準が確保されることを確認した。

- ① 「アナログ式の火災感知器」は火花が出る可能性があるため、水素の漏えいの可能性が否定できない火災区域又は火災区画には設置せず、代わりに防爆型の火災感知器を設置する。また、当該火災区域又は火災区画は、機械空調により環境を維持し誤作動を防止する。
- ② 「アナログ式の火災感知器」は、降水等による誤作動の可能性があり、それを低減するため、屋外の火災区域又は火災区画には設置せず、代わりに密閉性を有する防爆型の火災感知器を設置する。

使用済燃料ピット及び使用済樹脂貯蔵タンク室に火災感知器を設置しないとしていることについては、発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させないとしていることを確認した。

## (2) 消火設備

申請者は、消火設備について、以下の設計方針としている。

- ① 煙の充満等により消火活動が困難となる区域等における消火設備の設計方針

原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等を設置する火災区域又は火災区画には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、中央制御室からの手動操作又は自動起動の消火設備により消火することとする。ただし、火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域又は火災区画、又は、運転員が常駐し高感度の火災感知器を設置することにより消火活動が可能である火災区域又は火災区画においては、消火器等で消火する。

また、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機

器を設置する火災区域には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、中央制御室からの手動操作又は自動起動の消火設備により消火することとする。ただし、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域又は火災区画においては、消火器等で消火する。

② 消火用水供給系の多重性又は多様性の確保

ろ過水貯蔵タンク2基及び燃料取替用水タンク1基を水源とし、水道水系とは共有しない。消火ポンプは、ディーゼル消火ポンプと電動消火ポンプを各々1台設置する。

③ 消火設備の系統分離に応じた独立性の確保

系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、動的機器である弁等の単一故障(単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと(従属要因による多重故障を含む。)をいう。)を仮定しても、消火機能を喪失することがないようにする。

④ 火災に対する二次的影響の考慮

煙等による二次的な影響を受けないよう、消火対象となる火災区域又は火災区画とは別のエリアに消火設備を構成するボンベ及び制御盤等を設置する。

⑤ 消火設備の電源確保

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

⑥ その他

①から⑤に加えて、以下の対策を講じる。

- a. 消火剤及び消火水の確保
- b. 移動式消火設備の配備
- c. 中央制御室への故障警報を発するための吹鳴機能の確保
- d. 全ての火災区域又は火災区画の消火活動を可能とするための消火栓の配置
- e. 固定式ガス消火設備の作動前における退出警報を発するための吹鳴機能の確保
- f. 管理区域内での消火活動を行うことにより、管理区域内から放射性物質を含むおそれがある排水の流出防止
- g. 消火活動を行うために必要となる照明の設置

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

ただし、使用済樹脂貯蔵タンク室に消火設備を設置しないとしていることについては、発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させないとしていることを確認した。

### (3) 地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持

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

- ① 外気温が 0℃まで低下した場合、凍結を防止するために、屋外の消火栓及び消火配管のブロー弁を微開とする運用とする。また、屋外の火災感知設備は-10℃の環境下でも使用可能なものとする。
- ② 屋外における消火設備の制御盤には浸水防止対策を講じる。また、建屋外の火災感知設備は、風水害によって流れ込む水などに対しても、早期に取替を行うことにより当該機器の機能及び性能の維持ができる運用とする。
- ③ 火災感知設備及び消火設備を、安全機能を有する機器等の耐震クラスに応じて火災区域及び火災区画に設置すること、基準地震動が発生した場合においても当該機器の機能及び性能の維持ができるものとする。
- ④ 地盤変位による影響を直接受けないように配管の建屋接続部に溶接継手を採用する。消火配管を地上又はトレンチ内に設置する。消火配管接続口を建屋の外部に設置する。

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

### (4) 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、消火設備の放水による溢水に対して、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。また、ガス消火設備として、二酸化炭素及びハロンを用いることとしているが、二酸化炭素は不活性であること及びハロンは電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても、電気及び機械設備に影響を与えないとしている。なお、溢水に対する防護設計については、「Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」において記載する。

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

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

## 5. 火災の影響軽減に係る設計方針

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

#### (1) 原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等を設置する火災区域の分離

申請者は、原子炉を安全に停止するための安全機能を有する機器等を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁、貫通部シール、防火扉及び防火ダンパで分離するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離する設計としており、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

#### (2) 原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等の系統分離

申請者は、原子炉施設において火災が発生した場合に、その機能の喪失により原子炉を安全に停止することを阻害するおそれがある機器（以下「火災防護対象機器」という。）及び火災防護対象機器を駆動若しくは制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。これらを総称して「火災防護対象機器等」とする。）を防護するため、同機器等の相互の系統分離及びこれらに関連する火災防護対象ケーブル以外のケーブルとの系統分離を行うとしている。系統分離に当たっては、火災区画内及び隣接火災区画間の延焼を防止するため、以下のいずれかに該当する設計とするとしている。

##### ① 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁等により分離された火災区域又は火災区画に設置する。

##### ② 水平距離6m以上の距離等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、互いの系統間の水平距離を6m以上とし、その間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かないこと、かつ、当該区域又は区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。

##### ③ 1時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離

互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、1時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、当該区域又は区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室及び原子炉格納容器内の区画以外に係る火災の影響軽減に係る設計が、火災防護基準に規定に則っており、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離した上で、原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等の系統分離を図ることにより、当該火災区域又は火災区画において火災が発生した場合においても原子炉を安全に停止することができるとしていることを確認した。

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

### (3) 原子炉制御室における火災の影響軽減対策

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

- ① 制御盤内における操作スイッチ及びケーブルにおいて火災が発生した場合であっても、近接する他の構成部品に影響がないことを実証試験により確認すること。
- ② ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲への火災を与えない金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用すること。
- ③ 中央制御室に設置する異なる種類の火災感知器とは別に、直ちに煙を検知できる火災感知器を制御盤内に設置すること。
- ④ 常駐する運転員により早期の消火活動が実施できるよう手順を定めて訓練を実施すること。
- ⑤ 火災の発生箇所の特定ができるようサーモグラフィカメラ等を配備すること。
- ⑥ 制御盤の一つの区画内で火災が発生し安全機能が全て喪失した場合であっても、他の区画の制御盤による運転操作、現場の遮断器等の操作により原子炉を停止することができること。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、上記①から⑥の対策を講じることにより、火災の発生防止対策、火災による他系統への延焼を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じること、制御盤の一つの区画内で火災が発生し当該区画における安全機能が全て喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止することができることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

#### (4) 原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策

申請者は、原子炉格納容器内で発生が想定される火災に対して、ケーブルトレイが原子炉格納容器内で近接して設置されていること並びに1時間耐火性能を有している隔壁等は事故が発生した場合にデブリ発生 of 要因となり再循環サンプの閉塞をもたらす可能性があることから、上記(2)の系統分離対策を講じないものの、以下のとおり対策を講じている。

- ① ケーブルトレイには、火災の延焼や火災からの影響を抑制するため蓋を設置すること。
- ② 電気盤の筐体、油内包機器のケーシング等により、原子炉格納容器内における火災の影響を限定すること。
- ③ 火災源となり得る油を内包したポンプは、油が漏れた場合でも拡大しないように設計すること。
- ④ 防爆型の煙火災感知器及び防爆型の熱火災感知器を設置すること。
- ⑤ 原子炉格納容器内で火災が発生した場合の消火要員の進入の可否の判断を含めた消火手順を定め、消火要員が進入可能な場合は要員による早期の消火活動を行う運用とすること。
- ⑥ 消火要員が進入困難な場合は、中央制御室で手動操作可能な原子炉格納容器スプレイ設備を用いた消火を行うこと。
- ⑦ 格納容器内で火災が発生し動的機器の安全機能を全て喪失した場合であっても、原子炉格納容器外に設置される補助給水設備と主蒸気系統設備により原子炉の高温停止を維持し、火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を起動することで、原子炉の低温停止を達成することができること。

規制委員会は、申請者による原子炉格納容器における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、原子炉格納容器内には可燃物の持ち込みが制限されることを踏まえ、申請者が上記①から⑦の対策を講じることにより、原子炉格納容器内において発火源として想定される機器に火災が発生した場合においても火災の影響を限定し、火災による他系統への延焼や火災からの影響を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じることにより、火災防護対象機器等の機能が損なわれないとしていること、原子炉格納容器内で火災が発生し動的機器の安全機能を全て喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止することができることとしていることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。

#### (5) その他の影響軽減に対する設計上の考慮

申請者は、放射性物質の貯蔵機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁等によって他の火災区域から

分離すること、他の火災区域又は火災区画へ火炎、熱、煙が悪影響を及ぼさないよう換気空調設備には防火ダンパを設置する設計とすること、中央制御室の火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備すること、油タンクは換気空調設備による排気等により屋外へ排気することを踏まえた設計としている。

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

## (6) 火災影響評価

申請者は、火災により運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生したとしても事故等を収束できるよう設計としている。

規制委員会は、申請者が、火災による影響を考慮しても、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を想定して多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく異常状態を収束できる設計とする方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

## 6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

火災防護基準は、1. から5. までの項目に加え、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じた設計とすることを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 配線処理室には、2箇所を入口を設置する設計とする。また、中央制御室から配線処理室までのケーブルトレイ間は、運転員が消火活動を行うことを考慮しスペースを確保した設計とする。
- (2) 安全補機開閉器室は、電源供給のみに使用する設計とする。
- (3) 蓄電池室には、蓄電池のみを設置し直流開閉装置やインバータは設置しない設計、換気設備は水素ガスの排気に必要な換気量以上となるように設計、換気設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する機能を有する設計とする。
- (4) ポンプ室には、煙を排気できる可搬型の排風機を設置できる設計とする。
- (5) 中央制御室を含む火災区域の換気空調設備には、防火ダンパを設置する設計とする。また、中央制御室の床面には、防火性を有するカーペットを使用する設計とする。

- (6) 使用済燃料貯蔵設備は、純水中においても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする、また、新燃料貯蔵設備は、新燃料を保管するラックが一定のラック間隔を有する設計とするため、消火水が入ったとしても臨界にはならない。
- (7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域は、換気設備が排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できるように設計する、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の容器や不燃シートに包んで保管する、崩壊熱による火災の発生を考慮する放射性物質はない。

規制委員会は、申請者の設計が、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した対策を講じる方針としていることを確認した。

### Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

第9条第1項は、安全施設は発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能が損なわれないように設計することを要求している。また、同条第2項の規定においては、設計基準対象施設について、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体が~~あふれ出溢れ~~た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、~~申請者による溢水に対する設計が、設置許可基準規則に適合しているものであることを確認するため、~~以下の項目について審査を行った。

1. 溢水に対し防護すべき設備（以下「防護対象設備」という。）を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
4. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針
5. 建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針
6. 建屋外からの流入防止に関する設計方針
7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針
8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 防護対象設備を抽出するための方針

**発電用**原子炉施設内で発生する溢水に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、防護対象設備として、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するために必要な設備、放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備並びに使用済燃料貯蔵槽の冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針としている。なお、それらのうち、溢水によって安全機能が損なわれない静的機器、原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器、溢水の影響を受けて動作機能を損なっても安全機能を維持できる機器及び主給水隔離弁の機能を代替できる主給水逆止弁については、溢水による影響評価の対象として抽出しないこととしている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、設置許可基準規則解釈で規定されている安全機能を有する設備を全て抽出することを確認した。

## 2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水（以下「破損による溢水」という。）、異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「放水による溢水」という。）及び地震等の自然現象による機器の破損等により生じる溢水（以下「地震等による溢水」という。）における、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。

### (1) 破損による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、機器の破損等により生じる溢水~~を想定して源として~~、配管の破損箇所~~をからの~~溢水~~源として~~を設定~~する~~としている。この場合の溢水量は、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離範囲内の系統保有水量を合算して設定する方針としている。ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量と漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定するとし、配管の破損形状については、内包する流体のエネルギーに応じて、配管を高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、詳細応力評価により設定する方針としている。

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

## (2) 放水による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、「Ⅲ－6 火災による損傷の防止（第8条関係）」において設置するとした消火設備からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としている。放水時間の設定は、火災防護審査基準に従い3時間を基本とし、火災源が小さい場合は、火災荷重に応じて放水時間を設定する方針としている。

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

## (3) 地震等による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、本カテゴリーに入る溢水として、地震により発電所内で発生する溢水を想定するとし、地震以外の自然現象(津波を除く。以下本節において同じ。)により発生する溢水は、防護対象設備の配置及びタンク等の破損条件から地震による溢水に包絡されることから対象としないとしている。具体的な溢水源として、流体を内包するB、クラス及びCクラス機器（配管及び容器）のうち基準地震動に対する耐震性が確保されない機器及び使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水を想定している。ただし、防護対象設備が設置されていない水密化区画内で生じる溢水は、溢水源として想定しないとしている。配管の破損により生じる溢水量は、流出流量と隔離時間とを乗じて得られる漏水量と、隔離範囲内の保有水量を合算して設定する方針としている。容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水の全量流出を基本としている。また、運転員の手動操作により漏えい停止が期待できる場合には、これを考慮し設定する方針としている。使用済燃料ピットからの溢水量については、基準地震動により発生するスロッシングによるピット外への漏水量としている。

規制委員会は、申請者が、地震以外の自然現象による溢水が、地震による溢水に包絡されるとしており、溢水源については、流体を内包する全てのBクラス及びCクラス機器（配管及び容器）を対象として基準地震動に対する耐震性を考慮し破損を想定する機器を抽出した上で、設定する方針としていること、また、溢水量については、操作時間を踏まえた隔離時間を考慮して設定する方針としていることを確認した。

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

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

### 3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

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

#### (1) 溢水防護区画の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、防護対象設備が設置されている全ての場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路を対象に溢水防護区画を設定する方針としている。

規制委員会は、申請者による溢水防護区画の設定が、防護対象設備が設置されている全ての区画等を対象に、壁、堰等又はそれらの組合せによって設定する方針としていることを確認した。

#### (2) 溢水経路の設定

申請者は、溢水ガイドを踏まえて、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、開口部、扉等からの流入又は流出を保守的に設定した条件で当該区画内の水位が最も高くなる経路を溢水経路として設定する方針としている。ただし、消火活動時の区画扉は、開放状態と設定するとしている。溢水影響を軽減することを期待する壁、扉、堰等については、必要により、保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施するとしている。

規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように適切に行われるとしていること、また、経路上の堰等に溢水影響の軽減を期待する場合は、基準地震動に対する耐震性を評価するとともに、扉等については適切に運用するとしていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水防護区画及び溢水経路の設定が、現場設備等の設置状況を踏まえ、防護対象設備が設置されている全ての区画等を対象に溢水防護区画として設定する方針としているとともに、当該区画内の溢水水位が最も高くなるような保守的な条件で溢水経路を設定する方針としていることを確認した。

#### 4. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針

防護対象設備は、破損、放水及び地震等による溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針であることが必要である。

また、使用済燃料ピット水が地震に伴うスロッシングによってピット外へ漏水しても、当該ピットの冷却及び給水ができる設計方針であることが必要である。

##### (1) 没水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、没水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とされている。具体的には、以下のいずれかの設計を行う方針としている。

- ① 溢水による水位に対して、機能喪失高さが上回るように設置することにより、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。その際、流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。
- ② 防護対象設備が、多重性又は多様性を有し、各々を別区画に設置することにより、同時に安全機能を損なわない設計とする。
- ③ 壁、扉、堰等による没水対策を実施する。

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

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

##### (2) 被水の影響に対する設計方針

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

- ① 防護対象設備が被水試験等により確認された防滴機能を有しており安全機能を損なわない設計とする。
- ② 防護対象設備が、多重性又は多様性を有し、各々を別区画に設置することにより、同時に安全機能を損なわない設計とする。
- ③ 防護対象設備への止水処置等による被水対策を実施する。

この他、消火活動時の放水による被水の影響については、防護対象設備に不要な放水を行わないように消火時の注意事項を定め、教育により周知徹底を図ることにより被水させるおそれがないとしている。また、現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としている。

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

### (3) 蒸気放出の影響に対する設計方針

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

- ① 蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、遠隔隔離を行う設計とする。
- ② 自動検知及び遠隔隔離対策だけでは、その防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については、防護カバーを設置する。

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

規制委員会は、申請者の設計が、防護対象設備の健全性が確認されている条件を超えることがないようにする方針とし、必要に応じて、①漏えいの自動検知及び遠隔隔離による蒸気影響緩和対策又は、②破損想定箇所への防護カバーを設置することによる緩和対策を行う方針としていることなどを確認した。

### (4) 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

申請者は、使用済燃料ピットの冷却及び給水に必要な設備の没水、被水、蒸

気放出の影響に対する安全機能維持に係る設計に加え、使用済燃料ピットが、スロッシング後においても、ピット冷却機能及び遮蔽機能維持に必要な水位を確保する設計方針としている。

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

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

## 5. 建屋外の防護対象設備を防護するための設計方針

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

申請者は、建屋外の防護対象設備である海水ポンプについて、海水ポンプエリア内外で生じる溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針としている。海水ポンプエリア外で生じる溢水（屋外タンク接続配管の破損等）に対しては、当該エリアへ流入させないように防護壁及び水密扉の設置や壁貫通部の止水措置を講じる方針としている。エリア内で生じる溢水に対しては、破損による溢水、放水による溢水及び地震等による溢水を想定しても、当該設備が没水し機能喪失することがないようにエリア内の床ドレンからの排水を可能とする設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、溢水防護区画外からの溢水に対する防護壁等の流入防止及び区画内の溢水に対する床ドレンから排水が可能な設計とする方針としていることを確認した。

## 6. 建屋外からの流入防止に関する設計方針

防護対象設備が設置されている建屋については、建屋外からの流入防止対策を講じる設計方針であることが必要である。

申請者は、建屋外の溢水源として、タービン建屋、貯水池（みやま池）、廃棄物処理建屋、Bクラス及びCクラスの屋外タンクからの溢水を想定して、水密扉の設置等による流入防止対策を講じる設計方針とするとしている。また、貯水池、Bクラス及びCクラスの屋外タンクからの溢水に関しては、防護対象設備が設置されている建屋の開口部高さに水位が達しない設計方針としている。なお、タービン建屋内で生じる溢水及び地下水による溢水に対する設計方針については、

「Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針」に記載している。

規制委員会は、申請者の設計が、溢水経路を特定した上で、それぞれの流入経路に対して水密扉の設置等の対策を講じる方針としていることを確認した。

## 7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

第9条第2項は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体が~~あふれ出溢れ~~た場合において、管理区域外へ漏えいしないことを要求している。

申請者は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体が~~あふれ出溢れ~~た場合において、伝播経路の制限措置を講じることにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が、建屋内の壁、堰等の設置によって、放射性物質を含んだ液体の管理区域外への伝播経路を制限することにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない方針としていることを確認した。

## 8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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

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

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

## Ⅲ－８ 誤操作の防止（第10条関係）

第10条第2項は、安全施設は、容易に操作できるものでなければならないことを要求している。

申請者は、想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が容易に安全施設を操作できるよう、以下の設計方針としている。

1. 中央制御室の盤面機器は系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器は、形状や色等の視覚的要素での識別を行う設計とする。
2. 現場の弁等については、系統等により色分け識別管理できる設計とする。
3. 中央制御室の制御盤等は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。
4. 外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機等により運転操作に必要な照明を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、原子炉制御室や現場で操作する機器等の識別管理及び操作に係る照明等への配慮を行うことによって、想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が安全施設を容易に操作できるようにしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### **Ⅲ－９ 安全避難通路等（第 11 条関係）**

第 11 条第 3 号は、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を備える設計とすることを要求している。

申請者は、以下の設計方針としている。

1. 原子炉の停止、停止後の冷却、監視等の操作が必要となる可能性のある中央制御室、現場操作場所（主蒸気配管室等）及び当該現場へのアクセスルートに、避難用照明とは別の作業用照明を設置する設計とする。
2. 中央制御室の作業用照明は非常用電源から給電し、さらに専用の無停電電源装置を備えた設計とする。
3. 中央制御室以外の作業用照明は常用電源又は非常用電源から給電し、さらに内蔵電池を備えた設計とする。
4. 夜間にタンクローリによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合に備えて、輸送開始が必要となる時間までに可搬型照明を準備可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明及びその専用の電源を備える方針としていること、また、可搬型照明を時間的余裕も考慮し準備可能とすることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とする方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）

第１２条第２項は、重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、原則として多重性又は多様性及び独立性の確保を要求している。当該系統のうち静的機器については、長期間（24時間あるいは運転モードの切替え時点を境界とする。）において想定される静的機器の単一故障（~~単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。~~）を仮定しても、所定の安全機能が達成できるように設計することを要求している。

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

さらに、同条第７項においては、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用原子炉施設における安全施設と相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 静的機器の多重性
2. 共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設）

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### 1. 静的機器の多重性

第１２条第２項は、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものに対して、最も過酷な条件である完全機能喪失を単一故障として想定した場合でも、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保した設計とすることを要求している。ただし、想定される静的機器の単一故障を仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてもよい。また、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合は、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

申請者は、~~対象となる静的機器として、~~重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、多重性を有しない静的機器であって、設計基準事故が発生した場合に、長期間にわたり機能が要求される設備として、アニュラス空気浄化再循環設備の排気ダクトの一部、安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部及び中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部を抽出している。

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

(1) 単一故障を仮定しなくてもよい場合

アニュラス空気浄化再循環設備の排気ダクトの一部並びに安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定している。いずれの故障においても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しないとしている。安全上支障のない期間については、修復作業を3日間とし、その間における被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とすることができるとしている。

(2) 多重性の要求を適用しない場合

各号炉において単一の設計とする中央制御室の非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、容易に補修が可能であることに加え、1号炉及び2号炉において共用とすることにより、当該設備の多重性を確保できる設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものを抽出した上で、以下のとおりとしていることを確認した。

(1) 申請者が単一故障を仮定しないとしたアニュラス空気浄化再循環設備の排気ダクトの一部並びに安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞を仮定したとしても、放射性物質の漏えい時の運転員等の被ばくによる実効線量の評価値が、「添付書類十3.4 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度となるよう安全上支障のない期間内に除

去又は修復できるとしていること。

- (2) 申請者が単一の設計とするとした原子炉制御室の非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、他の系統により代替し、所定の安全機能を維持することができるとしていること。

## 2. 共用又は相互接続

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

申請者は、重要安全施設のうち中央制御室及び中央制御室換気空調設備について、二以上の原子炉施設において共用するとし、重要安全施設以外の安全施設のうち補助蒸気連絡ラインについて、二以上の原子炉施設において相互に接続するとしている。これらの設備については、以下の理由から共用又は相互に接続するとしている。

### (1) 重要安全施設

抽出された中央制御室は、共用することにより運転員の融通が可能となり総合的な運転管理ができること、また、中央制御室の換気空調設備については、各号炉の換気空調設備を共用することにより、単一の設計とする中央制御室非常用フィルタユニットも含め、安全性が向上することから、二以上の原子炉施設の安全性が向上するとしている。

### (2) 重要安全施設以外の安全施設

抽出された補助蒸気連絡ラインは、相互に接続するが、通常時は連絡弁を施錠閉により物理的に分離し、また、連絡時においても各号炉の補助蒸気の圧力等が同じであることにより、二以上の原子炉施設の安全性が損なわれないとしている。

規制委員会は、申請者による安全施設の共用又は相互接続の設計について、重要安全施設である原子炉制御室及び原子炉制御室換気空調設備の共用は、1号炉及び2号炉の原子炉施設の安全性が向上すると判断した。また、重要安全施設以外の安全施設である補助蒸気連絡ラインを1号炉及び2号炉相互に接続することは、1号炉及び2号炉の原子炉施設の安全性を損なわないと判断した。

### Ⅲ－１１ 全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係）

第１４条は、全交流動力電源喪失（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉を安全に停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できるような設計とすることを要求している。

申請者は、蓄電池（安全防護系用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約 25 分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性確保のため、必要となる設備に 1 時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計ととしている。

規制委員会は、申請者の設計が、重大事故等対処設備からの電力供給が可能となるまでの間、原子炉停止等のために必要な設備に対し電源供給が可能な電気容量を有する蓄電池（安全防護系用）を備える方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

### Ⅲ－１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）

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

同条第３項第１号は、燃料取扱場所の放射線量並びに~~に~~に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能な設計とすることを要求している。同第２号は、外部電源が利用できない場合であっても、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能な設計とすることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策
2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策

想定される重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能が損なわれないように設計することを要求している。

申請者は、使用済燃料の貯蔵施設内において落下のおそれがある重量物を抽出した上で、それぞれの重量物が落下しないよう、以下の設計方針としている。

### (1) 落下のおそれがある重量物の抽出

落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下のおそれのある重量物等の落下時のエネルギーを評価し、気中における落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー以上となる設備等を抽出している（建屋構造物、使用済燃料ピットクレーン、新燃料取扱クレーン、燃料取扱建屋クレーン）。

### (2) 抽出された各重量物に対する設計又は運用に関する方針

抽出したそれぞれの重量物に対して、以下のような対策を講じる。

- ① 燃料取扱建屋の構造物については、基準地震動に対して落下しないように設計する。
- ② 使用済燃料ピットクレーンについては、基準地震動に対して、クレーン脚部等（走行レールを含む）に発生する荷重が許容応力以下となるように、吊荷を考慮し保守的に設計する。
- ③ 新燃料取扱クレーンについては、使用済燃料ピットクレーンと同じレール上を走行するため、使用済燃料ピットから離れた場所に固縛することにより、使用済燃料ピット上を走行することがないような措置を講じるか、クレーンの転倒防止対策等により、地震時にも使用済燃料ピットに落下しない設計とする。
- ④ 燃料取扱建屋クレーンについては、使用済燃料ピットの上部に走行レールを敷設せず、仮に走行レールから脱落したとしても、建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

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

## 2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能なように設計することを要求している。また、外部電源が利用できない場合においても、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能であることを要求している。

申請者は、使用済燃料ピットの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信するように設計するとしている。さらに、外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により、使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量を監視できるように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、使用済燃料貯蔵槽を監視するために必要なパラメータとして、放射線量に加え、水位及び水温についても、異常の検知や原子炉制御室における監視を可能とする方針としていること、外部電源喪失時においても監視を可能とする方針としていることを確認した。

### Ⅲ－１３ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）

~~第１７条~~の設置許可基準規則解釈第１７条第１項第３号ロは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管（以下「接続配管」という。）のうち、通常時及び事故時ともに閉となるべきにもかかわらず、通常時又は事故時に開となるおそれがある弁を有する配管については、原子炉側からみて、第２隔離弁を含むまでの範囲を、クラス１機器である原子炉冷却材圧力バウンダリとすることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

- 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有する接続配管は、原子炉側からみて、第２隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする。
- なお、上記以外の第１隔離弁については、施錠管理を行うことにより開とされない運用とする。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないよう十分なじん性を有する設計とする。また、クラス１機器としての供用期間中検査を可能とする。
- 設置許可基準規則解釈第１７条の規定により新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管は、いずれもこれまでクラス２機器であったことから、クラス１機器における要求を満足していることを確認する。当該配管と管台の溶接継手に対して、非破壊検査を全数継続的に行い健全性を確認する

とともに、クラス1機器としての供用期間中検査を行う。

規制委員会は、申請者の設計が、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管を抽出していること、当該機器及び配管をクラス1機器として位置付ける方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ-14 安全保護回路（第24条関係）

第24条第6号は、不正アクセス行為等による被害を防止できるように安全保護回路を設ける設計とすることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。
2. 安全保護系のデジタル計算機は、ゲートウェイを介することにより送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。
3. 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム及び言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
4. 安全保護系のデジタル計算機の設計、制作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程定」(JEAC4620-2008) 及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008) に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
5. 発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電氣的アクセスを制限する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

### Ⅲ－１５ 保安電源設備（第３３条関係）

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

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

1. 保安電源の信頼性
  - (1) 発電所構内における電気系統の信頼性
  - (2) 電線路の独立性
  - (3) 電線路の物理的分離
  - (4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保
2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保
  - (1) 非常用電源設備等
  - (2) 隣接する原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

#### 1. 保安電源の信頼性

##### (1) 発電所構内における電気系統の信頼性

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

申請者は、保安電源設備について、安全施設への電力の供給が停止することがないように設計するとしている。安全施設に対する電気系統を構成する機器は、短絡、地絡又は母線の低電圧、過電流等を検知し、検知した場合には遮断器により故障箇所を隔離した上で、故障による影響を局所化することができるとともに、他の安全機能への影響を限定できるよう設計するとしている。また、1相開放時は、電力の供給の安定性を回復できる設計としている。重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した500kV母線を2母線、220kV母線を1母線により構成することで、多重性を有し、系統分離が可能である母線構成としており、電気系統を構成する機器は、規格等で定められた適切な仕様とするとともに、非常用所内電源系設備からの受電時等の母線の切替え操作が容易な設計としている。

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

- ① 保安電源設備については、安全施設への電力の供給が停止することがないようにすること、電力系統の異常の検知とその拡大防止については、遮断器により短絡等の故障による影響を局所化するとともに、他の安全機能への影響を限定できること。
- ② 外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことによつて、安全施設への電力の供給の安定性を回復できること。
- ③ 重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によつて構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであつて、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替え操作が容易であること。

## (2) 電線路の独立性

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

申請者は、本発電所について、送受電可能な500kV送電線1ルート2回線と、受電専用220kV送電線1ルート1回線の3回線で電力系統に連系しており、500kV送電線は約60km離れた南九州変電所に連系し、220kV送電線は約3km離れた新鹿児島線に連系するとしている。南九州変電所が停止した場合には、確実に電力供給するために、人吉変電所等を経由するルートに接続する運用としている。

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

## (3) 電線路の物理的分離

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

申請者は、500kV送電線2回線と220kV送電線1回線について、同一の送電

鉄塔に架線しない設計とした上で、大規模な盛り土崩壊、大規模な地滑り等による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保するとともに、強風発生時の事故防止対策の実施により、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのないよう設計とされている。

規制委員会は、申請者の設計が、地滑り等の共通要因にて電力の供給が全て同時に停止しないように、同一の送電鉄塔に架線しない方針とされていることを確認した。

#### (4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

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

申請者は、設計基準対象施設に接続する電線路について、受電可能な3回線を有し、いずれの1回線によっても1号炉及び2号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量を備えるとした上で、500kV送電線は、母線連絡遮断器を介し、母線のタイラインにより1号炉及び2号炉に接続する設計としている。また、開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とした上で、碍子及び遮断器等の機器についても、耐震性の高いものを使用している。また、当該開閉所等は、津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、設計基準対象施設に接続するいずれの2回線が喪失した場合でも他の1回線によって1号炉及び2号炉に電力を供給できる方針とされていることを確認した。

## 2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

### (1) 非常用電源設備等

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

申請者は、ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮し、必要な容量のものを2台備え、それぞれ非常用所内高圧母線に接続するとしている。また、蓄電池は、非常用2系統をそれぞれ別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保する設計とされている。ディーゼル発電機の連続運転により必要な燃料をとする電力を供給できる燃料を貯蔵する設備は、既設のディーゼル発電機燃料油貯油槽に加え、7日間分以上の連続運転を可能とする

ために燃料油貯蔵タンクを新たに発電所敷地内に設ける設計としている。燃料油貯油槽と燃料油貯蔵タンクは、接続されていないことから、連続運転のためにはタンクローリにより燃料を運搬する必要がある。運搬に当たっては、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）に対して、タンクローリが複数台損傷することを考慮し、必要な台数を確保した上で、確実に運搬する運用によって7日間の連続運転に支障のない設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、以下の方針としていることを確認した。

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

## **（2）隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存**

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

申請者は、非常用電源設備及びその附属設備は1号炉及び2号炉にそれぞれ別に設置し、隣接する原子炉施設と共用しない設計としている。

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

## **Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力**

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

本章においては、申請者の計画が、設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準（2. 2）に適合しているか否かを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

### **1. 重大事故等の拡大の防止等（第37条）**

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

#### **（1）事故の想定**

事故の原因となる事象の抽出、起回事象（※<sup>1</sup>）と安全機能の喪失の組み合わせを網羅的かつ体系的に行っているかを審査する。

起回事象と安全機能の喪失の組み合わせは多数存在することから、効率的に対策を計画するため、起回事象、安全機能の喪失状況、対策の共通性に着目して少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。その上で、事故シーケンスグループ等ごとに事故の進展や対策の実施等の観点から最も厳しい重要事故シーケンス等を選定する。すなわち、重要事故シーケンス等に対して対策が有効であれば、その対策は当該重要事故シーケンス等が含まれる事故シーケンスグループ等に対して有効であるものと判断できる重要事故シーケンス等を選定する。これらが適切に行われているかを審査する。

#### **（2）有効性評価**

事故シーケンスグループ等ごとに、申請者の計画する対策が、当該事故シーケンスグループ等の特徴を踏まえたものか審査する。その上で、重要事故シーケンス等に対して申請者が計画している対策の有効性について、適切な解析手法を用いているか、解析結果が評価項目を満たしているか、解析コード等の不確かさを考慮しても評価項目を満たしていることに変わりはないかを審査する。また、当該対策が要員及び燃料等の観点からも対応可能であるかを審査する。

### **2. 設備及び手順等（第38～第41条、第43～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1. 0～1. 19）**

---

（※<sup>1</sup>） 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器破損及び燃料損傷に波及する可能性のある事象（外部電源喪失、LOCA等）。以下この章において同じ。

申請者は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた対策や前記のように網羅的かつ体系的に想定した事故への対策に関する設備及び手順等を適切に整備する必要がある。さらに、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する必要がある。

**(1) 設備及び手順等に対して要求される共通事項（第38～第41条、第43条、重大事故等防止技術的能力基準1.0）**

地震及び津波などにより機能を喪失しないこと、炉心損傷防止などに必要な容量を確保することなどは、重大事故等に対処するための設備及び手順等に対して要求される共通の事項であり、これらが適切になされる方針であるか審査する。

**(2) 機能ごとに要求される事項（第44～62条、重大事故等防止技術的能力基準1.1～1.19）**

**① 設置許可基準規則等の逐条において必要とされる設備及び手順等**

設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準第1項では、主として福島第一原子力発電所事故の教訓から導かれた要求事項から構成されている。申請者が設備及び手順等を整備する上での申請者の方針が、要求事項に則った適切なものであるかについて審査する。

**② 有効性評価において必要とされる設備及び手順等**

上記有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備が、適切な方針の下に行われるかを審査する。

**③ 申請者の自主的な設備及び手順等**

機能喪失の原因分析などを行った上で、さらなる対策の抽出を行い、上記以外の設備及び手順等を整備など自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。なお、有効性評価においては厳しい条件で解析を行うため、故障した設備の復旧などは見込まないが、実際には復旧対策などの自主的な対応が行われる。このため、全体としての対策の実現性を検討するためには、自主的な対応も確認することが必要である。

**3. 大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力基準2.1項）**

申請者は、原子炉施設が大規模な損壊に至った場合に対しても、事故の影響を緩和する対策を整備しておく必要がある。

重大事故等防止技術的能力基準2.1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における手順書、当該手順書に

従って活動を行うための体制及び資機材を適切に整備する方針であることを要求している。

大規模損壊に対する手順書、体制及び資機材の整備については、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた適切な方針であるかを審査する。

#### **IV-1 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）**

第37条は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、重大事故が発生した場合においては、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じることを要求している。

また、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

- IV-1. 1 事故の想定
- IV-1. 2 有効性評価の結果
  - IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策
  - IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策
  - IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策
  - IV-1. 2. 4 停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

また、規制委員会は、申請者が有効性評価に用いた解析コードについて、その適用性を確認した。

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

各項目についての審査内容は以下のとおり。

なお、以下において位置付けた重大事故等対処設備及びその手順等の整備の方針は、IV-2からIV-4に示している。

#### **IV-1. 1 事故の想定**

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする原子炉施設において「想定

する事故シーケンスグループ（※<sup>2</sup>）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※<sup>3</sup>）」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、有効性評価の対象とするとしている。また、格納容器破損モードごとに、格納容器の損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定するとしている。

また、停止中評価ガイドは、燃料の損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

さらに、SFP 評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止については、想定事故 1 及び想定事故 2 を想定するとしている。

（事故シーケンスグループ等（設置許可基準規則解釈が、必ず想定することを要求しているもの））

#### ① 運転中事故シーケンスグループ

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

#### ② 格納容器破損モード

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- b. 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
- f. 熔融炉心・コンクリート相互作用

#### ③ 運転停止中事故シーケンスグループ

---

（※<sup>2</sup>）起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数若しくは複数の事故シーケンスを含む。

（※<sup>3</sup>）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

- a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

④ 想定事故 1 及び想定事故 2

- a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
- b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失

## 1. 申請内容

事故シーケンスグループ等の特定及び事故シーケンスグループ等ごとの重要事故シーケンス等の選定については、以下のとおりとしている。

### (1) 運転中原子炉において重大事故に至るおそれがある事故

#### ① 事故シーケンスグループの特定

##### a. イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出

内部事象（※<sup>4</sup>）レベル 1PRA の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

##### b. PRA に代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討

内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。

内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。

洪水、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の

---

（※<sup>4</sup>）PRA の方法論には、①偶発故障を仮定した PRA と、②特定の事象を事故の原因とする PRA がある。偶発故障を仮定した PRA を「内部事象 PRA」という。

機能喪失による全交流電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。

よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

#### c. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

上記 a. においてイベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目して類型化し事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する 8 つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震・津波特有の 5 つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。

#### d. PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定

上記の 5 つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かの検討を、PRA の結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較することにより行った。その結果、頻度の観点からは、5 つの事故シーケンスは、全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて大規模損壊対策による影響緩和を図ることができることを確認した。以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、5 つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。

よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。

#### e. 原子炉格納容器の機能に期待する事故シーケンス

国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする。

### ② 重要事故シーケンスの選定

有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いた。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定した。具体的には表IV-1のとおり。

## (2) 運転中原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

### ① 格納容器破損モードの抽出

#### a. PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る以下の12の格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準（※<sup>5</sup>）に則って検討対象とした。

- 1) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）
- 2) インターフェイスシステム LOCA（vモード）
- 3) 格納容器隔離失敗（βモード）
- 4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）
- 5) 格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク（ηモード）
- 6) 溶融物直接接触（μモード）
- 7) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）
- 8) 水素燃焼又は水素爆轟（γモード）
- 9) ベースマット溶融貫通（εモード）
- 10) 格納容器貫通部過温破損（τモード）
- 11) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード）
- 12) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

#### b. PRAに代わる方法による格納容器破損モードの検討

内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5（※<sup>6</sup>）PRAの手法と工学的な判断により検討を実施した。

検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、βモード、gモード及び地震による格納容器破損（χモード）が考えられるが、βモード及びgモードについてはa.の12の破損モードで抽出されていること、χモードについては直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大

（※<sup>5</sup>）日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2+PSA編）：2008

（※<sup>6</sup>）レベル1.5PRAとは、格納容器破損頻度を求めるまでのPRAをいう。

規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル 1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても a. の 12 の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

### c. 評価対象とする格納容器破損モードの抽出

上記 a. において検討対象とした 12 の格納容器破損モードには、必ず想定する 7 つの格納容器破損モードが含まれる。なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR の一部の格納容器に特有の事象とみなされているため、PWR である当該評価の対象から除外する。

必ず想定する格納容器破損モードに分類されない 2 つの破損モード（ $\alpha$  及び  $\beta$ ）について、海外知見等に基づいて検討を行い当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと、及び 3 つの破損モード（ $\theta$  モード、 $\nu$  及び  $g$  モード）について、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価することから新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。

よって、想定する格納容器破損モードは、6 つの格納容器破損モード（ $\eta$ 、 $\sigma$ 、 $\gamma$ 、 $\varepsilon$ 、 $\tau$ 、 $\delta$ ）とする。

## ② プラント損傷状態の特定

炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、起回事象と 1 次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、溶融デブリの冷却手段）の 3 種類の属性を用いて定義した。

レベル 1PRA で抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、さらに高圧注入・再循環、格納容器スプレイ注入・再循環の分岐・ヘディングを考慮し、内部事象レベル 1.5 評価用のイベントツリーを作成した。これを用いて各事故シーケンスの PDS を特定した後、PDS ごとに事故シーケンスを整理した。

さらに、PDS ごとに、設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c. の 6 つの格納容器破損モードのいずれかに対応することを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとに PDS を整理した。

## ③ 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとの PDS から、影響の観点で最も厳しくなる PDS を選定した。この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとした。

さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮した。具体的には表IV-1のとおり。

### (3) 運転停止中原子炉において燃料損傷に至るおそれがある事故

#### ① 事故シーケンスグループの特定

運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない炉心損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかった。

#### ② 重要事故シーケンスの選定

停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いた。具体的には表IV-1のとおり。

### (4) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷に至るおそれがある事故

想定事故1及び想定事故2を想定する。

## 2. 審査結果

### (1) 運転中原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。

規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループ

として追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈に則って、頻度は全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。

また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈に則った考え方であることから、妥当であると判断した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

## (2) 運転中原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。評価対象とした12の格納容器破損モードは、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モード(BWR固有のものを除く。)と一致することを確認した。これは、申請者が、検討対象とした12の格納容器破損モードのうち、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。

規制委員会は、申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとしていることは、有効性評価ガイドを踏まえ厳しいものを選定していることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。

## (3) 運転停止中原子炉において燃料損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会の PRA に関する実施基準に則った標準的な手法であることを確認した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ 3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当なものであると判断した。

### 3. 審査の主な論点

#### (1) PRA の評価対象

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

出力運転時レベル 1PRA

運転停止時レベル 1PRA

出力運転時レベル 1.5PRA

出力運転時地震レベル 1PRA

出力運転時津波レベル 1PRA

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

#### (2) PRA 手法の確認

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

#### (3) PRA に代わる手法で評価する事象

申請者は、地震及び津波以外の自然現象として、洪水、風 (台風)、竜巻等の 12 事象を評価する事象として選定した。規制委員会は、申請者に対し、検

討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定の方法の説明を求めた。

申請者は、検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）があり、これらについて、国内外の8つの基準を参考に、網羅的に55の自然現象と23の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、12の自然現象と7の人為事象を選定した。このうち、人為事象については、航空機落下等の大規模損壊として取り扱うべきものが含まれており、本評価では自然現象に着目して整理したとしている。

これにより規制委員会は、検討する事象は複数の基準に基づき抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること、航空機落下は大規模損壊で対応することが適当であること及び船舶の衝突等は安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低いことから、評価する事象は妥当なものと判断した。

#### （4）想定する格納容器破損モードに含まれないモードについて

規制委員会は、必ず想定する格納容器破損モードと異なる2つの破損モード（ $\alpha$ 、 $\beta$ ）及び高温誘因蒸気発生器伝熱管破損についての扱いを明確にすること求めた。申請者は、それぞれ①格納容器破損モードについて、以下の理由により新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしている。

- ① 原子炉内での水蒸気爆発（ $\alpha$ モード）については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと評価されている。
- ② 格納容器隔離失敗（ $\beta$ モード）については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を12時間に1回確認する運用であること及びエアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能であること、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価した。
- ③ 高温誘因蒸気発生器伝熱管破損については、発生頻度が非常に小さいことに加え、発生を防止するための1次系強制減圧を確実に行うための対策が整備されていること、1次系が高温状態でも1次系強制減圧（加圧器逃がし弁の開状態）を維持できることを解析により確認していること、蒸気発生器への給水により炉心損傷を回避できる場合があることなどから、発

生を防止できるとしている。

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

表Ⅳ－１：申請者の重要事故シーケンス等の選定について

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

## **IV-1.2 有効性評価の結果**

第37条は、想定する事故シーケンスグループ等ごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。

事故シーケンスグループ等ごとの申請内容、審査結果及び審査過程における主な論点は以下のとおりである。

### **IV-1.2.1 炉心損傷防止対策**

第37条第1項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈において、「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するという要件を満たすものとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(d)の項目(以下「炉心損傷防止対策の評価項目」という。)を概ね満足することを確認している。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。(※<sup>7</sup>)
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

#### **IV-1.2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失**

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」(以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。)では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(大破断LOCA及び中破断LOCAを除く。)の発生と2次冷却系からの除熱機能喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

---

(※<sup>7</sup>)「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

- (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

## 1. 申請内容

### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となり、加圧器安全弁、その他シール部からの冷却材漏えいが継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、早期に1次冷却系を強制的に減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。
- ③ 初期の対策：加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧と充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリードを実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：1次冷却系のフィードアンドブリードにより、1次冷却系の冷却・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去系を重大事故等対処設備として位置付ける。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び事象進展解析に用いるコード（以下「解析コード」という。）の選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、1次冷却系のフィードアンドブリード開始までの余裕時間が短いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、主給水系及び補助給水系が喪失しているため、大きな容量を必要とすることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達及び蒸気発生器2次側保有水量の変化やドライアウト等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いる。
- c. 評価上想定する事故の条件（以下「事故条件」という。）：外部電源はあるものとする。これは、原子炉冷却材ポンプ（以下「RCP」と

いう。)の運転継続による蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達の促進により蒸気発生器ドライアウト到達時間が短くなり、炉心崩壊熱が高い状態で1次冷却系のフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。

- d. 重大事故等対処設備の機器条件(以下「機器条件」という。):1次冷却系のフィードアンドブリードにおける炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ2台使用時の最小注入特性とする。
- e. 重大事故等対処設備の操作条件(以下「操作条件」という。):1次冷却系のフィードアンドブリードの開始時間は、蒸気発生器広域水位0%到達から5分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となるが、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、燃料被覆管最高温度(以下「PCT」という。)は約380°Cに、1次冷却系の最高圧力圧力の上昇は約16.7MPa[gage]に抑えられるまでにとどまる。
- b. 1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の蒸気が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の冷却・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5(※<sup>8</sup>)を用いて1次冷却系のフィードアンドブリードについて解析した場合、試験データと比較して1次冷却系圧力を数百kPa程度、温度を数°C程度低く評価する傾向がある。このため、1次冷却系の冷却・減圧後の1次冷却系圧力が解析結果よりも数百kPa程度高くなる可能性があるが、この影響に対する充てん/高圧注入ポンプに

(※<sup>8</sup>) M-RELAP5の適用性については「IV-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード」において記載している。  
以下、SPARKLE-2、MAAP、GOTHIC、COCOについても同様。

よる炉心注水流量の減少量はわずかであることから、解析結果に与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

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

c. 対策の実施への影響

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて44名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要となる重油量は、約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見做すため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している1次冷却系のフィードアンドブリード及び余熱除去系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」において1次冷却系のフィードアンドブリードを行った場合に対する申請者の解析結

果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（主給水ポンプ、補助給水ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 1次冷却系のフィードアンドブリードの開始判断

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

操作遅れを考慮しても、適切に1次冷却系のフィードアンドブリードが実施できるものと判断した。

#### (2) 1次冷却系のフィードアンドブリードの操作余裕時間

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

#### (3) 充てん/高圧注入ポンプ台数（注水量）と炉心冷却性の関係

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

#### (4) 余熱除去系による炉心冷却への移行

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

### **IV-1. 2. 1. 2 全交流動力電源喪失**

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、全交流動力電源の喪失後、交流動力電源を

必要とする安全機能を有する系統及び機器が機能を喪失し、さらに 1 次冷却材の補給を必要とする規模の RCP シール部からの漏えいが発生する場合 (RCP シール LOCA) と発生しない場合のそれぞれにおいて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：交流動力電源を必要とする ECCS による炉心注水ができず、さらに RCP シール LOCA 等により 1 次冷却系の保有水量が継続的に減少し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に冷却・減圧することにより 1 次冷却系を冷却・減圧するとともに、代替交流動力電源を確保して代替炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。  
また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある。

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

さらに、2 次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定停止状態に向けた対策：
  - a. RCP シール LOCA が発生する場合は、原子炉補機冷却系統による冷却の代わりとして移動式大容量ポンプ車による充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプへの海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去系、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

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

ユニットのダクト開放機構動作温度である 110℃に到達すれば、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニット A 系統及び B 系統などを重大事故等対処設備として位置付ける。

- b. RCP シール LOCA が発生しない場合は、2 次系強制冷却による炉心冷却を継続し、交流動力電源が回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行う。このため、取水用水中ポンプ、復水タンク補給用水中ポンプ、中間受槽等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」及び RCP シール LOCA が発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。

PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみであるが、共通原因故障、系統間依存性の観点から、ここでは従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、RCP シールからの漏えいの有無による影響を確認する観点から、RCP シール LOCA が発生しない場合についても選定する。

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

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

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

RCP シール LOCA が発生しない場合については、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において 1 台当たり約  $1.5\text{m}^3/\text{h}$  とし、3 台からの漏えいとする。

- d. 機器条件：蓄圧タンク保有水量は、最低保有水量  $29.0\text{m}^3/\text{基}$  を用いる。

RCP シール LOCA が発生する場合には、代替炉心注水流量として常設電動注入ポンプの注水流量  $30\text{m}^3/\text{h}$  を用いる。これは、1 次冷却系圧力  $0.7\text{MPa}[\text{gage}]$  到達時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して 1 次冷却系の保有水量の維持が可能な流量である。

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

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

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

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

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

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

## ② 解析結果

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

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、2 次系強制冷却による 1 次冷却系の冷却・減圧及び代替炉心注水を行うことにより、PCT は約  $380^\circ\text{C}$  に、1 次冷却

系の最高圧力圧力の上昇は約 16.2MPa[gage]に抑えられるまでにとどまる。

- b. RCP シール LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は圧力の上昇は約 0.178MPa[gage]にまで、原子炉格納容器の最高温度温度の上昇は約 110°Cに抑えられるまでにとどまる。
- c. 高圧再循環による炉心冷却及び自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

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

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、交流動力電源を必要とする安全機能を有する系統及び機器の機能が喪失するが、RCP シール LOCA が発生しないことから、事象初期の 1 次冷却系の圧力の低下及び保有水量の減少は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて緩やかとなる。2 次系強制冷却による 1 次冷却系の冷却・減圧により、蓄圧注入系が作動し、1 次冷却系の保有水量が回復することで PCT は約 380°Cに、1 次冷却系の最高圧力圧力の上昇は約 16.2MPa[gage]に抑えられるまでにとどまる。
- b. 原子炉格納容器内への 1 次冷却材の漏えい量は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて少ないことから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は小さなものとどまり、その評価は RCP シール LOCA が発生する場合の評価に包絡される。
- c. 交流動力電源の回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、2 次系強制冷却を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

b. 解析条件の不確かさの影響

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

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

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

c. 対策の実施への影響

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

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて52名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。なお、解析では復旧を期待していないが、長期的な対策として原子炉補機冷却機能等の復旧作業は、発電所近隣から召集される緊急時対策本部要員等で対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、2次系強制冷却を継続して実施するためには、蒸気発生器2次側への注水の継続が必要となり、その水源は復水タンク（約640m<sup>3</sup>）である。この復水タンクへの補給を行わない場合、事象発生から約10.9時間後に枯渇すると評価している。これに対して、それまでの間に、淡水（宮山池）又は海水を取水源として復水タンクへの補給を開始することで、対応が可能である。

燃料として、大容量空冷式発電機等の7日間の運転継続に必要な重油量の合計は約279.8kLであり、発電所内の大容量空冷式発電機用燃料タンク等に備蓄された重油量約314.0kLで対応が可能である。また、本重要事故シーケンスの最大負荷は約2090kWであり、大容量空冷式発電機の給電容量3200kWを超えないため、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、代替交流動力電源を用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、2次系強制冷却、代替炉心注水等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、

解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用所内交流電源、原子炉補機冷却系統等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、2次系強制冷却や代替炉心注水等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧再循環による炉心冷却への移行や2次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 2次系強制冷却の開始までに確認すべきプラントパラメータ

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

逃がし弁の開操作により、放射性物質の外部への放出を限定的とすることができると確認した。

## (2) RCP シール部からの漏えい率の根拠

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

RCP シール LOCA が発生しない場合は、RCP シール部が健全であるとして、全交流動力電源喪失時の 1 次冷却系の圧力及び温度の条件下における RCP 封水戻りライン等からの漏えい率を用いていることを示した。

これにより、規制委員会は、漏えい率が適切に設定されているものと判断した。

## (3) 2 次系強制冷却等の操作余裕時間

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

### **IV-1. 2. 1. 3 原子炉補機冷却機能喪失**

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉補機冷却機能の喪失後、RCP シール LOCA が発生する場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

#### 1. 申請内容

##### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉補機冷却系統がその機能を喪失した後、RCP シール LOCA が発生する。RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、原子炉補機冷却系統による冷却が必要な ECCS による炉心注水ができず、保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に冷却・減圧することにより 1 次冷却系を冷却・減圧するとともに、原子炉補機冷却系統による冷却が不要な代替ポンプにより炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。

また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある。
- ③ 初期の対策：蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、2 次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、常設電動注入ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：原子炉補機冷却系統による冷却の代わりとして移動式大容量ポンプ車による充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプへの海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去系、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

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

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

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

が発生する事故」としている。これは、「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同一である。

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 要員数、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、原子炉補機冷却システムによる冷却が不要な代替ポンプを用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

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

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者が「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCP シール LOCA が発生する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### **IV-1. 2. 1. 4 原子炉格納容器の除熱機能喪失**

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、LOCA の発生後、原子炉格納容

器の除熱機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉格納容器の除熱機能の喪失に伴い、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器の先行破損に至り、その後、**原子炉格納容器再循環**サンプル水の減圧沸騰が生じることで炉心注水が継続できなくなることから、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内からの除熱を行うための代替策を実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：充てん/高圧注入ポンプ等による炉心注水を実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。  
さらに、格納容器内自然対流冷却を継続的に実施する。このため、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニットA系統及びB系統、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：格納容器再循環サンプル水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧・低圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプル等を重大事故等対処設備として位置付ける。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量の観点では、1次冷却材の流出流量が多いため大きな容量を必要とすること、また、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却ができないため余裕

時間が短いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却モデル等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：中破断 LOCA における破断口径は約 10cm（4 インチ）とする。これは、約 5cm（2 インチ）、4 インチ及び約 15cm（6 インチ）で感度解析を実施した結果として、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。

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

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

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

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

- e. 操作条件：格納容器内自然対流冷却の開始時間は、現場での原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作等に必要な時間を考慮し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から 30 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 中破断 LOCA の発生後、1 次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行うことにより、PCT は約 340℃に、1 次冷却系の最高圧力圧力の上昇は約 16.2MPa[gage]に抑えられるまでにとどまる。

- b. 1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力圧力の上昇は約0.350MPa[gage]にまで、原子炉格納容器の最高温度温度の上昇は約134°Cに抑えられるまでにとどまる。
- c. 高圧・低圧再循環による炉心冷却及び自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

b. 解析条件の不確かさの影響

破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の漏えい流量が変動することで、解析結果に影響を与える可能性がある。このため、中破断 LOCA の破断口径の範囲内において、2インチ及び6インチの感度解析を実施した。この結果、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、4インチにおける結果を下回る。また、4インチから2インチ及び4インチから6インチの間の破断口径の場合について、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する傾向を上記の感度解析の結果から検討した。結果として、いずれの場合も原子炉格納容器圧力及び温度の最高値が低下する傾向となる。

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

c. 対策の実施への影響

格納容器内自然対流冷却操作の実施前の準備作業は、事象発生後約1.5時間時点で終了し、実施は解析上約9.3時間としている。格納容器内自然対流冷却の実施時に、現場操作を担当している運転員は、そ

の操作前に格納容器スプレイ系の回復操作を実施しているが、上記のとおり、格納容器内自然対流冷却の準備完了から実施まで、十分な余裕がある。

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて22名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している格納容器内自然対流冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において格納容器内自然対流冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わりが無いことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（格納容器スプレイポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、格納容器内自然対流冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧・低圧再循環による炉心冷却や格納容器内自然対流冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 格納容器再循環ユニットの除熱特性及び長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行

申請者は、格納容器再循環ユニットの除熱特性を明確に示していなかった。これに加えて、この除熱特性を用いた解析結果によれば、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目を下回っているものの、長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行の観点からは、圧力及び温度の低下幅が小さなものにとどまっていた。このため、規制委員会は、解析で用いている除熱特性と本発電所における格納容器再循環ユニットの除熱特性の関係を明確にした上で、長期的な原子炉格納容器の安定状態への移行に対する対策を示すよう求めた。申請者は、解析で用いている除熱特性は、本発電所の除熱特性より大きい値を用いており、非保守的な解析となっていることを示した。これに関して、申請者は、格納容器再循環ユニットのラフフィルタを撤去する運用とすることで解析で用いている除熱特性を上回る値(原子炉格納容器温度 100℃～149℃に対して、除熱量約 5.0MW～約 8.3MW)となることから、この運用により除熱特性の向上を図る方針とした。この対策を行った場合の解析により、長期的な原子炉格納容器圧力及び温度の低下傾向が改善されたことを示した。これにより、規制委員会は、格納容器再循環ユニットによって十分な自然対流冷却が行われることを確認した。

#### (2) 格納容器内自然対流冷却の操作余裕時間

規制委員会は、格納容器内自然対流冷却操作が確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、原子炉格納容器圧力の上昇率の推移により、操作条件の設定時間よりもさらに 4 時間程度の余裕があることを示した。これにより、規制委員会は、操作

条件が妥当であるものと判断した。

#### **IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失**

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、主給水流量喪失及び負荷の喪失等の運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を下げることができないことから、1次冷却系圧力及び温度が上昇して、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいが継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を抑制し、1次冷却系の過圧を防止する必要がある。
- ③ 初期の対策：新たに ATWS 緩和設備を重大事故等対処設備として整備する。また、主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。ATWS 緩和設備とは、原子炉トリップに失敗した場合に、蒸気発生器水位の低下を検知し、この設備から作動信号を自動発信することで、タービントリップ、主蒸気ラインの隔離及び補助給水ポンプの起動を自動で行う設備である。この設備により主蒸気ラインの隔離等を行うことで、1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力を抑制する。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：原子炉出力の低下後、緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系を冷却・減圧する。1次冷却系の冷却・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気逃がし弁、余熱除去系等を重大事故等対処設備として位置付ける。

#### **(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価**

##### **① 解析手法**

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を選定する。

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

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

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

- c. 初期条件：炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度は、定格値を用いる。

減速材温度係数は、炉心サイクル寿命中の変化、炉心構成のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度フィードバック効果が小さくなるように、 $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ を用いる。

ドップラ係数は、原子炉出力の低下により正の反応度となることを考慮し、大きめの値を用いる。

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

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

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

## ② 解析結果

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

- a. 主給水流量喪失の発生後、蒸気発生器水位の低下に伴い、ATWS 緩和設備からの作動信号による主蒸気ラインの隔離により、1 次冷却材温度が上昇し、負の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下する。また、1 次冷却材温度の上昇に伴い、1 次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により 1 次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCT は約 360°C に、1 次冷却系の 最高圧力圧力の上昇 は約 18.5MPa[gage] に抑えられるまでにとどまる。
  - b. 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1 次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
  - c. 緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1 次冷却系の冷却・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。
- 上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

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

- a. 負荷の喪失の発生後、1 次冷却材温度及び圧力が上昇するが、1 次冷却材温度の上昇による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下する。その後、蒸気発生器水位の低下に伴う除熱能力の低下により、再び 1 次冷却材温度は上昇し、負の反応度フィードバック効果により原子炉出力はさらに低下する。また、1 次冷却材温度の上昇に伴い、1 次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により 1 次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCT は約 360°C に、1 次冷却系の 最高圧力圧力の上昇 は約 18.5MPa[gage] に抑えられるまでにとどまる。
  - b. 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1 次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
  - c. 緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1 次冷却系の冷却・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。
- 上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

SPARKLE-2 では、ATWS 時のドップラフィードバック効果を解析する際に、核データライブラリ ENDF/B-VII.0 を用いて計算したドップラ係数を使用している。ドップラ係数に関する計算ベンチマークの解析結果によれば、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外の解析コードで計算したドップラ係数の標準偏差は 10%程度と報告されており、この誤差が ATWS の解析結果に影響を与える可能性がある。

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

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

#### b. 解析条件の不確かさの影響

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

#### c. 感度解析による影響評価

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

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

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

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応等に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて14名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量源に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している ATWS 緩和設備の自動作動による負の反応度フィードバック効果によって原子炉出力を抑制する対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において ATWS 緩和設備の機能に期待した場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮し、それらを重畳させた場合でも、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（制御棒駆動設備、主給水ポンプ等）の復旧や手動による原子炉トリップ操作等を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復等も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

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

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 減速材温度係数の設定の考え方

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

#### (2) 解析対象の期間の妥当性

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

#### (3) 解析コード及び解析条件の不確かさの重畳

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

#### **IV-1. 2. 1. 6 ECCS注水機能喪失**

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」(以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。)では、中小破断LOCAの発生後、ECCS注水機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：中小破断LOCAの発生後、ECCS注水機能の喪失に伴い1次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、2次冷却系を強制的に冷却・減圧することにより1次冷却系を冷却・減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。
- ③ 初期の対策：蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。  
さらに、2次系強制冷却により1次冷却系圧力が十分低下すれば、低圧注入による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、低圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 解析コード：炉心における 1 次冷却材の沸騰やボイド率の変化、気液分離や対向流、1 次冷却系からの冷却材の放出及び沸騰やボイド率の変化、蒸気発生器における 1 次側と 2 次側との熱伝達等を取り扱うことができる M-RELAP5 を用いる。
- c. 事故条件：破断口径は、約 15cm (6 インチ)、約 10cm (4 インチ)、約 5cm (2 インチ) とする。これは、高圧注入系が機能喪失した場合、低圧注入を行うために 1 次冷却系の減圧が必要な破断口径の範囲として、不確かさも考慮した設定である。

破断位置は、低温側配管（原子炉容器と ECCS の注水配管の間）とする。この場合、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

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

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

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

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

### ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. ECCS 注水機能の喪失に伴い 1 次冷却系の保有水量が減少し、4 インチ破断及び 2 インチ破断の場合は、炉心が露出するが、2 次系強制冷却、蓄圧注入及び低圧注入により、PCT は以下のとおりとなる。
  - ア. 6 インチ破断：約 380℃
  - イ. 4 インチ破断：約 731℃

ウ. 2 インチ破断：約 496°C

4 インチ破断の場合でも、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまる。

また、1 次冷却系の最高圧力圧力の上昇は、いずれの場合も約 16.2MPa[gage]に抑えられるまでにとどまる。

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

なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において、大破断 LOCA を想定した解析で評価しており、原子炉格納容器圧力の最高圧力上昇は約 0.211MPa[gage]にまで、原子炉格納容器の最高温度温度の上昇は約 119°Cに抑えられるまでにとどまる。

- c. 低圧再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

- b. 解析条件の不確かさの影響

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

を実施した。結果としては、4 インチ破断の場合、蓄圧タンクからの注水流量が少なくなり、PCTは約791℃となる。2インチ破断の場合は、炉心露出期間が短くなり、約392℃となる。この結果より、PCTが1200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。

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

c. 対策の実施への影響

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて26名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要となる重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量は約510.0kLであり対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見做すため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シナリオグループ「ECCS注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、低圧注入等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シナリオ「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」において2次系強制冷却、低圧注入等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳

しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（充てん/高圧注入ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、2次系強制冷却、低圧注入等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、低圧再循環による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 2次系強制冷却の操作余裕時間

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

## **IV-1.2.1.7 ECCS 再循環機能喪失**

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、LOCA の発生後、ECCS 再循環機能が喪失した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：LOCA の発生後、ECCS 再循環機能の喪失に伴い 1 次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、ECCS 再循環機能の代替策により継続して炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。
- ③ 初期の対策：格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環により、炉心冷却を実施する。このため、代替再循環配管を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器スプレイ A 系統、格納容器再循環サンプル等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：代替再循環を継続する。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、1 次冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。

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

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

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

- c. 事故条件：破断口径は、1 次冷却系配管の完全両端破断とする。

破断位置は、低温側配管（原子炉容器と ECCS の注水配管の間）とする。これは、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。

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

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

代替再循環による炉心注水流量は、格納容器スプレイポンプ 1 台を使用して  $200\text{m}^3/\text{h}$  とする。この流量は、再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る値である。

- e. 操作条件：代替再循環の開始時間は、現場での代替再循環の系統構成等に必要な時間を考慮し、再循環切替失敗から 30 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA により、事象初期に、一時的に炉心が露出するが、ECCS による炉心注水により、冠水状態となる。その後、再循環切替失敗により炉心水位は低下するが、代替再循環による炉心注水により炉心水位は回復する。これらの期間を通じて燃料被覆管温度が最も上昇するのは、事象初期であるため、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）の解析結果を参照する。PCT は約  $1,027^\circ\text{C}$  を超えることはない。燃料被覆管の酸化量は約 3.6% であり、15% 以下である。また、1 次冷却系の 最高圧力圧力の上昇は、約  $16.2\text{MPa}[\text{gage}]$  に抑えられるまでにとどまる。
- b. 大破断 LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において大破断 LOCA を想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の 最高圧力圧力の上昇は約  $0.211\text{MPa}[\text{gage}]$  にまで、原子炉格納容器温度の上昇は約  $119^\circ\text{C}$  に抑えられるまでにとどまる。

- c. 代替再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

このため、不確かさの影響の評価として、M-RELAP5 を用いて代替再循環切替の開始時間を 15 分早めた感度解析を実施した。結果として、再循環切替失敗以降において燃料被覆管温度が上昇することはなく、PCT が 1200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。上記を踏まえると、本重要事故シーケンスの対策である代替再循環切替操作については、再循環切替失敗から 15 分後までに完了する必要があるが、これまでの訓練実績を踏まえると再循環切替失敗から 7 分後までに完了できる。（3.（1）参照。）

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

#### b. 解析条件の不確かさの影響

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

#### c. 対策の実施への影響

上記のとおり、代替再循環切替操作が必要なタイミングが早くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、現場での代替再循

環ライン系統構成は専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉あわせて18名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいと見做すため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シナリオグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替再循環等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シナリオ「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」において代替再循環等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、代替再循環切替について、再循環切替失敗から15分後までに完了できることを踏まえれば、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、代替再循環により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、代替再循環による炉心冷却を継続することを確認した。

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

本事故シナリオグループのうち、中小破断 LOCA 等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シナリオでは、本重要事故シナリオと対策が異なるが、こ

の対策は「ECCS 注水機能喪失」における対策と同一であり、そこで対策の有効性を確認したことと併せれば、「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」における有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 代替再循環切替操作に要する時間

申請者は、代替再循環の開始時間を、再循環切替失敗から 30 分後としている。この操作は、現場での代替再循環ライン系統構成等があるため、操作条件で設定した時間内で実施できることを確認する必要がある。このため、規制委員会は、この操作について、操作条件で設定した時間内で実施できる根拠を示すよう求めた。申請者は、これまでの訓練実績により、現場での代替再循環ライン系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作を、あわせて 7 分間で実施できることを示した。これにより、規制委員会は、操作条件が妥当であるものと判断した。

#### (2) 代替再循環切替の操作余裕時間

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

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

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器

の破損等の発生後、破損箇所の隔離に失敗した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

## 1. 申請内容

### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、1次冷却材の原子炉格納容器内外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、炉心注水を継続するとともに、1次冷却系の減圧を行うことで、原子炉格納容器内外への漏えいを抑制する必要がある。
- ③ 初期の対策：蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作と充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の冷却・減圧を実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定停止状態に向けた対策：
  - a. インターフェイスシステム LOCA の場合は、2次系強制冷却を継続する。このため、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
  - b. 蒸気発生器伝熱管破損の場合は、1次冷却系の冷却・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去系を重大事故等対処設備として位置付ける。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」を選定する。これは、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して両方の事故シーケンスを選定する。

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

c. 事故条件：

ア. インターフェイスシステム LOCA

1次冷却材の漏えい箇所は、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等とする。

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

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

イ. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

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

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

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

d. 機器条件：

ア. インターフェイスシステム LOCA

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

2次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は3個とする。

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

イ. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

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

また、2 次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は健全側の 2 個とする。

e. 操作条件：

ア. インターフェイスシステム LOCA

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

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

イ. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

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

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

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

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

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

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

## ② 解析結果

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

a. 余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1 次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉

心注水及び2次系強制冷却による1次冷却系の冷却・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約380°Cに、1次冷却系の最高圧力圧力の上昇は約16.2MPa[gage]に抑えられるまでにとどまる。

- b. 余熱除去ポンプ入口逃がし弁から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいにより、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 1次冷却系の冷却・減圧が進むと、余熱除去系逃がし弁からの漏えいが停止する。さらに、余熱除去ポンプの入口弁（ユニハンドラ弁）を閉止することにより、余熱除去系機器等からの漏えいが停止する。また、2次系強制冷却による炉心冷却の継続により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

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

- a. 破損した蒸気発生器伝熱管から蒸気発生器2次側への漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の冷却・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約340°Cに、1次冷却系の最高圧力圧力の上昇は約16.2MPa[gage]に抑えられるまでにとどまる。
- b. 加圧器逃がし弁の開操作により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。
- c. 1次冷却系の冷却・減圧が進むと、1次冷却系圧力と2次冷却系圧力が均圧することで、漏えいが停止する。また、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5を用いて1次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して2次系強制冷却による1次冷却系の冷却・減圧時に、1

次冷却系圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。そのため、実際には解析結果よりも 1 次冷却系の冷却・減圧が速く、漏えい流量は少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

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

c. 対策の実施への影響

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

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

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスグループの対応に必要な要員は、1 号炉及び 2 号炉あわせて、「インターフェイスシステム LOCA」では 20 名、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では 18 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 52 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約 494.4kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量は約 510.0kL であり対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している 2 次系強制冷却、1 次冷却系のフィードアンドブリード等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において 2 次系強制冷却、1 次冷却系のフィードアンドブリード等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（「インターフェイスシステム LOCA」では余熱除去系 2 系統、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では主蒸気安全弁 1 個の開固着）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。

また、1 次冷却系の冷却・減圧により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、「インターフェイスシステム LOCA」では、余熱除去ポンプ入口弁（ユニハンドラ弁）の閉止などにより漏えいを停止させ、2 次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。

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

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

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

## (1) インターフェイスシステム LOCA における 1 次冷却材の漏えい箇所及び破断口径

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

### IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

第 37 条第 2 項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の (a) から (i) の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※<sup>9</sup>）。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0 MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(※<sup>9</sup>) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」としている。

- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。  
(水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること)
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拵がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

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

申請者は、上記の評価項目 (a) 及び (b) について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の限界圧力・限界温度を定めている。具体的には、既往の知見も含めた試験又は解析評価等により根拠と妥当性が確認された値である最高使用圧力の2倍(2Pd)、200℃としている。

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

以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）**

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、雰囲気圧力による静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止及び放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち、「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」及び「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及び金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器圧力が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気を冷却・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。

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

- ③ 初期の対策：代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備

として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器の除熱を確立させるため、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、継続的に発生する水素の処理及び水素濃度の監視を実施する。このため、静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、電気式水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）、イグナイタ動作監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、原子炉格納容器圧力上昇及び時間余裕の観点から、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後の

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

- c. 事故条件：急速な 1 次冷却材の喪失を仮定し、事象進展が最も速く厳しい設定とするため、起因事象として高温側配管の大破断 LOCA が発生するものとする。安全機能の喪失に対する仮定として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。水素の発生については、水-ジルコニウム反応を考慮する。
- d. 機器条件：蓄圧注入系の保持圧力を最低圧力とし、蓄圧タンクの保有水量も使用時の最小量を用いる。常設電動注入ポンプによるスプレイ流量は、設計上期待できる値として  $140\text{m}^3/\text{h}$  とする。また、PAR については、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。一方、PAR の水素処理による発熱反応の原子炉格納容器圧力・温度への寄与は考慮する。
- e. 操作条件：常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から 30 分後とし、移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却の開始時間は事象発生から 24 時間後とする。
- f. Cs-137 の環境への放出シナリオ：事象発生まで、定格出力の 102% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40000 時間とする。

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

## ② 解析結果

申請者による事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源の喪失に伴い原子炉が自動停止。また、大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから、約 19 分で炉心溶融に至る。その後、約 49 分より代替格納容器スプレイを実施。事故発生から約 1.5 時間後に原子炉圧力容器が破損する。このときの

原子炉格納容器圧力は約 0.166MPa[gage]となる。約 3.4 時間後に原子炉圧力容器からの熔融炉心の流出が停止し、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。

- b. 格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため原子炉格納容器の最高圧力・最高温度圧力・温度はそれぞれ、約 0.335MPa[gage]、約 133°Cに抑えられるまでの上昇に留まる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 72 時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。（原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）の評価については、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、「熔融炉心・コンクリート相互作用」を参照。）
- c. 原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧 0.4MPa[abs]程度に対して 0.01MPa[abs]程度である。また、PAR による水素処理における発熱量は崩壊熱の約 2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微である。
- d. 原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 5.6TBq であり、100TBq を下回っている。

上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b)、(c) 及び (g) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

#### b. 解析条件の不確かさの影響

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

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

c. 対策の実施への影響

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

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シナリオの対応及び復旧作業に必要となる要員は、1号炉及び2号炉合わせて52名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シナリオが発生してから約24時間後までに使用する常設電動注入ポンプは、3248m<sup>3</sup>の水量が必要となるが、所内の復水タンク、燃料取替用水タンク及び復水タンク補給用水中ポンプによる補給量の合計は3370m<sup>3</sup>であり供給可能である。また、7日間大容量空冷式発電機等が運転継続した場合に必要な重油量は約279.8kLである。これに対して、発電所内の大容量空冷式発電機用燃料タンク等に備蓄された重油量約314.0kLで対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シナリオ「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b)、(c) 及び (g) を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目 (a)、(b)、(c) 及び (g) を概ね満足しているという判断は変わらないこ

とを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（低圧注入系及び格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

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

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

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 対策実施のための判断の基準の明確化

申請者は、常設電動注入ポンプを炉心損傷防止対策として炉心注水に用いる場合もあれば、格納容器破損防止として格納容器代替スプレイに用いる場合もあるとしている。しかしながら、常設電動注入ポンプを炉心損傷防止対策として炉心注水に用いるか、格納容器破損防止として代替格納容器スプレイに用いるかの判断をするための基準について明確に示していなかった。このため、規制委員会は、迅速かつ適切に判断できる基準及び判断に用いるパラメータを明確にするように求めた。

申請者は、漏えいを検知するためのパラメータとして、1次冷却系圧力、加圧器水位、格納容器圧力、格納容器内温度、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値、格納容器再循環サンプル広域水位等を用いることを示した。LOCA 時の漏えい規模の判断として、1次冷却系の圧力低下挙動に着目し、1次冷却系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで急激に低下し、かつ、蓄圧タンク作動後に1次冷却系圧力が回復しない場合は、大規模な漏えいが発生し炉心損傷

は避けられないとして、注入先を原子炉格納容器として格納容器破損防止対策を講じるとしている。それ以外の場合は、注入先を原子炉圧力容器として炉心損傷防止対策を講じるが、炉心注入を行っている間に炉心出口温度 350℃以上、かつ、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  以上となれば、炉心が損傷したと判断し、注入先を原子炉格納容器へ切替えることとするなどの判断をするための基準及び判断に用いるパラメータを示した。これに対して、規制委員会は、迅速かつ適切に判断できる基準及び判断に用いるパラメータが明確となっていることを確認した。

## (2) 炉心損傷を判断するための設定根拠

(1) の論点に関連し、申請者は、炉心損傷を判断するパラメータの設定根拠、検出器種類等について明確にしていなかった。このため、規制委員会は、その設定根拠、検出器種類等を明確にするように求めた。

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

## (3) 環境に放出される Cs-137 放出量評価の評価期間

申請者は、原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、時間経過とともに減少していくことを踏まえて、評価期間を 7 日間としていたが、原子炉格納容器圧力が高い状態で推移すれば、7 日間以降も放出が継続し、環境への放出量がさらに増加することとなる。このため、規制委員会は、Cs-137 の放出量評価として、7 日間以降も放出が継続した場合の評価を示すよう求めた。申請者は、事象発生後 30 日間（約 6.3TBq）及び 100 日間（約 6.3TBq）における評価を実施し、いずれも放出量は 100TBq を下回っていることを示した。これにより、規制委員会は、Cs-137 の放出が長期間継続しても総量は大きく増加しないことを確認した。

## (4) 格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する水素の影響

MAAP の格納容器再循環ユニットモデルの除熱特性は、原子炉格納容器内に水素が存在しない場合に対する最適値であり、原子炉格納容器内に水素等の非凝縮性ガスが存在する場合は、格納容器再循環ユニットにおける凝縮伝熱量が低下することも考えられる。このため、規制委員会は、格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する水素の影響評価を求めた。

申請者は、評価項目 (f) における水素濃度の最高値 (ドライ換算で水素濃度 13vol%) を考慮した場合の格納容器再循環ユニットの除熱性能に対する感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器内に水素が存在した場合においても、原子炉格納容器圧力の上昇は 0.011MPa に留まることを示した。これにより、規制委員会は、原子炉格納容器内の水素濃度が格納容器再循環ユニットの除熱性能へ与える影響は小さいことを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）**

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、雰囲気温度による静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止及び放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち、「(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。」、「(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。」及び「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下「格納容器過圧破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、溶融炉心の崩壊熱及び金属-水反応等による化学反応熱によつ

て、原子炉格納容器温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気冷却・減圧し、原子炉格納容器温度の上昇を抑制する必要がある。また、1次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に熔融物が格納容器内に分散する割合が多くなることを防止する観点から、原子炉圧力容器破損前までに1次冷却系を減圧する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。

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

- ③ 初期の対策：高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止する対策である1次冷却系の強制減圧については、格納容器破損モード「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の対策は、「格納容器過圧破損」と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」と同一である。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に熔融物が格納容器内に分散する割合が多くなること及び ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器温度の上昇が抑制されないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容

器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、加圧器における冷却材放出（臨界流、差圧流）などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するコードとして MAAP を用いる。
- c. 事故条件：起因事象として外部電源が喪失するものとし、安全機能の喪失に対する仮定として、非常用所内交流電源、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能喪失とする。また、RCP からの漏えい率は、定格圧力において、RCP1 台当たり  $1.5\text{m}^3/\text{h}$  の漏えいを RCP 全台に考慮し、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては考慮しない。これは、1 次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に熔融物が格納容器内に分散する割合が多くなるため、原子炉格納容器温度の観点で厳しい設定となる。水素の発生については、水-ジルコニウム反応を考慮する。
- d. 機器条件：加圧器逃がし弁に関する条件は、格納容器破損モード「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の条件は、「格納容器過圧破損」と同一である。
- e. 操作条件：常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心熔融開始から 30 分後とする。また、原子炉格納容器内保有水量が  $1700\text{m}^3$  に到達した時点で原子炉格納容器圧力が  $0.283\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達していない場合は一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器自然対流冷却の開始に伴い事象発生から 24 時間後に停止するものとする。移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却の開始時間は事象発生から 24 時間後とする。

## ② 解析結果

申請者による事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源の喪失及び補助給水機能の喪失に伴い 1 次冷却系が高温・高圧となるが、1 次冷却系の強制減圧により原子炉圧力容器破損時の 1 次冷却系圧力は低下する。
- b. 1 次冷却系の強制減圧に伴う加圧器逃がしタンクラプチャディスクの作動及び原子炉圧力容器破損により、1 次冷却系の蒸気、熔融炉心

等が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。

- c. 格納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため、原子炉格納容器の~~最高圧力・最高温度~~圧力・温度はそれぞれ、約 0.345MPa[gage]、約 138°Cに抑えられるまでの上昇に留まる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 72 時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。
- d. 原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧 0.4MPa[abs]程度に対して 0.02MPa[abs]程度である。また、PAR による水素処理における発熱量は崩壊熱の約 2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対する影響は軽微である。

上記 c.、d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (g) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

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

#### b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱に保守的に大きめの値を、蒸気発生器 2 次側保有水量は保守的に少なめの値を設定しているため、炉心熔融開始時間が早めに解析されている。原子炉格納容器自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクは保守的に少なめの値を、格納容器再循環ユニットの除熱特性は保守的に小さく設定しているため、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は早めに解析されている。このため、実際は炉心熔融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とした代替格納容器スプレイの再開操作が必要なタイミングが遅くなる。また、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

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

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シナリオの対応及び復旧作業に必要となる要員は、1号炉及び2号炉合わせて52名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。
- ② 本評価事故シナリオが発生してから約24時間後までに使用する常設電動注入ポンプは、2730m<sup>3</sup>の水量が必要となるが、所内の復水タンク水量、燃料取替用水タンク水量及び復水タンク補給用水中ポンプによる補給量の合計は3127m<sup>3</sup>であり供給可能である。また、7日間大容量空冷式発電機等が運転継続した場合に必要な重油量は約279.4kLである。これに対して、発電所内の大容量空冷式発電機用燃料タンク等に備蓄された重油量約314.0kLで対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。評価事故シナリオ「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)及び(g)を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目(a)、(b)及び(g)を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請

者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（補助給水系、非常用所内交流電源等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

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

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が、特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却

申請者は、原子炉圧力容器破損後、溶融炉心のほぼ全量が原子炉下部キャビティに落下し継続的に冷却されるとしていたが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する可能性も考えられる。このため、規制委員会は、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却に対する考え方を示すよう求めた。

申請者は、残存する溶融炉心を冷却するために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない限りは原子炉格納容器内へ注水することを示した。

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

#### (2) 現実的な漏えいの想定

本評価事故シーケンスにおいては、申請者は、RCP シール部からの漏えい率はシール部の機能が維持されている場合の封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果に基づき、1.5m<sup>3</sup>/h/台を考慮するとしているが、規制委員会は、1次冷却系の高温・高圧状態が継続した場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を評価するとともに原子炉冷却材圧力バウンダリからの現実的な漏えいの説明を求めた。

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を評価する部位や機器として、RCP シール、原子炉容器ふたフランジ、高温側配管/サージ管等を挙げ、これらの部位や機器における流体温度、構造材温度を評価した。その結果、漏えいの可能性がある部位として、RCP シール、原子炉圧力容器ふたフランジ及び高温側配管/加圧器サージ管であるとした。また、国内製 RCP のラビリンス部隙間形状等を踏まえると、RCP シール機能が喪失した場合（RCP シール LOCA）の漏えい率は、シール部の機能が維持されている場合に比べ、さらに多くなることを示した。この結果を踏まえ、1次冷却系の高温・高圧状態が継続した場合には、まずは RCP シール LOCA が発生し、1次冷却系の減圧・減温が進み、事象進展が緩和されることから原子炉圧力容器ふたフランジ及び高温側配管/加圧器サージ管からの漏えいが発生する可能性は低くなることを示した。

これにより、規制委員会は、RCP シール部からの現実的な漏えいを想定した場合には、RCP シール部以外からは漏えいが生じる可能性は低いこと、本評価事故シーケンスで考慮している RCP シール部からの漏えい率は、現実的な RCP シール部からの漏えい率と比較して、1次冷却系圧力が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が格納容器内に分散する割合が多くなることから、原子炉格納容器温度の観点においては保守的な（厳しい）設定であることを確認した。

### （3）格納容器内自然対流冷却の操作余裕

規制委員会は、代替格納容器スプレイ操作から格納容器内自然対流冷却開始操作への切り替えが確実に実施できることを確認するため、その操作時間にどれだけの余裕があるかを示すよう求めた。申請者は、代替格納容器スプレイを連続注水した場合の原子炉格納容器注水制限値到達までの時間を評価し、操作時間余裕として5時間程度は確保できることを示した。これにより、規制委員会は適切な操作条件であることを確認した。

## **IV-1. 2. 2. 3 高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱**

格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器が高い圧力の状

況で損傷する観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」について、対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（以下「格納容器過温破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

## 1. 申請内容

### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、熔融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：高圧熔融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに 1 次冷却系圧力の減圧を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前までに加圧器逃がし弁による 1 次冷却系圧力の減圧を実施する。加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。全交流電源喪失時に加圧器逃がし弁の機能回復を行う。窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過温破損」と同一である。

### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

#### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1 次冷却系圧力が高圧で熔融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉圧力容器が破損した際に熔融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることなど、より厳しいシーケンスであることか

ら選定している。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源の喪失により従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード:加圧器逃がし弁からの冷却材放出（臨界流・差圧流）、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損や溶融等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件:「格納容器過温破損」と同一である。
- d. 機器条件:加圧器逃がし弁は、2 個 (95t/h/個) の作動を考慮する。その他は、「格納容器過温破損」と同一である。
- e. 操作条件:加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧は、炉心溶融開始から 10 分後とする。その他は、「格納容器過温破損」と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりとしている。

- a. 1 次冷却系圧力は、炉心溶融開始後の加圧器逃がし弁の開操作による 1 次系強制減圧により減少し、2~3MPa[gage]近傍で停滞した後、溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムに落下することによる蒸気発生により上昇する。下部プレナム水が喪失すると、1 次冷却系圧力は減少に転じ、原子炉圧力容器破損の時点の 1 次冷却系圧力は 2.0MPa[gage]以下に抑えられる。
- b. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」と同一である。上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (d) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響  
解析コードには、炉心ヒートアップ、加圧器逃がし弁からの冷却材放出、原子炉圧力容器における溶融燃料のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱

伝達、原子炉圧力容器破損・溶融に係る不確かさがある。これらについて、感度解析を実施しており（※<sup>10</sup>）、いずれのケースにおいても、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に 1 次冷却系圧力は 2.0MPa [gage]を下回る結果になる。

b. 解析条件の不確かさの影響

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

c. 対策の実施への影響

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を遅くした場合の感度解析を実施し、操作時間余裕として炉心溶融開始から少なくとも 20 分程度は確保できることを確認した。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過温破損」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している 1 次系強制減圧が高圧溶融物放出/格納容器直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シナリオ「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、当該対策を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（補助給水系、非常用所内交流電源等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

（※<sup>10</sup>）IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード 2.（3）MAAP を参照。

また、1次系強制減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「格納容器過温破損」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、当該対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 加圧器逃がし弁の開操作の確実性

規制委員会は、加圧器逃がし弁の開操作を確実に行うことが重要である旨を指摘した。申請者は、加圧器逃がし弁の開操作失敗時の機能回復のために、全交流電源喪失に備えて窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）、常設直流電源系喪失に備えて可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を新たに整備していることを示した。規制委員会は、申請者が加圧器逃がし弁の開操作のために必要な駆動源及び電源のバックアップを準備していることから、開操作実施の確実性は高いと判断した。

#### (2) 1次系強制減圧の継続性

申請者は、加圧器逃がし弁の開操作によって1次冷却系圧力を2.0MPa[gage]以下に低減できるとしている。このため、規制委員会は、原子炉圧力容器破損の時点まで1次系強制減圧を継続できることが重要であるため、原子炉圧力容器上部プレナム気相温度が高温になることにより減圧の継続に支障が生じないことを示すよう求めた。申請者は、加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入した場合の減圧継続の支障要因として、弁の流路閉塞及び弁閉止（開維持失敗）の2つを抽出し、その評価を行った。その結果、弁棒に発生する熱応力が小さいこと及びダイヤフラムへの熱負荷が小さいことから減圧継続に支障となる熱負荷ではないと結論づけている。規制委員会は、申請者の熱応力等の評価手法は

適切であり、評価結果は構造物を健全と判断する応力・温度を下回ることから、1次系強制減圧の継続は可能であると判断した。

### (3) 1次冷却系圧力の下げ止まり

申請者は、モデル化に起因する不確かさの影響を評価しても、原子炉圧力容器の破損までに1次冷却系圧力を2.0MPa[gage]以下に低減できるとしている。このため、規制委員会は、様々な不確かさを考慮しても強制減圧後の1次冷却系圧力が2.0MPa[gage]近傍で下げ止まることについて、現象のメカニズムを説明するよう求めた。申請者は、1次冷却系圧力が下げ止まるのは、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるためであるとしている。これにより、規制委員会は、物理現象の説明には合理性があることを確認した。

### (4) 蓄圧タンクの初期条件が評価に及ぼす影響

申請者は、解析条件のうち、蓄圧タンク保持圧力は炉心への注水を遅くする最低の保持圧力とするとしている。このため、規制委員会は、強制減圧後の1次冷却系圧力が2.0MPa[gage]近傍で下げ止まることを踏まえ、蓄圧タンク保持圧力を高い側に設定した場合にも、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に1次冷却系圧力は2.0MPa[gage]を下回することを示すよう求めた。申請者は、蓄圧タンク保持圧力が高い側に設定した解析を実施した結果、蓄圧タンクからの注水量が多くなり炉心の冷却が進むことで炉心溶融進展が遅くなり、崩壊熱がより低い状態で原子炉圧力容器破損に至るため、原子炉圧力容器破損までに1次冷却系圧力は2.0MPa[gage]以下となるとしている。規制委員会は、解析条件の設定は適切であり、解析内容は妥当であることを確認した。

### (5) 原子炉圧力容器破損時の溶融物の飛散

規制委員会は、原子炉圧力容器破損時の1次冷却系圧力が2.0MPa[gage]以下であっても、溶融物の飛散が生じることが考えられることから、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に与える影響について検討するよう求めた。申請者は、溶融物が直接放出される原子炉下部キャビティには、支持構造物等の重要機器は存在しないこと、原子炉下部キャビティから原子炉格納容器内本体壁へ直線的に通じる経路がないため放出された溶融物が原子炉格納容器本体壁に到達することはないとしている。さらに、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティの蓄水によって冷却されるため、飛散する溶融物は少量であって飛散する過程等で冷却されて、過度に壁面が侵食することなく、支持構造物等に影響を与えないとしている。これにより、規制委員会は、直接放出される原子炉下部キャビティに支持構造物等の重要機器は存在しないこと、原子炉格納容器内本体壁へ直線的に通じる流出経路がないこと及び原子炉下部キャビティの蓄水があることなどから、重要機器への影響はないことを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 4 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用**

格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉压力容器外の FCI により生じる一時的な圧力の急上昇の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器破損の防止及び放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(e) 急速な原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下「格納容器過圧破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉压力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧力スパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気を冷却・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。
- ③ 初期の対策：代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」と同一である。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、熔融炉心から冷却材の伝熱による水蒸気発生観点から、事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の炉心崩壊熱が高いこと、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器の冷却がないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイによる注水は想定せずに、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。これは、代替格納容器スプレイは格納容器スプレイよりも開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティの冷却材のサブクール度が小さくなり、事象を厳しく評価することになる。
- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画間や区画内の冷却材の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外の FCI 等を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- d. 機器条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- e. 操作条件：「格納容器過圧破損」と同一である。

### ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 事象発生後、約 1.5 時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクが生じることにより原子炉格納容器圧力・温度が上昇するが、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気冷却・減圧及び原子炉格納容器自由体積の大きさもあいまって、熔融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度圧力・温度はそれぞれ

れ約 0.262MPa[gage]、約 122°Cに抑えられるまでの上昇に留まる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 72 時間時点でも下降傾向が維持されており、安定状態となっている。

b. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同一である。上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (e) を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

原子炉容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧力スパイクへの影響因子として、原子炉下部キャビティ水深、破損口径、デブリ粒子の径及びエントレインメント係数を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析を実施した。その結果、これらのパラメータが圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

「格納容器過圧破損」と同一である。

#### c. 対策の実施への影響

「格納容器過圧破損」と同一である。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過圧破損」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気冷却・減圧が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイを行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (e) を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目 (e) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機

能を喪失した設備（低圧注入系及び格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たっては、これらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 水蒸気爆発が実機において発生する可能性

申請者は、原子炉圧力容器外の FCI のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしているが、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

申請者は、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO 及び KROTOS を挙げ、これらのうち、KROTOS の一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生していることを示すとともに、水蒸気爆発が発生した実験では、外乱を与えて液-液直接接触を生じやすくしていることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような、外乱となり得る要素は考えにくいことを示した。

加えて、規制委員会は、JASMINE コードを用いた原子炉圧力容器外での水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価に関する論文（※<sup>11</sup>）を提示し、これに対する申請者の見解を示すよう求めた。申請者は、JASMINE コードを用いた水

---

（※<sup>11</sup>）JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」  
2007年8月

蒸気爆発の評価では、水蒸気爆発の規模が最も大きくなる時刻に、液-液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発していること、融体ジェット直径分布として、0.1m~1mの一様分布を与え、流体の運動エネルギーを大きく評価していることを示し、これらの評価想定は、実機での想定と異なることを示した。

申請者は、上記の水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較及び JASMINE コードにおける評価想定と実機での想定との相違を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示した。これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器外の FCI で生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧カスパイクを考慮すべきであることを確認した。

#### **IV-1. 2. 2. 5 水素燃焼**

格納容器破損モード「水素燃焼」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること）」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下この節において「格納容器過圧破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

### **1. 申請内容**

#### **(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策**

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：水-ジルコニウム反応、MCCI、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：水素の爆轟を防止するためには、早期に発生する水素及び継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する必要がある。また、MCCI に伴う水素発生に対しては、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。

- ③ 初期の対策：PWR プラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴がある。その上で、主に炉心損傷時に発生した水素の処理を行う。このため、イグナイタを重大事故等対処設備として新たに整備する。代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：継続的に発生する水素の処理を行う。このため、上記③のイグナイタに加え、PAR を重大事故等対処設備として新たに整備する。水素濃度、イグナイタ及び PAR の監視を行う。このため、可搬型格納容器水素濃度測定装置、イグナイタ動作監視装置、PAR 動作監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に低圧及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる観点では、破断口径の大きい大破断 LOCA であること、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点では、格納容器スプレイが作動する状態であることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。
- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融物リロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。また、原子炉格納容器内水素濃度評価を行うため、区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達等の事象を適切に評価することが可能な GOTHIC を用いる。

- c. 事故条件：水素は、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75%が水と反応し発生するとする。外部電源についてはあるものとする。外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点で厳しい設定となる。
- d. 機器条件：PAR1 基当たりの水素処理量は、設備設計値を基に 1.2kg/h とし、5 基の設置とする。イグナイタは、12 基設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。
- e. 操作条件：PAR は、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理するため、運転員等操作に関する条件はない。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 炉内の水が急激に減少し燃料の露出が始まると、燃料被覆管温度が上昇し、約 24 分後には炉心溶融が開始する。この炉心過熱に伴う水-ジルコニウム反応により水素が発生する。
- b. 事故発生から約 1.3 時間後に原子炉圧力容器が破損する。約 3 時間後に原子炉圧力容器からの溶融炉心の流出が停止し、水-ジルコニウム反応による水素の生成はほぼ停止する。ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 9.7 vol%で減少に転じ、13 vol%を下回る。
- c. 水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、事象発生から 25 時間時点においても低下傾向が続いている。
- d. 1 次冷却材配管の破断区画において、水-ジルコニウム反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において水素濃度は爆轟領域に達しない。
- e. なお、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、安定して冷却されており、その後も安定状態を維持できる。

上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

本格格納容器破損モードの有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量を原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75%が反応するように補正して評価する。感度解析のパラメータを組み合わせた場合、MCCI に伴い発生する水素は、炉心内の全ジルコニウムの約 6%である。このことを考慮し、炉心内の全ジルコニウムが水と反応するとしても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.6 vol%である。したがって、解析コードに依拠せずジルコニウム最大反応量で評価しても格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の中で影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、PAR の性能の変動、金属腐食量等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも水素濃度への影響は小さい又は濃度を低くすることとなる。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1 号炉及び 2 号炉あわせて 32 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 52 名であり対応が可能である。
- ② 燃料取替用水タンク (約 1677m<sup>3</sup>: 水位異常低警報値までの水量) を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位 (16%) に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。
- ③ ディーゼル発電機及び代替緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転などを考慮すると合計約 494.4kL の重油が必要となる。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約 510.0kL で対応が可能である。また、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している水素濃度の低減が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧及び高圧注入機能が喪失する事故」において、PAR の設置などを行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。さらに、解析コードに依拠せずジルコニウム最大反応量で評価しても格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。これにより、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目 (f) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（充てん/高圧注入ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、イグナイタにより、可燃状態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCI によるさらなる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができることを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。これらの水素処理装置には熱電対を設置して、作動状況を把握することができることを確認した。

水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、低下傾向が続くことなどから、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧及び高圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) MCCI に伴う水素発生

申請者は、原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されていれば、床コンクリートには有意な侵食は発生しないため、それに伴う有意な水素発生はないとしていた。規制委員会は、知見が少ない溶融燃料挙動について、不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、MCCI の感度解析の結果を踏まえた水素

発生について検討することを求めた。申請者は、これに対し以下のように説明した。

- ① 原子炉下部キャビティ床面での炉心デブリの拡がり、炉心デブリと原子炉下部キャビティ水の伝熱等のパラメータを組み合わせた場合、MCCIにより発生する水素は、全てジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。
- ② さらに、上記を上回るものとして、全炉心内のジルコニウムが水と反応すると仮定した場合において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.6%であり、格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足する。

規制委員会は、上記の申請者の評価が十分保守的であるため妥当であると判断した。

## (2) 水素対策の強化

規制委員会は、申請者の解析結果は、不確かさを考慮しても格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足するとしているが、より確実な水素対策を求めた。これに対し、申請者は水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路にイグナイタを設置することとした。

申請者は、格納容器内の水素濃度は均一化としている。しかし、水素は、成層化する懸念があり、水素が成層化すれば、格納容器上部で水素濃度が高まる可能性がある。規制委員会は、水素成層化の可能性を示したNUPECにおける可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験で得られた知見に基づき、水素成層化に関する詳細な検討を行う必要があることを指摘した。申請者は、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌などにより水素濃度が均一化することを示したものの、仮に格納容器ドーム頂部で水素が滞留又は成層化した場合においても、早期段階から確実に処理するために、格納容器上部ドーム頂部付近にもイグナイタを設置することとした。これにより、規制委員会は、水素燃焼による格納容器破損防止のための適切な対策が行われることを確認した。

申請者は、PAR及びイグナイタについて、可搬型格納容器水素濃度計測装置により水素濃度が低減されていることを確認することで作動状況を確認するとしていた。より確実な作動状況の確認を行うため、規制委員会は、PARに熱電対を設置するなどの作動状況の監視手段を検討することを求めた。申請者は、PAR動作監視装置及びイグナイタ動作監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備し、中央制御室で温度を監視することでPAR及びイグナイタの作動状況を確認することとした。これにより、規制委員会は、PAR及びイグナイタのより確実な作動状況の確認が行われることを確認した。

これらにより、規制委員会は、MCCIによるさらなる水素生成がある場合も含めて、確実な水素濃度低減対策が行われることを確認した。

### (3) PAR の性能評価式の妥当性

規制委員会は、GOTHIC に組み込まれた PAR の性能評価式の妥当性について、申請者の説明が不十分であったため、確認実験の実機への適用性等を含めた追加説明を要求した。申請者は、PAR の性能評価式による水素除去割合と THAI 試験における PAR 単体の性能試験の水素除去割合がよく一致していることなどを説明した。規制委員会は、これら申請者の説明が妥当であると判断した。

### (4) 水素濃度測定への対応

申請者は、本評価事故シーケンスの対応に必要な水素濃度測定要員は他の操作と兼ねることとし、事象発生後約 35 分から水素濃度測定の準備を開始するようにしていた。規制委員会は、水素濃度測定準備を早期に実施するための対応を検討することを求めた。申請者は、本評価事故シーケンスの重大事故等対策要員を増員し、その要員を水素濃度測定の準備作業に充てることにより、水素濃度測定の準備開始を早めることとした。これにより、規制委員会は、水素濃度測定の対応がプラント状況判断後、速やかに開始されることを確認した。

## **IV-1. 2. 2. 6 溶融炉心・コンクリート相互作用**

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心によるコンクリートの侵食という観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下この節において「格納容器過圧破損」という。）と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

### 1. 申請内容

#### (1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが熱分解により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するために、原子炉下部キャビティへ注水する。
- ③ 初期の対策：代替格納容器スプレイ操作により原子炉下部キャビティへ注水する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」と同一である。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性評価の手法を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」を選定する。これは、大破断 LOCA 時にはより早期に原子炉圧力容器の破損に至るため流出する溶融炉心の崩壊熱が大きくなること、また、炉心注水及び格納容器スプレイ機能の喪失により原子炉下部キャビティへの水の流入が遅れることから、コンクリート侵食の観点でより厳しくなるためである。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注水機能喪失を追加した。さらに、代替格納容器スプレイの開始時間を遅らせて、より厳しい条件とする観点から、代替電源の準備が必要となる全交流動力電源の喪失も考慮する。
- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融物リロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- d. 機器条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- e. 操作条件：「格納容器過圧破損」と同一である。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 炉心溶融開始 30 分後（事象発生の約 49 分後）に常設電動注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ操作により原子炉下部キャビティへの注水を開始する。これにより、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約 1.5 時間後）において約 1.3m の原子炉下部キャビティ水位が確保され、溶融炉心の崩壊熱は除去される。コンクリートの侵食は約 3mm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。
- b. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同じである。よって、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響  
溶融炉心/コンクリート間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性が確認されている（※<sup>12</sup>）。しかし、これらの現象は不確かさが大きく、また、知見も限られることから、コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。その結果、厳しい条件を重畳させた場合でも、コンクリート侵食量は評価項目 (i) に関する判断に影響を及ぼす量には至らなかった。また、これらの挙動に関連する運転員等操作はないため、運転員等操作開始時間に与える影響はない。
- b. 解析条件の不確かさの影響評価  
炉心崩壊熱の変動を考慮して最確条件とした場合、保守的に設定した場合より崩壊熱が小さくなるため炉心溶融の開始が遅くなり、原子炉下部キャビティ注水の準備時間の余裕が大きくなる。また、原子炉圧力容器破損時間が遅くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点での原子炉下部キャビティ水量が多くなり、溶融炉心の熱量も小さくなるため、コンクリート侵食量は減少する。
- c. 対策の実施への影響  
本事故シーケンスの要員の配置による他の操作への影響については「格納容器過圧破損」と同じであり、対策実施に与える影響はない。

（※<sup>12</sup>） IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード 2. (3) MAAP を参照。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過圧破損」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイ操作による原子炉下部キャビティへの注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、原子炉下部キャビティへの注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮し、コンクリート侵食量の感度解析を実施した結果、厳しい条件を重畳させた場合でもコンクリート侵食量が支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、評価項目 (i) を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（低圧注入系、高圧注入系等の設備）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

### (1) 原子炉下部キャビティへの注水開始遅れの影響について

申請者は、解析条件では、溶融炉心が落下する時点で原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されているとしていた。規制委員会は、原子炉下部キャビティへの注水操作開始遅れが原子炉下部キャビティ水量に及ぼす影響の評価を要求した。これを受けて、申請者は注水操作開始時間の余裕を把握するための感度解析を実施し、操作開始が 10 分遅れても原子炉圧力容器破損時において約 1m の原子炉下部キャビティ水位を確保できるという結果を得た。これにより、規制委員会は、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点において、原子炉下部キャビティへの注水操作開始時間の遅れが評価結果に与える影響が小さいことを確認した。

## (2) 原子炉下部キャビティへの注水状態の確認手段について

申請者は、原子炉下部キャビティへの注水を格納容器スプレイにより行うとしている。規制委員会は、格納容器スプレイにより確実に原子炉下部キャビティに注水されることを確認する手段の説明を求めた。これを受けて、申請者は、原子炉下部キャビティ水位監視装置により注水状態の確認が可能であることを示した。これにより、規制委員会は、原子炉下部キャビティへの注水状態の確認手段が用意されていることを確認した。

## (3) コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータの検討について

申請者は、原子炉下部キャビティに十分な水量が確保されていれば、床コンクリートには有意な侵食が発生しないとしていた。これについて、規制委員会は、知見が少ない溶融燃料挙動について不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、評価に影響を与えるパラメータを整理し、影響を明確にした上で判断することを求めた。申請者は、床コンクリートの侵食量に影響を与えるパラメータを幅広く検討し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさについて感度解析を実施し、厳しい伝熱条件で、かつ、溶融炉心が床全面に拡がる場合は床面及び側面に約 4mm のコンクリート侵食が発生し、拡がり小さい場合（拡がり面積約 11m<sup>2</sup>）は床面及び側面に約 19cm の侵食が発生するという結果を得た。ここで、側面の侵食は原子炉圧力容器破損位置が側面に近く、溶融炉心が側面に接触した場合にその位置で生じる。床面及び側面に 19cm の侵食が生じて、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はない。なお、いずれのケースにおいても現実には溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むと考えられ、また、実験等の知見によれば側面コンクリートが侵食されて形成されたギャップに水が浸入するため溶融物の冷却が促進されコンクリート侵食は抑制される。

これらから、規制委員会は、コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータを保守的に設定した場合でも原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響がないことを確認した。

#### **Ⅳ－１．２．３ 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策**

第３７条第３項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故１」という。）及びサイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故（以下「想定事故２」という。）に対して、以下の（a）から（c）の項目（以下「燃料損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認したものとしている。

- （a）燃料有効長頂部が冠水していること。
- （b）放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- （c）未臨界が維持されていること。

#### **Ⅳ－１．２．３．１ 想定事故１**

「想定事故１」では、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **１．申請内容**

##### **（１）想定事故の特徴及びその対策**

申請者は、「想定事故１」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：使用済燃料ピット（※<sup>13</sup>）の冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。

（※<sup>13</sup>）使用済燃料貯蔵槽に対して申請者が用いている名称。

- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行う。
- ③ 対策：使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、取水用水中ポンプ、取水用水中ポンプ用発電機、中間受槽等を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、使用済燃料ピット周辺線量率計（可搬型）、使用済燃料ピット水位計（広域）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、「想定事故 1」への燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：使用済燃料ピットの水位が、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値  $0.15\text{mSv/h}$  を維持できる水位。通常水位約  $-3.4\text{m}$ ）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、燃料損傷防止対策の評価項目 (b) を満たすものとする。評価項目 (b) が満たされる場合は (a) も同時に満たされる。
- b. 事故条件：余熱除去ポンプ等の故障により使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事故発生時の使用済燃料ピット水温は  $40^{\circ}\text{C}$ 、水位は通常水位  $-0.08\text{m}$  とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量は  $20\text{ m}^3/\text{h}$  とする。
- d. 操作条件：使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水の準備には、対応要員の参集に 1 時間、ポンプや発電機の運搬、設置等に 5 時間 20 分で、合計 6 時間 20 分を要するものとする。

### ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 14 時間後に  $100^{\circ}\text{C}$  に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するまでの時間は約 2.4 日である。一方、事故発生後、

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水の準備に要する時間は約 6 時間 20 分である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。

- c. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は 20 m<sup>3</sup>/h であり、使用済燃料ピット水温が 100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量（より条件の厳しい 1 号炉ピットで約 14.68m<sup>3</sup>/h）を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。よって、評価結果は燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満足している。
- d. 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約 0.95）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済燃料ピット水のほう酸濃度が高い場合、沸騰に伴う密度低下により実効増倍率が増加する可能性があるが、沸騰前の実効増倍率が十分低いため、未臨界は維持される。よって、評価結果は燃料損傷防止対策の評価項目（c）を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響  
崩壊熱、初期水位及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット内の水温が変動するが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。
- b. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響  
崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期水位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 2.4 日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である 40℃より厳しい 65℃（使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 2.1 日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の 6 時間 20 分後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さい。  
その他の解析条件の不確かさ（水温 100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を

考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、前後に他の操作がないことから、対策の実施に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故1」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 1号炉及び2号炉で同時に本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は42名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故の対応では、20m<sup>3</sup>/hの流量で間欠的に使用済燃料ピットへの注水を行うが、淡水（宮山池）又は海水を取水源としており、供給が可能である。
- ③ 本想定事故の対応に必要な燃料としては、事故発生6時間20分後からの運転を想定した7日間の使用済燃料ピットへの注水、さらに、7日間のディーゼル発電機等の運転を考慮する場合等に必要な重油量は約494.4kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0kLで対応が可能である。
- ④ 本想定事故の対応に必要な電源容量は、取水用水中ポンプに11kW及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプに5.5kWである。これに対して、取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の電源容量は各々約80kWであり、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故1」において、使用済燃料ピットへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（使用済燃料ピットポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量について

申請者は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量を、崩壊熱を最も厳しく想定した場合に対応する蒸発量（より条件の厳しい1号炉ピットで約14.68m<sup>3</sup>/h）に基づき15m<sup>3</sup>/hとしていた。規制委員会は、水位が低下した場合に早期に水位を回復する観点から、ポンプ流量の検討を要求した。これを受けて、申請者は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量を、崩壊熱による蒸発量に対して十分な余裕をもつ20m<sup>3</sup>/hとした。これにより、規制委員会は、機器条件が妥当であることを確認した。

## IV-1. 2. 3. 2 想定事故2

「想定事故2」では、サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 想定事故の特徴及びその対策

申請者は、「想定事故2」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行う。
- ③ 対策：使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、取水用水中ポンプ、取水

用水中ポンプ用発電機、中間受槽等を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、使用済燃料ピット周辺線量率計（可搬型）、使用済燃料ピット水位計（広域）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## （２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、「想定事故２」への燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：使用済燃料ピット水の小規模な喪失により水位が低下した後、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位。通常水位一約 3.4m）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、燃料損傷防止対策の評価項目（b）を満たすものとする。評価項目（b）が満たされる場合は（a）も同時に満たされる。
- b. 事故条件：使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピット出口配管下端（通常水位一約 1.3m）まで水位が低下すると想定する。この破断により冷却機能が喪失するが、重畳して、注水機能も喪失するものとする。漏えいはこの水位で止まるが、水温が上昇して蒸発が起こる場合は更なる水位低下が生じる。事故発生時の使用済燃料ピット水温は 40℃とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：「想定事故１」と同一である。
- d. 操作条件：「想定事故１」と同一である。

### ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 12 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するまでの時間は約 1.6 日である。一方、事故発生後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水の準備に要する時間は約 6 時間 20 分である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。

- c. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は20m<sup>3</sup>/hであり、使用済燃料ピット水温が100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量（より条件の厳しい1号炉ピットで約14.68m<sup>3</sup>/h）を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。ここで、破断した冷却系配管の復旧を期待しないため、通常水位を回復することは不可能だが、使用済燃料ピット出口配管下端の水位を維持することは可能である。よって、評価結果は燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満足している。
- d. 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約0.95）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済燃料ピット水のほう酸濃度が高い場合、沸騰に伴う密度低下により実効増倍率が増加する可能性があるが、沸騰前の実効増倍率が十分低いため、未臨界は維持される。よって、評価結果は燃料損傷防止対策の評価項目（c）を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響  
崩壊熱、初期水位及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット内の水の温度が変動するが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。
- b. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響  
崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期水位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約1.6日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である40℃より厳しい65℃（使用済燃料ピットポンプ1台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.4日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の6時間20分後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さい。  
その他の解析条件の不確かさ（水温100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を

考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、前後に他の操作がないことから、対策の実施に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故2」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を「想定事故1」と同一としている。

## 2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故2」において、使用済燃料ピットへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（冷却系配管等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

### (1) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量について

「想定事故1」における論点と同じである。

#### **Ⅳ－１．２．４ 停止中の原子炉の燃料損傷防止対策**

第37条第4項は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中（※<sup>14</sup>）における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

同条同項の設置許可基準規則解釈は、「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の(a)から(c)の項目（以下「運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認したものとしている。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が確保されていること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

#### **Ⅳ－１．２．４．１ 崩壊熱除去機能喪失**

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉運転停止中に、余熱除去系の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

##### **1. 申請内容**

###### **(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策**

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：余熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体が損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必

---

(※<sup>14</sup>) 運転停止中：「停止中評価ガイド」には、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間と示している。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除くとされている。

要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。

- ③ 初期の対策：充てん/ 高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁を取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、ディーゼル発電機、充てん/ 高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：格納容器スプレイ系による再循環運転に切り替え、低温停止状態に移行するとともに、炉心冷却を継続する。このため、格納容器再循環サンプ、格納容器スプレイ系、代替再循環配管等を重大事故等対処設備として位置付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは、「余熱除去機能喪失」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「余熱除去機能喪失」が起こるとしている。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。
- c. 事故条件：余熱除去ポンプの故障等による余熱除去系の機能喪失が、2系統で同時に発生することを想定する。事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間、原子炉停止後 55 時間とする。

- d. 機器条件：充てん/高圧ポンプによる炉心注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$  とする。これは、炉心注水開始を事象発生後 50 分とした場合の崩壊熱による蒸発量 ( $29.7\text{m}^3/\text{h}$ ) を上回る流量である。
- e. 操作条件：充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生を検知・判断及び充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から 50 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生 1 分後から、1 次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで 1 次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後 50 分で、充てん/高圧注入ポンプにより炉心注水を開始し、事象発生後 140 分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合うことにより、1 次冷却系の保有水量及び 1 次冷却材温度は安定する。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.6 程度であり、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはない、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値  $0.15\text{mSv/h}$  を上回ることはない。
- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による 1 次冷却材におけるボイド発生により 1 次冷却材の密度が低下すると、一時的に反応度が正側になる場合がある。ただし、実効増倍率が 1.00 (臨界) より十分に低いこと、さらに、充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されることから、未臨界は維持される。
- e. なお、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行可能である。

上記 a. から e. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

## ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約0.6m 高い位置まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱は保守的（大きい）な値に設定されているため実際には、1 次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水の操作については、一連の操作が中央制御室で実施されるため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、1 号炉と 2 号炉を合わせて 18 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 52 名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、7 日間非常用ディーゼル発電機が全出力で運転した場合等に必要となる重油量は約 494.4kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約 510.0kL で対応が可能である。また、重大事故等対処設備全体に対して非常用ディーゼル発電機からの電力供給量が、十分に大きいため、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水及び再循環運転による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」において、充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確

認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系の2系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

また、充てん/ 高圧注入ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、格納容器スプレイ冷却器による炉心冷却への移行する対策が整備されていることを確認した。

さらに規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### （1）原子炉容器内の水位が低下した場合の遮蔽性能確保

原子炉容器内の水位が低下すると、放射線に対する遮蔽性能は低下するため空間線量が上昇することから、格納容器内の作業員の被ばく線量が増加する可能性がある。このため、規制委員会は、遮蔽性能の確保について詳細な説明を求めた。申請者は、ミッドループ運転中において原子炉容器内の水位が燃料有効長頂部の高さ近くまで低下した場合について、格納容器内の空間線量率を評価し、原子炉容器ふたによる放射線遮蔽効果により空間線量率は遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を十分に下回ることを示した。規制委員会は、原子炉容器内の水位低下による放射線の遮蔽効果の低下に比べ、原子炉容器ふたによる放射線の遮蔽効果が十分に大きいため、格納容器内の作業員の被ばく線量が基準値を超過しないことを確認した。

#### （2）事故が発生した場合の格納容器内の作業員の退避

事故が発生した場合、作業員の退避手順及び退避ルートが明確にされていないと、作業員の退避遅れ等により被ばく線量が増加する他、原子炉格納容器の

隔離も遅れる可能性がある。このため、規制委員会は、格納容器内の作業員の退避について詳細な説明を求めた。申請者は、運転停止中に事故が発生した場合の作業員の退避手順及び退避ルートを具体的に示した。これにより、規制委員会は、ミッドループ運転中の事故時における作業員の放射線防護と原子炉格納容器の早期隔離が確実に実施できるように、作業員が原子炉格納容器から退避する手順と退避ルートが明確化されていることを確認した。

### (3) 1次冷却材沸騰中の未臨界確保

申請者は、ミッドループ運転中に1次冷却材が沸騰した場合の未臨界確保について具体的な説明をしていなかった。仮に、1次冷却材の密度が沸騰によって低下すると、ほう素濃度が高い条件とは言え、一時的に反応度が正側になり、実効増倍率が上昇する可能性がある。このため、規制委員会は、未臨界の確保について詳細な説明を求めた。申請者は、沸騰開始後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を代表的な取替燃料炉心について評価し、取替燃料炉心の違いによる実効増倍率の変動を考慮して事象発生前の初期の実効増倍率を高くした場合でも、1次冷却材沸騰時の実効増倍率の上昇は約0.93にとどまり、未臨界を確保できることを示した。これにより、規制委員会は、ほう素濃度が高い条件下のミッドループ運転中に1次冷却材が沸騰した場合でも、実効増倍率の上昇は限定的であり、未臨界が十分に確保できることを確認した。

## **IV-1. 2. 4. 2 全交流動力電源喪失**

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源系統が機能喪失し、これに従属して原子炉補機冷却機能が喪失する場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：全交流動力電源喪失に起因する余熱除去系の炉心注水機能喪失及び全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失に起因する余熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中原子炉内燃料体は損傷に至る。

- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心へ注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：格納容器再循環サンプと余熱除去ポンプを用いた低圧再循環運転により炉心への注水を継続する。このため、移動式大容量ポンプ車とタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備し、格納容器再循環サンプ、余熱除去ポンプ等を重大事故等対処設備に位置付ける。また、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで格納容器内自然対流冷却を実施し、格納容器内の除熱を行う。このため、移動式大容量ポンプ車、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備し、格納容器再循環ユニットA系統及びB系統を重大事故等対処設備として位置付ける。

## （2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」が起こるとしている。さらに、従属的に発生する補機冷却水の喪失の重畳も考慮している。

- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、常設電動注入ポンプによる炉心注水等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。
- c. 事故条件：全交流動力電源喪失により余熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しい設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 55 時間とする。
- d. 機器条件：常設電動注入ポンプによる炉心注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$  とする。これは、炉心注水開始を事象発生後 50 分とした場合の崩壊熱による蒸発量 ( $29.7\text{m}^3/\text{h}$ ) を上回る流量である。
- e. 操作条件：大容量空冷式発電機が利用できるのは、事象発生から 35 分後以降とする。常設電動注入ポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生の検知・判断及び常設電動注入ポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から 50 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生 1 分後から、1 次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで 1 次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後 35 分で大容量空冷式発電機が利用可能になり、事象発生後 50 分で、大容量空冷式発電機を電源とする常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始する。事象発生後 140 分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合うことにより、1 次冷却系の保有水量及び 1 次系温度は安定する。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.6 程度であり、常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値  $0.15\text{mSv/h}$  を上回ることはない。

- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるボイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、一時的に反応度が正側になる場合もある。ただし、実効増倍率が1.00（臨界）より十分に低いこと、さらに、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されることから、未臨界は維持される。
- e. なお、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、低圧再循環運転に切替え、格納容器内自然対流冷却による格納容器内の除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

上記 a. から e. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より0.4m程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約0.6m高い地点まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱は保守的な（大きい）値に設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

#### c. 対策の実施への影響

常設電動注入ポンプによる炉心注水については、一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### （3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの運転停止中原子炉内燃料の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、1号炉と2号炉を合わせて52名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、大容量空冷式発電機による電源供給、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピット

への給水、代替緊急時対策所への電源供給を7日間継続する場合等に必要となる重油量は、~~ために~~約280.1kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄された重油量約314.0kLで対応が可能である。また、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料の損傷防止対策として計画している、大容量空冷式発電機を代替交流電源とすること、常設電動注入ポンプを用いた炉心注水、余熱除去ポンプを用いた再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、常設電動注入ポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（外部電源、非常用所内交流電源系統、原子炉補機冷却機能）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

また、常設電動注入ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、余熱除去ポンプを用いた低圧再循環運転に切替え、格納容器内自然対流冷却による格納容器内の除熱を継続することにより、原子炉を安定停止状態へ導くことができることを確認した。

さらに規制委員会は、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は、原子炉停止中の他の事故シーケンスグループである「IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同じである。

## **IV-1. 2. 4. 3 原子炉冷却材の流出**

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等による系外への漏えいが発生する場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から系外への誤操作等による漏えいに起因して1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失する。これにより、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体は損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心へ注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に充てん注入し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、ディーゼル発電機、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：格納容器スプレイ系による再循環運転に切り替え、低温停止状態にするとともに、炉心冷却を継続する。このため、原子

炉格納容器再循環サンプ、格納容器スプレイ系、代替再循環配管等を重大事故等対処設備として位置付ける。

## (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」を選定している。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」が起こるとしている。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入、1次冷却材の原子炉バウンダリからの流出等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。
- c. 事故条件：炉心冷却の観点から厳しくするため、以下の条件を設定している。
  - ア. 事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 55 時間とする。
  - イ. 1次冷却材の流出は、流量の多い余熱除去系からの流出とし、余熱除去ポンプ 1 台による浄化運転時の最大流量である 380 m<sup>3</sup>/h とする。流出する口径は余熱除去系統の最大口径で約 20cm（8 インチ）相当とする。
  - ウ. 余熱除去機能喪失後も系外の漏えいの停止を見込まない。
  - エ. 事象発生から 3 分後に、1次冷却系の水位が 1次系冷却材管の下端に到達することにより浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去系機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失する。

- d. 機器条件：充てん/高圧ポンプによる炉心注水流量は、原子炉停止 55 時間後を事象開始として、余熱除去系の機能喪失（事象発生から 3 分後）から 20 分後（事象発生から 23 分後）における崩壊熱による蒸発量（ $29.7\text{m}^3/\text{h}$ ）に加えて、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、 $31\text{m}^3/\text{h}$  とする。
- e. 操作条件：余熱除去系の機能喪失を起点（事象発生から 3 分後）として、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作の準備を開始する。注水準備に必要な時間を 20 分とし、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水が、事象発生から 23 分後に開始されるとする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、1 次冷却材の流出に伴い、1 次系水位が低下し約 3 分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生後約 23 分で、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合うことにより 1 次冷却系の保有水量を確保することができる。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.6 程度であり、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値  $0.15\text{mSv/h}$  を上回ることはない。
- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による 1 次冷却材におけるボイド発生により 1 次冷却材の密度が低下すると、一時的に反応度が正側になる場合もある。ただし、実効増倍率が 1.00（臨界）より十分に低いこと、さらに、充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されることから、未臨界は維持される。
- e. なお、原子炉冷却材流出システムの隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

上記 a. から e. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

#### a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度である。したがって、実際の炉心水位が評価値より0.4m程度低くなる可能性があるが、燃料有効長頂部から更に約1.1m高い位置まで水位が確保され、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。また、1次系冷却材配管の下端の水位に到達するまでの時間が早まるので、余熱除去機能喪失を起点とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の操作開始は早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、燃料の冷却への影響は小さい。

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示している。したがって、実際の漏えい流量は解析結果よりも小さくなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなるが、操作開始時点の炉心水位が同じ条件であることと実際の漏えい量が解析結果より小さいことを考慮すると、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

#### b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱及び1次冷却材流出流量は保守的な (大きい) 値 ~~(大きい)~~ で設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて遅くなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなるが、操作開始時点の炉心水位が同じ条件であることも考慮すると、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

#### c. 対策の実施への影響

充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナリオの特徴を踏まえた重大事故等対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、1号炉と2号炉を合わせて18名である。重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、7日間非常用ディーゼル発電機が全出力で運転した場合に必要な重油量は約494.4k~~L~~である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄された重油量約510.0k~~L~~にて対応が可能である。また、重大事故対処設備全体に必要な電力供給量に対して非常用ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料の損傷防止対策として計画している充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び再循環運転が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」において、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系の2系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

また、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、格納容器スプレイポンプ冷却器による炉心冷却への移行により、原子炉を安定停止状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失

する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は、原子炉停止中の他の事故シーケンスグループである「IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同じである。

## IV-1. 2. 4. 4 反応度の誤投入

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により純水が1次冷却材中に注入され1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加されることにより、臨界に至る可能性がある場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

### 1. 申請内容

#### (1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障や誤操作等に起因する1次冷却材中への純水注入により、1次冷却材中のほう素濃度が低下することで正の反応度が添加され、臨界に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の臨界を防止するためには、早期に反応度の誤投入を判断し、速やかに希釈停止操作を行うとともに、未臨界状態が維持されていることを確認し、必要に応じてほう酸濃縮操作を実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉補給水補給流量弁の「閉」操作及び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水の注入を停止する。
- ④ 安定状態に向けた対策：充てん/高圧注入ポンプによりほう酸タンクのほう酸水を炉心に注水し、未臨界を維持する。このため、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

#### (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

##### ① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、評価の考え方、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「反応度の誤投入」である。定期検査中においては、原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない措置を講じていることを考慮し、化学体積制御系の故障、誤操作等による純水注水は、原子炉起動時に起こり得ると想定する。また、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点からも原子炉起動時を想定している。
- b. 評価の考え方：本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要である。中性子束とほう素濃度の関係から導かれた評価式により、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求める。これにより、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。
- c. 初期条件：制御棒は全挿入とする。水による希釈率を大きくするため、1次系の有効体積は小さめにし、1次系の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた 215m<sup>3</sup>とする。1次冷却系のほう素濃度については、初期は、燃料取替用水タンクの保安規定制限値である 2700ppm とし、臨界時は 1800ppm とする
- d. 事故条件：原子炉起動時に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入されることを想定する。1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ 2 台運転時の全容量 (78.7m<sup>3</sup>/h) に余裕を持たせた値 81.8m<sup>3</sup>/h とする。1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はあるものとする。
- e. 機器条件：評価上の「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は、警報発信から臨界までの時間的余裕を少なめに評価するため、実際の設定値 (0.5 デカードデガード上) に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。
- f. 操作条件：希釈停止操作の開始は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後とする。

## ② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生から約52分後に「中性子源炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の約62分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注入停止操作（所要時間は約25秒）を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。
- b. 希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約52分を要し、臨界（ほう素濃度：1800ppm）に至るまでにはさらに約12分を要する。警報発信から10分後に純水注入停止操作を開始することから、臨界到達まで時間余裕は2分であるが、純水注入停止操作の所要時間が25秒であることを考慮すると、運転員が異常状態を検知してから純水注入停止操作の終了までには十分な時間があり、未臨界を維持することができる。
- c. 炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態である。
- d. 原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持されている。
- e. ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、事故によって、1次冷却系が臨界ほう素濃度である1800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2700ppmまで濃縮するのに要する時間は約5時間である。

上記 a. から e. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

### ③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響
  - 1次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度は、評価項目のパラメータである事象発生から臨界到達までの時間に対して、余裕が少なくなるような設定をしている。よって、1次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度を変動させた場合、事象進展は遅くなるため臨界到達までの時間が長くなり、運転員等の事象検知や操作に要する時間に対する余裕が増す。さらに、臨界到達時期が遅くなることにより、炉心露出に対する余裕が大きくなる。
- b. 対策の実施への影響
  - 運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、1号炉と2号炉を合わせて14名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、使用済燃料ピットへの給水、代替緊急時対策所への電源供給を7日間継続する場合等に必要となる重油量は約19.2kLの重油が必要となる。これに対し、発電所内の燃料油貯油槽等に備蓄されている重油量約510.0kLにて供給可能である。また、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

## 2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料の損傷防止対策として計画している希釈停止操作及びほう酸濃縮操作が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」において、希釈停止操作を行った場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が評価条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。

また、希釈停止操作により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能であることを確認した。

さらに、規制委員会は、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

### 3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

#### (1) 臨界ほう素濃度の設定根拠

申請者は、臨界ほう素濃度の設定根拠を詳細に説明していなかった。仮に、臨界ほう素濃度を過小に設定してしまうと、事象発生から臨界到達までの時間余裕を過大に評価してしまう可能性がある。このため、規制委員会は、臨界ほう素濃度の設定根拠について詳細な説明を求めた。申請者は、サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン炉心の臨界ほう素濃度について、炉心のばらつき等を考慮して高めの厳しい設定にしていることを示した。これにより、規制委員会は、臨界ほう素濃度は、事象発生から臨界到達までの時間余裕を小さくする厳しい条件で設定されていることを確認した。

#### (2) 電源が復旧した際に 1 次系補給水ポンプが自動起動してほう酸希釈が再開される可能性の有無

申請者は、全交流動力電源喪失が発生後、電源が復旧した際に 1 次系補給水ポンプが自動起動してほう酸希釈が再開される可能性の有無について検討していなかった。ほう酸希釈が再開された場合には、純水塊が炉心に送り込まれ、反応度事故によって燃料の損傷を引き起こす可能性がある。このため、規制委員会は、ほう酸希釈が再開される可能性の有無について詳細な説明を求めた。申請者は、充てん/高圧注入ポンプがブラックアウトシーケンスでは起動しないこと、「外部電源喪失」の手順書により外部電源喪失後には希釈信号をリセットさせる手順が整備されていることを示した。これにより、規制委員会は、設備・手順の両面から、電源が復旧した際のほう酸希釈の再開防止を図っていることを確認した。

#### **IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード**

申請者が使用している解析コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行う。

他方、原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による検証が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当すると見なし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の妥当性の確認が行われているかという観点を主とした審査を行う。

以下、コードごとに申請内容とその確認内容について示す。

## 1. 申請者が使用している解析コード

申請者は、評価対象の事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードで考慮すべき現象を踏まえて、有効性評価に使用するコードを以下のとおりとしている。

### (1) 炉心損傷防止対策の有効性評価

- ①—1 起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」、「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）」の評価については、2次冷却系も含めて炉心の冷却状態の解析が可能な M-RELAP5 を使用している。また、「全交流動力電源喪失」の評価においては原子炉格納容器内圧が有意に上昇するため、M-RELAP5 に加えて、原子炉格納容器内雰囲気解析が可能な COCO を併用している。
- ①—2 起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の冷却状態に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能な SPARKLE-2 を使用している。
- ② 炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態が有意な影響を及ぼす「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態と原子炉格納容器の状態の相互作用を解析可能な MAAP を使用している。

### (2) 格納容器破損防止対策の有効性評価

- ① いずれの格納容器破損モードについても、炉心及び原子炉格納容器の状態の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の熔融炉心挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有する MAAP を使用している。また、「水素燃焼」の評価については、MAAP は格納容器内空間を 3次元で模擬できずドーム部内の空間分布評価には適さないこと、水素の発

生量をガイドの条件に設定することから、MAAPに加えて、水素の区画間の移行等を解析可能なGOTHICを使用している。

### (3) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

- ① いずれの事故シーケンスグループについても、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下を解析可能なM-RELAP5を使用している。

## 2. 解析コードの検証及び有効性評価への適用性

### (1) M-RELAP5

#### ① 申請内容

申請者は、M-RELAP5の妥当性確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. M-RELAP5は、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡・事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。
- b. 米国において、US-APWRの安全解析（小破断LOCA）に適用している。また、本コードがベースとしているRELAP5は、欧米においてNon-LOCA、LOCA（大小の双方を含む）の安全解析への適用例がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性評価を行っている。
  - c. - 1 炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達モデル、ボイドモデル、流動様式）については、ORNL/THTF試験、ROSA/LSTF SB-CL-18及び39試験、PKL/F1.1試験の解析結果により検証している。
  - c. - 2 1次冷却系における重要現象のモデル（自然循環時の壁面熱伝達モデル、冷却材放出時の破断流モデル、気液分離・対向流の流動様式、沸騰時の2流体モデル及び壁面熱伝達モデル、ECCS強制注入時のポンプ特性モデル、ECCS蓄圧タンクの非凝縮性ガス）については、PKL/F1.1試験、Marviken試験、美浜2号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析、ROSA/LSTF SB-CL-18及び39試験、PKL/F1.1試験の解析結果により検証している。
  - c. - 3 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の2流体モデル、冷却材放出時の臨界流モデル）については、LOFT L6-1及びL9-3試験、ROSA/LSTF SB-CL-18及び39試験の解析結果により検証している。
  - c. - 4 蒸気発生器における重要現象のモデル（1次側・2次側の壁面熱伝達モデル、2次側水位変化・ドライアウトの2流体モデル）

ROSA/LSTF SB-CL-39 試験、PKL/F1.1 試験、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析結果により検証している。

- d. 不確かさ評価としては、LOCA 時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価している。また、LOCA 時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保している。

## ② 確認内容

規制委員会は、M-RELAP5 についての申請者の説明内容について、以下のよう確認した。

- a. 炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び 1 次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。
- c. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。
- d. 規制委員会は、RELAP5/MOD3.3(※<sup>15</sup>)及び SKETCH-INS(※<sup>16</sup>)/TRACE5.0(※<sup>17</sup>)を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び考慮すべき主要な不確かさを確認した。そこで抽出されたものについて、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の M-RELAP5 の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。

## ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

### a. 炉心水位計算値の不確かさ評価

申請者は、M-RELAP5 が ORNL/THTF 試験の二相水位の測定値を 0.3m 低めに評価したことから、事故時の炉心水位及び炉心露出に関しては

---

(※<sup>15</sup>) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.

(※<sup>16</sup>) (独) 原子力安全基盤機構, “3次元プラント動特性コード SKETCH-INS/TRAC-BF1 の改良整備”, 04 解部報-0012, 2003.

(※<sup>17</sup>) TRACE V5.0 THEORY MANUAL: Field Equations, Solution Methods, and Physical Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.

保守側に評価するとした。さらに、膜沸騰熱伝達モデルの特性により、燃料棒表面の熱伝達率~~をが~~最大で 40%程度低く予測する傾向があり、被覆管温度を高めにより予測するとした。また、事故時に加え、大気圧条件の余熱除去系停止時の水位についても同様に保守側評価になるとしていた。これに対し規制委員会は、ORNL/THTF の試験条件が 4MPa 以上の高圧に限定されており、余熱除去系停止時に想定される大気圧付近の条件を含んでいないため、適用範囲外であることを指摘するとともに、同条件下で沸騰状態にある炉心水位の不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。規制委員会は、EPRI モデルの同条件下での炉心ボイド率の不確かさから推定した申請者の再検討結果を精査し、平均ボイド率が約 0.5 の時、同条件下での二相水位の不確かさが±10%程度あり、評価上考慮する必要があることを指摘した。申請者はこれを了承し、有効性評価において不確かさとして考慮した。

**b. LOCA 事象における破断流量の不確かさ評価**

申請者は、LOCA 事象における破断流量について、Marviken 試験解析により、計算値と測定値の差はサブクール臨界流で±10%程度、二相臨界流で-10%~+50%程度の範囲に収まっているとしていた。しかし、当コードによる全解析結果を示すのみで、物理的考察による結果の分析が不十分であった。これに対し規制委員会は、特に L/D(長さ/内径比)の小さい条件で熱的に非平衡な状態で配管から流出する場合には、M-RELAP5 の臨界流モデルで解析誤差が増大すると予想されるとし、その影響について説明を求めた。申請者は ECCS 注水機能喪失事象を対象とした破断面積のスペクトル解析を実施するとともに、破断面積・流量の不確かさの影響を包絡した破断サイズを使用することにより、解析の保守性を確保していると説明した。申請者は、本コードを同事象の有効性評価に使用する際に、破断面積のスペクトル解析を実施することとした。

**c. 1 次冷却系のフィードアンドブリード時の流体解析モデル**

申請者は、1 次冷却系の減圧及び注水（1 次冷却系のフィードアンドブリード）における 1 次冷却材温度及び加圧器圧力について、LOFT L6-1 試験解析により、計算値と測定値の差は 1 次冷却材温度で±2°C、加圧器圧力で±0.2MPa の範囲に収まっているとした。しかし、この説明の中で、「2 次系からの除熱機能喪失」に対する 1 次冷却系のフィードアンドブリード実施時に、1 次系圧力挙動と高圧注入系流量に影響を及ぼす高温側配管から加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルについての説明が不十分であった。そのため規制委員会は、加圧器サージ

管に流入する流体の気相部と液滴のエントレインメントのモデル化について追加説明を求めた。申請者は、加圧器サージ管へ流入する流体を、高温側配管のボイド率（約 0.2）を持つ二相混合流（気泡流）で模擬することにより、蒸気相の流出を少なく評価する方法を選択したことを説明した。このようなモデル化では、気相部と液滴が同伴して流入する実際の状況より流出蒸気量が少なく計算されるため、圧力が高く評価される。よって、この選択は、炉心注水を保守側に見積もる方向であり、規制委員会は申請者の選択を妥当と判断した。

## (2) SPARKLE-2

### ① 申請内容

申請者は、SPARKLE-2 の検証及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. SPARKLE-2 は、M-RELAP5 の炉心動特性を 1 点炉近似から 3 次元動特性に変更したコードであり、1 次冷却系全体の熱流動と 3 次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。
- b. プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5 であり、ベースとしている RELAP-3D については、欧米において実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行っている。
  - c. - 1 炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果）については、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、モンテカルロコードとの比較、減速材温度係数測定検査の解析により検証している。
  - c. - 2 炉心の燃料に係る重要現象（燃料棒内温度変化）については、FINE コードとの比較、SPERT-III E-core 実験解析により検証している。
  - c. - 3 炉心の熱流動に係る重要現象のモデル（沸騰・ボイド率変化の二相流圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）については、NUPEC 管群ボイド試験の解析により検証している。
  - c. - 4 1 次冷却系における重要現象のモデル（ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル）については、PKL/F1.1 試験の解析により検証している。
  - c. - 5 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の 2 流体モデル、冷却材放出時の二相/サブクール臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。
  - c. - 6 蒸気発生器における重要現象のモデル（1 次側・2 次側の伝熱管熱伝達モデル、2 次側水位変化・ドライアウトの 2 流体モデル）に

については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。

- d. 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。

## ② 確認内容

規制委員会は、SPARKLE-2 についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。

- a. 「原子炉停止機能喪失」時の 1 次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。
- c. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、計算ベンチマークや実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の SPARKLE-2 の特性に応じた使用方法は概ね妥当と認められる。

## ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

### a. 減速材温度係数に対する感度解析方法の妥当性及び包絡性

申請者は、減速材温度フィードバック効果（減速材温度係数）については、連続エネルギーモンテカルロコード解析結果との比較による検証において、種々の燃料タイプ及び燃焼度に対して、「原子炉停止機能喪失」で発生する減速材密度及びほう素濃度の範囲で両者の結果は概ね一致するとした。また、SPARKLE-2 の一部を構成する COSMO-K コードと機能が同一の設計コードである COSMO-S コードの減速材温度係数測定検査結果を用いた妥当性確認において、2~4 ループを含む、炉型が異なる 4 プラントの複数サイクルに対する等温温度係数の計算値

と測定値の差が $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 以内に収まるとした。しかし、これらの結果を示すために実施した減速材温度係数初期値を所定の値に設定した解析において、ほう素濃度を人為的に調整して解析を行っていた。これに対し規制委員会は、このような操作により解析対象とする炉心特性（ドップラ温度係数、軸方向出力分布等）に影響が出ないか確認するよう申請者に求めた。また、申請者が解析対象としている炉心が実際の炉心の燃焼度や炉心配置を包絡している根拠を示すよう求めた。規制委員会は、申請者が従来手法（1点炉近似コード）との解析結果の比較や代表的な「原子炉停止機能喪失」での感度解析を踏まえて、当該手法で減速材温度係数初期値をパラメータとした解析が行えるとしていることを確認した。また、申請者がほう素濃度をパラメータとした感度解析や、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析の結果を踏まえて、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡すると見なせるとしていることを確認した。

#### b. ドップラ温度係数の不確かさ評価

申請者は、ドップラ温度係数について、ORNL の Doppler-Defect Benchmark (※<sup>18</sup>) の検証計算において、計算値の連続エネルギーモンテカルロコードとの差異が、燃料種類、組成及び燃焼度の変化に対して有意に拡大することはないとした。また、ドップラ温度係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、SPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとした。さらに、ドップラ温度係数の不確かさについては、過去の実績から約 10%としていたが、それを裏付ける資料の提示はなかった。これに対し規制委員会は、本解析に使用する ENDF/B-VII.0 のドップラ温度係数評価値について近年の研究成果を踏まえた確認を行うよう求めた。規制委員会は、申請者が Doppler Defect Benchmark の調査を通じて、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外のコードで計算されたドップラ温度係数の標準偏差が 10%以内であるとしていることを確認した。また、ドップラフィードバック効果は「原子炉停止機能喪失」においては、出力低下により燃料温度が低下する結果、正の反応度要因となり、その不確かさから非保守的評価となりうることから、ドップラ温度係数を対象とした感度解析を実施するよ

---

(※<sup>18</sup>) Russell D. Mosteller, “The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results,” LA-UR-07-1000.

う申請者に求めた。申請者はこれを了承し、感度解析による評価を実施した。

**c. 加圧器安全弁の容量の裕度確認**

申請者は、「原子炉停止機能喪失」における1次冷却材温度及び加圧器圧力について、LOFT L6-1 及び L9-3 試験解析により、計算値と測定値の差は1次冷却材温度で $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、加圧器圧力で $\pm 0.2\text{MPa}$ の範囲に収まったことから、これを不確かさとしていた。しかし、これ以外の不確かさ要因として、原子炉圧力がピーク値付近にある期間中の加圧器安全弁の作動状況についての説明が不十分であった。これに対し規制委員会は、加圧器安全弁の容量に余裕がなくなることにより原子炉圧力の上昇が顕著になる可能性について確認するよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者が減速材温度係数初期値とドップラ温度係数に対する感度解析結果を踏まえて、有効性評価における解析条件では加圧器安全弁の容量には十分余裕があるとしていることを確認した。

**d. 「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」の評価**

申請者が使用した「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」のみであった。規制委員会は、これに類似するシーケンスで、同様に原子炉圧力の上昇をもたらす「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」についても評価するよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、両方の重要事故シーケンスについて有効性評価を実施した。

**(3) MAAP**

**① 申請内容**

申請者は、MAAPの妥当性確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重要事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。
- b. 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。

- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性確認を行っている。
  - c. - 1 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。
  - c. - 2 加圧器における重要現象（冷却材放出）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。
  - c. - 3 蒸気発生器における重要現象（1 次側・2 次側の熱伝達、冷却材放出、2 次側水位変化・ドライアウト）については、MB-2 実験解析により妥当性確認を行っている。
  - c. - 4 格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、沸騰・水素濃度）については、HDR 実験、CSTF 実験の解析及び TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。
  - c. - 5 炉心損傷後の原子炉容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの炉心デブリの熱伝達、1 次系内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性確認を行っている。
  - c. - 6 炉心損傷後の格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験、ABCOVE 実験の解析により妥当性確認を行っている。
  - c. - 7 炉心損傷後の格納容器における重要現象（炉心デブリとコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性確認を行っている。
- d. 不確かさ評価としては、「ECCS 再循環機能喪失」時の炉心露出開始時間について、M-RELAP5 との比較により不確かさを評価している。次に、熔融炉心のコンクリート浸食量について、最新の実験的知見を反映して感度解析による不確かさ評価を行っている。また、FCI、DCH、MCCI の各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

## ② 確認内容

規制委員会は、MAAP についての申請者の説明内容について、以下のよう  
に確認した。なお、シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大き  
く、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す  
必要がある。

- a. 炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象  
に対する解析モデルが説明されている。

- b. シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードのひとつであり、PWR 実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。
- c. 実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、上記の a. の重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。
- d. 規制委員会は、これまでに MELCOR (※<sup>19-20</sup>) によりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAP による解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の MAAP の解析結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と考えている。

### ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

#### a. 事故シーケンスで重要な物理現象の抽出と不確かさ評価

規制委員会は、シビアアクシデント現象に関する試験は限られていることから、運転時の異常な過渡変化及び事故解析に使用する最適評価コードが備えるべき要件を整理することを目的として日米で導入が進められている階層構造分析手法を参考にした物理現象の抽出と、重要な物理現象に対しては最新の知見の反映と感度解析による不確かさの確認を申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価の事故シーケンスについて、主要な物理現象を対象に感度解析等に基づく不確かさ評価を示した。

#### b. 「ECCS 再循環機能喪失」時の炉心水位の不確かさ評価

申請者は M-RELAP5 による解析から、MAAP が M-RELAP5 よりも炉心水位を高く、炉心露出開始時間を 15 分遅く評価するという解析結果を示したが、物理的考察による結果の分析が不十分なため、有効性評価で

(※<sup>19</sup>) R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manuals Ver1. 8. 5.," NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2 / SAND2000-2417/2, (May 2000) .

(※<sup>20</sup>) R. Gauntt et. al, "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, vol. 3, NRC. (2001)

の適用範囲が不明であった。これに対し規制委員会は、各コードの解析モデルの違いを踏まえて、物理的考察を充実させるよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明の中で、M-RELAP5 では SG 伝熱管への液相流入量の違いにより、スチームバインディング効果を高く計算する結果、高温側配管領域で保有水量を相対的に少なく評価していることを確認した。なお、規制委員会は、申請者が旧日本原子力研究所の CCTF や TPTF 実験解析を通じて、M-RELAP5 が ECCS 再循環機能喪失での炉心露出、したがって燃料被覆管温度予測を保守的に評価することを踏まえて、有効性評価においては MAAP と M-RELAP5 との差を不確かさとして考慮するという評価方針は妥当とした。

#### c. FCI 実験の知見の整理

申請者の説明では、FCI 現象の説明がなかったことから、規制委員会は、申請者に今までの知見を整理するよう求めた。申請者はこれを了承し、FARO 実験 (~~欧州委員会~~JRC)、KROTOS 実験 (~~欧州委員会~~JRC)、ALPHA 実験 (旧日本原子力研究所)、COTELS 実験 (~~旧~~NUPEC) について調査を行い、試験結果から実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを示した。さらに、規制委員会は FCI の知見を踏まえ、熔融炉心が水プールに落下した時の粒子化による圧力スパイクについて、キャビティ水深、熔融炉心落下量等の不確かさ評価を申請者に求めた。申請者は、複数のパラメータの組み合わせを含む感度解析により不確かさ評価を行った。

#### d. DCH 防止に関する感度解析結果の適用範囲の確認

申請者の説明では、MAAP による感度解析結果から影響が小さいことを示すのみで、物理的考察による結果の分析が不十分であった。これに対し規制委員会は、下部プレナムでの冷却モデルを踏まえた物理的考察を充実し、この条件が成立する範囲を明確にするよう申請者に求めた。申請者は、1 次系圧力が 2.0MPa 付近に落ち着く理由は、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることが原因と説明できること、原子炉容器は下部プレナムに冷却水があればデブリと容器間のギャップ水により冷却されるためドライアウト後に破損となることを説明した。規制委員会は、原子炉容器は下部プレナムの冷却水がドライアウトした後に破損することから、申請者の物理的解釈は概ね妥当と判断した。

#### e. MCCI によるコンクリート浸食量の不確かさ評価

申請者の説明では、落下した熔融炉心がキャビティ床面全体に均一に広がるケースの結果を示すのみであった。これに対し規制委員会は、

DEFOR 試験や OECD MCCI 試験などの最新のデータとの比較により解析結果の妥当性を確認した上で、感度解析による不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価で感度解析により不確かさ評価を行った。

#### f. FP 挙動に関する追加説明

規制委員会は、FP 挙動におけるソースターム上の扱いについての追加説明と、FP 放出速度に関する不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者が PHEBUS-FP (FPT1) 実験解析結果を踏まえて、被覆管酸化反応熱及び燃料棒被覆管温度を高め評価し、FP 放出開始のタイミングを早めに評価していること、また、ABCOVE 実験解析を通じて、凝集及び重力沈降により減少するエアロゾル挙動評価が妥当であるとしていること、さらに FP 放出速度についての感度解析を通じて、炉心溶融時点で線量率から炉心損傷を検知する手段への影響が小さいとしていることを確認した。

### (4) GOTHIC

#### ① 申請内容

申請者は、GOTHIC の妥当性確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. GOTHIC は質量、エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。また、ポンプ、バルブ、スプレー、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても模擬可能である。
- b. 米国においては、各種プラントの格納容器に対する DBA 解析、SA 解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行っている。
  - c. - 1 格納容器における重要現象（区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレー特性、PAR 特性、イグナイタによる水素燃焼）については、NUPEC 試験 Test M-7-1 及び Test M-4-3、THAI 試験 HR-3 の解析等により妥当性確認を行っている。
  - c. - 2 PAR の性能評価式及び水素処理モデルについては、THAI 実験により妥当性確認を行っている。
- d. 不確かさ評価としては、重大事故時の格納容器内水素混合挙動につ

いて、妥当性確認が行われた実験条件と実機条件との違いを踏まえて、有効性評価への適用性について検討している。

## ② 確認内容

規制委員会は、GOTHIC についての申請者の説明内容について、以下のよう  
に確認した。

- a. シビアアクシデント時の格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。なお、原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。
- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の GOTHIC の特性に応じた使用方法は妥当と認められる。

## ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

### a. 格納容器内水素混合挙動解析の実機適用性

申請者は、格納容器内水素混合挙動について、ドライ型 4 ループ PWR の 1/4 規模で、4 ループ相当の区画を模擬し、ヘリウムを用いて非凝縮性ガスの拡散・混合挙動を把握した NUPEC 試験の中で、SG 下部での配管破断を想定して格納容器スプレイを作動させた M7-1 試験を良好に再現することから、実機への適用性があるとした。しかし、NUPEC 試験条件と実機条件との違いに関する物理的考察が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し規制委員会は、両者のスケールやスプレイ流量の違いの影響、スプレイ停止後の水素の成層化の可能性を踏まえて、物理的考察を充実させるよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者が NUPEC M7-1 試験解析や数値流体力学 (CFD) コードを用いた実機条件の解析結果を踏まえて、GOTHIC は幅広いスプレイ条件を含めた実機条件にも適応可能であるとしていることを確認した。また、仮にスプレイがなく、水素の成層化が懸念される場合においても、格納容器ドーム部のノード分割を細かくすることで当コードを用いて解析が可能であるとしていることを確認した。

#### b. PAR の性能評価式及び水素処理モデルの妥当性確認

申請者は、PAR の性能評価式はメーカより提示されており、国際的な実証試験において試験結果との相関関係の確認を行っているとした。しかし、PAR の性能評価式及び GOTHIC における PAR の水素処理モデルの妥当性についての説明が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し規制委員会は、追加説明を申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、PAR の性能評価式が THAI 試験における PAR 単体の性能試験により、PAR の水素処理モデルについては、THAI の HR-3 試験の解析により妥当性確認を行っていることを確認した。

### (5) COCO

#### ① 申請内容

申請者は、COCO の検証及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. COCO は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発されたコードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。また、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。
- b. 国内 PWR の原子炉設計変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行っている。
- c. - 1 格納容器の重要現象（構造材との熱伝達及び内部熱伝導）については、CVTR Test-3 実験の解析により妥当性確認を行っている。
- d. 不確かさ評価としては、シビアアクシデント時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度について、スプレイ条件の違いを踏まえて、複数の実験による妥当性確認を行っている。また、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動についての適用性評価を行っている。

#### ② 確認内容

規制委員会は、COCO についての申請者の説明内容について、以下のよう

- a. 「全交流動力電源喪失」時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。

- c. 本コードは、M-RELAP5 で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の COCO の特性に応じた使用方法は妥当と認められる。

### ③ 審査過程における主な論点

審査の過程において、特に指摘を行い追加説明を求めた点は以下のとおりである。

#### a. CVTR 試験解析の不確かさ及び実機への適用性評価

申請者は、格納容器圧力について、CVTR 試験の解析による妥当性確認から、ピーク圧力の計算値が測定値を約 1.6 倍過大評価する傾向があること、また、格納容器雰囲気温度については、計算値が CVTR 実験装置の平均雰囲気温度に対する測定値を約 20℃過大評価することを確認している。しかし、CVTR 試験解析で使用している格納容器内雰囲気と構造材との熱伝達モデルの不確かさの取り扱いについて説明が不十分であった。これに対し規制委員会は、追加説明を求めるとともに、CVTR 試験に類似する別の試験での妥当性確認を申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、COCO コードが適用される「全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA)」で、格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さめに設定することで評価の保守性を確保していることを確認した。

#### b. 実機条件での解析モデルの妥当性

規制委員会は、実機において LOCA の漏えい量が少なく、格納容器内自然循環が不十分なためにドーム部に温度成層化が起きる可能性についての検討を申請者に求めた。規制委員会は、申請者が NUPEC 試験 (M-3 シリーズ) の知見を踏まえて、実機条件では LOCA による破断流や格納容器スプレイによって格納容器ドーム部に当試験条件を上回る規模で混合が起きていると考えられることから、ドーム部には温度成層化が起こらず、単一ノードを用いた COCO で解析が可能であるとしていることを確認した。

#### c. 長期的挙動への適用性評価

規制委員会は、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動へのコードの適用性の根拠を示すよう申請者に求めた。規制委員会は、申請者の追加説明として、CVTR 試験解析等で妥当性が確認されたヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数は、長期解析においても一定であるため、有効性評価への適用性が成立していることを確認した。

## **IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準 1.0 関係）**

重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項「共通事項」は、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項及び同項の解釈を踏まえ必要な検討を加えた上で策定されており、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 の要求事項に適合するものと判断した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

なお、各手順等における固有の要求に対する審査については、IV-4.1 から IV-4.19 で行っている。

### **1. 重大事故等対処設備に関する手順等に係る共通の要求事項**

#### **(1) 切替えの容易性**

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(1)①に則って、重大事故等に対処するための系統構成を速やかに整えられるよう必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認した。

#### **(2) アクセスルートの確保**

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(1)②に則ったものであることを確認した。

具体的には、

- ① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所

内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認すること。

- ② 障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認した。

を確認した。

なお、規制委員会は、設計基準において想定している規模を超える自然現象が生じた場合の対応等を示すよう求めた。申請者は、設計基準上の想定を超える自然現象等の発生により単一のルートではアクセスルートの確保が困難になる場合を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認した上で、被害状況に応じて複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選択するなどの措置を講ずることを示した。これにより、規制委員会は、申請者が、アクセスルートの確保に関し実効性のある運用管理を行う方針であることを確認した。

## 2. 復旧作業に係る要求事項

### (1) 予備品等の確保

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)①に則ったものであることを確認した。

具体的には、

- ① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保すること。
- ② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めること。

を確認した。

### (2) 保管場所の確保

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)②に則って、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。

### (3) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)③に則って、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「1.(2) アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。

### 3. 支援に係る要求事項

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(3)に則ったものであることを確認した。

具体的には、

- (1) 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。
- (2) プラントメーカ、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画を定める方針であること。
- (3) 当該発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認した。

### 4. 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

#### (1) 手順書の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈1に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり。

##### ① 情報の収集及び判断基準【解釈1 a)】

全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、1号炉及び2号炉の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる方針であることを確認した。

##### ② 判断に迷う操作等の判断基準の明確化【解釈1 b)】

海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認した。

##### ③ 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針【解釈1 c)】

- a. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。
- b. 当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。

- c. 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。

を確認した。

- ④ 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化【解釈 1 d）】
  - a. 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。
  - b. 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。

を確認した。

- ⑤ 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備【解釈 1 e）】
  - a. 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であること。
  - b. 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する方針であること。
  - c. 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理する方針であること。

を確認した。

- ⑥ 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備【解釈 1 f）】
  - a. 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。
  - b. 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。
  - c. 大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であること。

を確認した。

## （２）訓練の実施

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（４）解釈 2 に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり。

### ① 教育及び訓練の実施方針【解釈 2 a）】

重大事故等対策は、原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であることを確認した。

- ② 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施【解釈 2 b)】
- a. 要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。
  - b. 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。

を確認した。

- ③ 保守訓練の実施【解釈 2 c)】

普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、原子炉施設、予備品等について熟知する方針であることを確認した。

- ④ 高線量下等を想定した訓練の実施【解釈 2 d)】

高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であることを確認した。

- ⑤ マニュアル等を即時利用可能とするための準備【解釈 2 e)】

設備及び資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、重大事故等対策要員の力量付与について申請者に示すよう求めた。申請者は、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、力量を付与された要員を必要人数配置することを示した。これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

### (3) 体制の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(4) 解釈 3 に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり。

- ① 役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 a)】

- a. 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。
- b. 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。
- c. 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。

を確認した。

- ② 実施組織の構成【解釈 3 b)】

重大事故等対策を実施する実施組織を、

- a. 運転員等により事故拡大防止に必要な運転上の措置を実施する班

- b. 発電設備の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班
  - c. 放射線量及び放射性物質の濃度の状況把握並びに要員の被ばく管理を実施する班
  - d. 建物及び構築物の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班
- で構成し、必要な役割分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する方針であることを確認した。

③ 複数号炉の同時被災への対応【解釈 3 c)】

- a. 1号炉及び2号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。
- b. 要員を発電所近傍に常時確保し、1号炉及び2号炉の同時被災が発生した場合においても対応できる体制とする方針であることを確認した。

④ 支援組織の構成【解釈 3 d)】

- a. 発電所対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。
  - b. 運営支援組織は、発電所対策本部の運営及び情報の収集を行う班、関係地方公共団体、報道機関等の社外対応を行う班、防災資機材の整備を行う班、避難者の誘導を行う班で構成すること。
- を確認した。

⑤ 対策本部の設置及び要員の招集【解釈 3 e)】

- a. 所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。
- b. 勤務時間外、休日（夜間）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内又は発電所近傍に、緊急時対策本部要員4名、運転員12名及び重大事故等対策要員36名の合計52名を常時確保する方針であること。
- c. 勤務時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。

を確認した。

なお、規制委員会は、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じた場合の対応を示すよう求めた。申請者は、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行うことを示した。また、重大事故等対策要員

の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行することを示した。これにより、規制委員会は、重大事故等対策の実施が必要な状況において、必要な要員が確保される方針であることを確認した。

⑥ 各班の役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 f)】

重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記 4. (3) ②項及び 4. (3) ④項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であることを確認した。

⑦ 指揮命令系統及び代行者の明確化【解釈 3 g)】

発電所対策本部における指揮命令系統を明確にすること、指揮者等が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であることを確認した。

⑧ 実効的に活動するための設備等の整備【解釈 3 h)】

- a. 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であること。
- b. 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であること。

を確認した。

⑨ 発電所内外への情報提供【解釈 3 i)】

原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星携帯電話及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であることを確認した。

⑩ 外部からの支援体制の整備【解釈 3 j)】

- a. 発電所外部からの支援を受けることができるよう体制を整備する方針であること。
- b. 緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社 **共**での体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。
- c. 本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報収集及び災害状況の把握を行う班、事故拡大防止措置の支援を行う班、外部電源や通信設備に関する支援を行う班、広報活動を行う班及び資機材の調達運搬を行う班で構成する方針であること。

- d. 本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること。

を確認した。

① 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備【解釈 3 k】

- a. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。
- b. 重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理活動等を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる体制を構築する方針であること。

を確認した。

#### **IV-3 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）**

第38条から第41条は、重大事故等対処施設に対して、必要な機能が地盤の変位等、地震、津波及び火災によって損なわれるおそれがないことを要求している。第38条から第41条の審査においては、重大事故等対処施設の設計方針等について、設計基準対象施設の設計方針等との相違を踏まえた審査を行った。

また、第43条においては、重大事故等に対処するため、重大事故等対処設備について、必要な容量の確保や悪影響の防止等の適切な措置等を講じることを要求している。

なお、各設備における固有の要求に対する審査内容については、IV-4. 1からIV4. 19で示している。

#### **IV-3. 1 重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）**

第38条は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じて適用される地震力が作用した場合においても、十分に支持することができる地盤に設けることを要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備（※<sup>21</sup>）が設置されるものに限る。）は、変形した場合においても重大事故等

---

（※<sup>21</sup>）「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」は、第38条において定義されているものである。以下同様。

に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けること、及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、常設耐震重要重大事故防止設備等が設置される重大事故等対処施設の基礎地盤の安定性評価の対象施設として、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設のうち耐震重要施設等の基礎地盤の評価断面に含まれない施設であるところの代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）を抽出している。

規制委員会は、これらの施設を抽出したことは妥当であると判断し、当該2施設について審査を行った。

## 1. 変位

解釈別記1は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）を変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、敷地及び敷地近傍における変動地形学的調査及び地表地質調査の結果のほか、熱水変質活動及び断層活動の前後関係に着目した活動性評価手法により検討し、敷地東部の断層の破碎部の観察によれば断層の変位又は変形は認められず後期更新世以降の活動はなく、変位が生ずるおそれがない地盤であるとの結果等を示した。

規制委員会は、申請者が行った変動地形学的調査及び地表地質調査の結果、活動性評価手法等が適切であり、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）設置位置に分布する断層は、後期更新世以降の活動がないとしていることから、解釈別記1の規定に適合していることを確認した。

## 2. 支持力

解釈別記1は、重大事故等対処施設を施設の区分に応じた地震力（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けることを要求している。

申請者は、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）の設置地盤の評価は、~~緊急時対策所（免震重要棟内）~~を切る代替緊急時対策所については東西

及び南北方向の二つの評価対象断面を設定し、緊急時対策所（免震重要棟内）については基礎地盤に分布する断層の走向を踏まえて東西方向を評価対象断面と選定した。それぞれについて動的解析を行い、その際のパラメータの設定値は強度特性のばらつきや入力地震動の位相の反転について考慮しており、すべり安全率が十分に大きく基礎底面の接地圧が地盤の極限支持力を十分に下回っている評価結果を示した。

規制委員会は、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）が設置される地盤については、申請者が行った動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、当該施設を十分に支持することができる地盤に設けていることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

### 3. 変形

解釈別記1は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）を変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けることを要求している。

申請者は、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）の設置地盤の評価は、当該施設が直接岩盤に支持されていることから不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響はなく、地殻変動による傾斜の影響が十分に小さい評価結果を得ていることを示した。

規制委員会は、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（免震重要棟内）を設置する地盤については、申請者が行った施設が直接岩盤に支持されていることによる不等沈下等の影響評価等が適切であり、当該施設を変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けていることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、重大事故等対処施設の地盤について、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

## IV-3. 2 地震による損傷の防止（第39条関係）

第39条は、重大事故等対処施設が、施設の区分に応じて適用される地震力に対

して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることなどを要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）が、基準地震動による地震力によって生ずるおそれのある斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。その際、解釈別記 2 は、やや長周期の地震応答が卓越する施設等がある場合には、他の施設とは別に基準地震動を策定することを要求している。

規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 基準地震動  $S_s-L$
2. 耐震設計方針
3. 周辺斜面

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 基準地震動 $S_s-L$

解釈別記 2 は、施設の構造に免震構造を採用する等、やや長周期の地震応答が卓越する施設等がある場合には、他の施設とは別に基準地震動を策定することを要求している。

申請者は、常設重大事故緩和設備である緊急時対策所を有する免震重要棟の周波数特性に着目し、かつ、長大な活断層、M9 クラスのプレート間地震、地震動の指向性が長周期の増幅を考慮することの必要性を検討した。また、一般建築物の免震構造の耐震設計に用いる建設省告示第 1461 号も参照し、設定の妥当性を確認し、基準地震動  $S_s-L$  を策定している。

- (1) 基準地震動  $S_s-L$  第 39 条に規定する常設重大事故緩和設備である緊急時対策所を有する免震重要棟の長周期の地震応答を評価するために策定された地震動（最大加速度： $400\text{cm/s}^2$ 、最大速度： $200\text{cm/s}$ ）

規制委員会は、申請者が、長周期の地震応答が卓越する免震重要棟のため、地震の特性による長周期の増幅について確認することなどの地震動評価を行い、他の施設とは別に基準地震動を策定していることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

## 2. 耐震設計方針

申請者は、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、以下のとおり耐震設計を行うとしている。

### (1) 重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計

- ① 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。
- ② 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるよう設計する。
- ③ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

### (2) 地震力の算定方針

地震力の算定は、設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定等を適用する。

### (3) 荷重の組合せと許容限界の設定方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重、設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重、又は重大事故等の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造物全体としての変形能力に対して十分な余裕を有するように設計する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時又は重大事故等の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。

なお、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時の状態及び重大事故等の状態で作用する荷重は、地震によって引き起こされるおそれのある事象によつ

て作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれはないが、長時間継続する事象による荷重等を考慮する。

#### (4) 波及的影響に係る設計方針

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設等の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

規制委員会は、申請者が、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計するとしており、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

### 3. 周辺斜面

解釈別記2は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）の周辺斜面に、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって同施設に影響を及ぼすことがないようにすることを要求している。

申請者は、以下のとおり、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）の周辺斜面について評価している。

- (1) 評価対象とする斜面は、斜面崩壊に伴う土砂の到達想定距離と対象施設との離間距離の観点から、選定している。
- (2) すべり安全率の評価は、地形及び地質・地質構造の観点から、評価対象断面を選定し、有限要素法による動的解析により行っている。
- (3) 動的解析は、周波数応答解析法を用いた等価線形解析により、基準地震動に基づき作成した水平地震動及び鉛直地震動の同時加振による応答を考慮している。
- (4) 動的解析に用いる入力値については、地盤パラメータを各種の調査の結果から総合的に判断して設定しており、岩盤及び断層内物質の強度特性のばらつきを考慮している。また、入力地震動の位相の反転についても考慮している。
- (5) 動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、1.2以上である。

規制委員会は、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重

大事故緩和設備が設置されるものに限る。)の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させる等による適切な方法により動的解析を行い、崩壊のおそれがないとしていることから、解釈別記2の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

#### **Ⅳ-3.3 津波による損傷の防止(第40条関係)**

第40条は、重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設について、基準津波に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とするため、以下の耐津波設計方針としている。

1. 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に設置するものについては、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とする。
2. それ以外の建屋及び区画に設置する免震重要棟、代替緊急時対策所、大容量空冷式発電機等については、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするなど、設計基準対象施設の耐津波設計方針に準じた設計とする。

規制委員会は、申請者が、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設に準じた耐津波設計により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないとしていることから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

#### **Ⅳ-3.4 火災による損傷の防止(第41条関係)**

第41条は、重大事故等対処施設が、火災によって必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止すること、かつ、火災を感知及び消火することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設は、火災により必要な機能を損なうおそれがないよう、設計基準対象施設の火災防護対策に準じて、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じた設計とするとしている。

申請者は、当初、重大事故等対処施設の火災防護設計について、火災区域を設定していないなど、設計基準対象施設に対して適用している火災防護基準に基づく火災防護設計を重大事故等対処施設に適用していなかった。火災区域の設定等の火災防護基準に基づく火災防護設計が行われない場合には、火災による重大事故等対象施設の損傷の防止が図られない可能性がある。このため、規制委員会は、設計基準

対象施設の火災防護方針との相違を踏まえた重大事故等対処施設の火災防護方針を示すよう求めた。申請者は、重大事故等対処施設についても火災区域を設定するなど、火災防護基準に基づく火災防護設計を重大事故等対処施設にも適用する方針を示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対処施設について、火災防護基準に基づく火災防護設計が行われる方針であり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

#### **Ⅳ－３．５ 重大事故等対処設備（第４３条関係）**

第４３条は、重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 環境条件及び荷重条件（43-1-1（※<sup>22</sup>））
- ② 操作性（43-1-2）
- ③ 試験及び検査（43-1-3）
- ④ 切替えの容易性（43-1-4）
- ⑤ 悪影響防止（43-1-5）
- ⑥ 現場の作業環境（43-1-6）

また、常設重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量（43-2-1）
- ② 共用の禁止（43-2-2）
- ③ 設計基準事故対処設備との多様性（43-2-3）

さらに、可搬型重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量（43-3-1）
- ② 確実な接続（43-3-2）
- ③ 複数の接続口（43-3-3）
- ④ 現場の作業環境（43-3-4）
- ⑤ 保管場所（43-3-5）
- ⑥ アクセスルートの確保（43-3-6）
- ⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（43-3-7）

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結

---

（※<sup>22</sup>）「43-1-1」は、第43条において該当する条項「第43条第1項第1号」を示す。以下同様。

果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、各設備が第43条に適合しているかはIV-4.1からIV-4.19で示している。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 審査確認事項

### (1) 重大事故等対処設備（第43条第1項関係）

申請者は、重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

#### ① 環境条件及び荷重条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

#### ② 操作性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるように、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。

#### ③ 試験及び検査

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、特性及び機能・性能確認、分解・開放（非破壊検査を含む。）、外観確認等ができる構造とする。

#### ④ 切替えの容易性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

#### ⑤ 悪影響防止

重大事故等対処設備は、原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、弁の閉止等によって他の設備への影響を及ぼさない設計とする。

#### ⑥ 現場の作業環境

重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場

合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で操作可能な設計とする。

規制委員会は、本申請が、重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等とし、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計方針とするなど、第43条第1項及び同項の解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

## （2）常設重大事故等対処設備（第43条第2項関係）

申請者は、常設重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

### ① 容量

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

### ② 共用の禁止

重大事故等対処設備の各機器は、二以上の原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、二以上の原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

### ③ 設計基準事故対処設備との多様性

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、常設重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等について、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とするなど、第43条第2項及び同項の解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

## （3）可搬型重大事故等対処設備（第43条第3項関係）

申請者は、可搬型重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 容量

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

② 確実な接続

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は、配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、原子炉施設が相互に使用することができるように1号炉及び2号炉とも同一規格又は同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

③ 複数の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

④ 現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。

⑤ 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、常設重大事故等対処設備から100mの離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散するなどして保管する。

⑥ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路

及び通路が確保できるよう設計する。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（アクセスルート）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響その他自然現象による影響を想定し、複数ルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを1台（予備1台）保管、使用する。

⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、可搬型重大事故等対処設備の設備共通の設計方針について、原子炉建屋から100mの離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管するなど、第43条第3項及び同項の解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

#### IV-4 重大事故等対処設備及び手順等

第44条から第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項から1.19項は、原子炉設置者に対し、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。このうち、手順等については、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の要求事項に対応し、適切に整備する方針であるか、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを審査した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを審査した。

#### IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1関係）

本節では、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、①第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第44条等は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第44条等における「原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等」とは、「原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」において、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 手動による原子炉の緊急停止操作を実施する手順等

ロ) 原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び手順等と蒸気タービンを自動で停止させる設備及び手順等

ハ) 原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又は蒸気タービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施する手順等

ニ) 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備及び手順等

申請者は、第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等

② 原子炉出力を抑制するために蒸気タービンの停止（タービントリップ）と主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、1次冷却システムの過圧防止のために補助給水系ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等

③ 主蒸気隔離弁が自動閉止しなかった場合は、手動により閉止するための設備及び手順等、また、補助給水系ポンプが自動起動しない場合は、手動

により起動するための設備及び手順等

- ④ 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水を注入するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉出力を抑制するために蒸気タービンの停止（タービントリップ）と主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、1次冷却系統の過圧防止のために補助給水系ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等

- ② 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水を注入するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、第44条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第43条等」という。）等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第44条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 手動による原子炉緊急停止。そのため、原子炉トリップスイッチを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止の自動作動による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの自動起動による1次冷却系統の過

圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備（※<sup>23</sup>））を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- c. 主蒸気隔離弁の手動閉止による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの手動起動による1次冷却系統の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 化学体積制御設備、又は、非常用炉心冷却設備を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのため、充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、ほう酸注入タンク、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、上記 a. の対策が第44条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第44条等要求事項ロ)、上記 c. の対策が第44条等要求事項ハ)、上記 d. の対策が第44条等要求事項ニ三)に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る。
- b. 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために必要な量のほう酸水を原子炉に注入できる設計とする。
- c. 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る。

規制委員会は、申請者の計画において、a)多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図ること、b)化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、原子炉停止失敗時において原子炉を未臨界に移行するために必要な量のほう酸水を注入できる設備であること、c)化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、設計基準

---

(※<sup>23</sup>) ATWS 緩和設備とは、原子炉の緊急停止失敗時に、この設備から作動信号を自動発信することで、タービントリップ、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水系ポンプの起動を自動で行う設備である。この設備により主蒸気ラインの隔離等を行うことで、1次冷却系の温度上昇による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力が抑制される。さらに、この設備により補助給水系ポンプが自動起動されることで、蒸気発生器水位の低下を抑制し、1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。

事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図ることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉の自動トリップ失敗を原子炉トリップ遮断器等により確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正となった場合には、重大事故等対処設備である原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止の手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を運転員等1名で実施する。
- b. 原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達し、原子炉トリップ遮断器故障等により原子炉自動トリップに失敗したことを確認した際に、「多様化自動作動設備作動」警報が発信した場合には、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）の作動確認の手順に着手する。この手順は、中央制御室での確認を運転員等1名で実施する。
- c. 「多様化自動作動設備作動」警報発信等を確認した際、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水系ポンプ起動のうち、自動作動していないものに対して手動操作が必要となった場合には、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水系ポンプの起動を手動で実施する手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を運転員等1名が約3分で実施する。
- d. b. 及び c. の原子炉出力の抑制を図った後、手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップ遮断器等により確認した際（※<sup>24</sup>）に、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンクの水位が確保されている場合には、ほう酸水注入操作の手順に着手する。この手順は、中央制御室でのほう酸水注入の準備を運転員等1名が約5分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a.、b.、c.、d. の順に設定して明確化していること、b) 上記の全ての操作を中央制御室で行えることを確認した。

（※<sup>24</sup>）原子炉出力抑制を図った後も、a. の原子炉手動トリップや後述の3.（1）①及び②の多様性拡張設備（※<sup>25</sup>）において説明する。）による原子炉トリップ操作を継続して実施する。原子炉トリップが成功した場合は、原子炉出力が5%未満かつ中間領域起動率は負になるので、早急なほう酸水注入は不要となる。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上により、規制委員会は、①a.の対策が第44条等要求事項イ)、①b.の対策が第44条等要求事項ロ)、①c.の対策が第44条等要求事項ハ)、①d.の対策が第44条等要求事項ニ)に対応するものであること、①a.からd.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）により原子炉出力を抑制すること並びに化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行することを必要な対策としている。

これらの対策は、(1) ①b.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系(※<sup>25</sup>)の機能を回復するための多様性拡張設備(※<sup>26</sup>)及び手順等を整備するとしている。

### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

(※<sup>25</sup>) 設計基準事故対処設備の駆動源及び冷却系などをサポート系といい、それ以外の設備をフロントライン系（例えば、設計基準事故対処設備が有する安全機能を直接的に担保する設備）という。以下同じ。

(※<sup>26</sup>) 申請者は、自主的対策における設備の一部を「多様性拡張設備」と呼び、「多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラントの状況によっては、事故対応に有効な設備」と定義している。以下同じ。

申請者は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 1-1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉手動トリップが失敗した場合には、中央制御室において、所内常用母線 440V 遮断器 2 台操作スイッチの開放操作による MG セット電源の遮断に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員等 1 名により約 2 分で実施する。
- ② 上記①に失敗した場合には、中央制御室において、手動操作により制御棒を原子炉に挿入するとともに、現場にて、MG セット出力遮断器スイッチの開放操作による MG セット電源の遮断に着手する。さらに、MG セット電源の遮断に失敗した場合には、現場で原子炉トリップ遮断器 2 台を開放する。この一連の手順は、中央制御室及び現場での操作を運転員等 1 名ずつにより約 15 分で実施する。
- ③ 多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）が作動しても、原子炉出力が抑制されていない場合には、タービン非常停止操作スイッチの操作により、タービン手動トリップを行う。この手順では、中央制御室での操作を運転員等 1 名により約 3 分で行う。なお、この手順は、2. (1) ③c. の主蒸気隔離弁の手動閉止と補助給水系ポンプの手動起動を行う前に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 1-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
MG セット電源（所内常用母線 440V 遮断器操作スイッチ）、MG セット電源（MG セット出力遮断器スイッチ）及び原子炉トリップ遮断器スイッチ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、サポート系である電源系を遮断することにより制御棒を全挿入できるため、原子炉を緊急停止する代替手段となり得る。
制御棒操作スイッチ	制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、上記の電源系遮断操作完了までの間又はこれが実施できない場合に原子炉を停止する手段となり得る。
タービン非常停止操作スイッチ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段となり得る。

## IV-4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

### 1. 審査の概要

（1）第45条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能（※<sup>27</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第45条等における「原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

①-1 全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統の喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプにより原子炉を冷却するため、以下の設備及び手順等を整備すること。

#### イ) 可搬型重大事故防止設備

現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間（※<sup>28</sup>）の運転継続を行う設備及び手順等（ただし、下記ロ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。）

#### ロ) 現場操作

現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備及び手順等

#### ハ) 監視及び制御

（※<sup>27</sup>）申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能」について、~~は~~以下のとおりとしている。

・2次冷却系からの除熱機能

（※<sup>28</sup>）「十分な期間」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のことをいう。

- ハ) -1 原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等
- ハ) -2 タービン動補助給水ポンプ等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等
- ハ) -3 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等

①-2 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

申請者は、第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

②-1 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプを起動・運転継続するための設備及び手順等

②-2 計測設備により監視及び制御するための手順等

a. 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定するための手順等 (※<sup>29</sup>)

b. 補助給水ポンプの作動状況を確認するための手順等

c. 加圧器水位及び蒸気発生器水位の制御のための手順等 (※<sup>30</sup>)

②-3 代替交流電源設備（大容量空冷式発電機）により電動補助給水ポンプを起動及び運転継続するための設備及び手順等 (※<sup>31</sup>)

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）(※<sup>32</sup>)において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備及び手順等

② 現場で人力により主蒸気逃がし弁を操作するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、1次冷却系が高圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第45条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

(※<sup>29</sup>) 監視及び推定するための手順等については、審査書「IV-4. 15計装設備及びその手順等」において整理。

(※<sup>30</sup>) 制御のための手順等については、審査書「IV-4. 4原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順」、「IV-4. 3原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順」において整理。

(※<sup>31</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、審査書「IV-4. 14電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理。

(※<sup>32</sup>) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「2次系からの除熱機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「格納容器バイパス」をいう。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### （１）第４５条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第４５条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. タービン動補助給水ポンプの機能回復。そのために、タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁（手動）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 補助給水ポンプの作動状況確認。そのために、補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器水位計を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a.の対策が第４５条等要求事項ロ）、①b.の対策が第４５条等要求事項ハ）-2に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備の主な設計方針として、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び蒸気入口弁は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び蒸気入口弁は、現場での手動操作によるものとし、設計基準事故対処設備である常設直流電源系統による駆動源に対して多様性を有していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

#### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認できない際、復水タンク等の水源が確保されている場合には、現場での手

動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手する。この手順は、現場での手動操作によるタービン動補助給水ポンプの蒸気入口弁及び蒸気加減弁の開操作、タービン動補助給水ポンプの流量調整等を計4名により、約15分で実施する。

- b. 蒸気発生器水位が低下した際、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合には、補助給水ポンプの作動状況確認の手順に着手する。この手順は、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状況の確認を計2名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力によるタービン動補助給水ポンプの機能回復の手順等について、弁の手動操作、ポンプの流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、e) 弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第45条等要求事項ロ）、①b. の対策が第45条等要求事項ハ）-2に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。

## （2）第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、1次冷却系が高圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 1次冷却系を減圧するとともに原子炉への注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリード。そのため、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 現場での人力による主蒸気逃がし弁の機能回復。そのため、主蒸気逃がし弁（手動）を重大事故等対処設備として位置付ける。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンクは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクは、1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却に必要な流量、容量等を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に、充てん/高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内に設置し、原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ等とは異なる区画に設置することにより位置的分散を図る設計とすることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示 10%未滿）になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、重大事故等対処設備を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順は、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を1名により実施する。
- b. 中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない際に、蒸気発生器への注水が確保されている場合には、人力で操作する主蒸気逃がし弁の機能回復の手順に着手する。この手順は、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計3名により、約20分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を a、b の順に設定して明確化していること、b)1次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操

作の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、1次冷却系材が高圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、1次冷却系高圧時において原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を整備するとともに、2次系からの除熱機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 重大事故等対処設備

##### ① 対策と設備

申請者は、上記2. に記したものの以外の対策として、復水タンクへ補給ができず、2次系純水タンクが使用できない場合には、1次冷却系高圧時において原子炉を冷却するために海水ポンプ、補助給水ポンプ等を用いた蒸気発生器への海水注水を行うとしている。そのため、A、B海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備に位置付けるとしている。

##### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、蒸気発生器への給水に用いるA、B海水ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性を持たせ、位置的分散を図る設計方針としている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)海水ポンプは、その水源を海水とすることにより、復水タンクに対して多様性を有していること、b)海水ポンプは屋外の復水タンクから離れた位置に設置することで、復水タンクと位置的分散を図ることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等として、復水タンクへの補給ができず2次系純水タンクが使用できない場合で、かつ、A、B海水ポンプが起動している場合には、海水ポンプ及び補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水の手順に着手するとしている。また、この手順は、系統構成、ディスタンスピース取替等を計5名により、約43分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)海水ポンプ及び補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水の手順等について、系統構成、ディスタンスピース取替手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)バッテリー内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、c)有線通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d)系統構成、ディスタンスピース取替等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等として自主的に位置付けた設備及び手順等について、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## （2）その他の自主的対策

### （2）－1 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、2次冷却系からの除熱機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 2-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ② 補助給水ポンプの故障等により補助給水流量の確認ができない場合において、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。

この手順では、可搬型ホース、可搬型ディーゼル注入ポンプの運搬及び接続作業を、復水タンクを水源とする場合は計 15 名により約 8 時間、中間受槽を水源とする場合は計 24 名により約 8 時間で実施する。

- ③ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を 1 名により実施する。

## (2) - 2 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、2 次冷却系からの除熱機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ-4. 2-1 参照。）を用いた主な手順として、現場の環境が悪化し、人力による主蒸気逃がし弁の機能回復が出来ない場合における、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の機能回復着手を挙げている。また、この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計 2 名により、約 30 分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ-4. 2-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2 次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）	初期対応は、現場で人力により弁操作を行う必要があるが、その作業環境が悪化した場合、使用時間に制限があるものの、主蒸気逃がし弁の不動作に際して、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。

## Ⅳ-4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順

## 等（第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3項（以下「第46条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

### 1. 審査の概要

(1) 第46条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能（※<sup>33</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第46条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

#### イ) 可搬型重大事故防止設備

イ-1) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手動設備又は可搬型代替直流電源設備及び手順等

イ-2) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える可搬型コンプレッサー又は窒素ポンプ及び手順等

ロ) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える代替電源による復旧手順等

ハ) 蒸気発生器伝熱管破損発生時において、破損した蒸気発生器を隔離するための手順等。隔離できない場合に加圧器逃がし弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手順等

ニ) インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離するための手順等。隔離できない場合に原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの

(※<sup>33</sup>) 申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能」について、は以下のとおりとしている。

・2次冷却系への注水及び蒸気放出による1次冷却系統の減圧機能。

減圧操作が行える手順等

また、上記イ-1) 及びイ-2) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ホ) イ-1) 及びイ-2) の減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするるとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

申請者は、第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 常設直流電源系統喪失時において、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁の機能を回復するための設備（主蒸気逃がし弁（手動）、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用））及び手順等
  - ② 上記①の設備については、減圧用の弁の作動可能な環境条件を明確にするるとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。
  - ③ 常設直流電源喪失時においても減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作を行うため、代替電源による復旧を行うための手順等（※<sup>34</sup>）
  - ④ 蒸気発生器伝熱管破損発生時又はインターフェイスシステム LOCA 発生時において、損傷箇所の隔離と1次冷却系の減圧を行うための設備及び手順等
  - ⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するため、1次冷却系を減圧するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>35</sup>）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として整備するものは、上記①、④、⑤に加え、以下の設備及び手順等としている。
- ① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備（充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等）及び手順等
  - ② 2次冷却系の注水及び蒸気放出による2次系強制冷却（※<sup>36</sup>）のための設備（電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等）及び手順等

（※<sup>34</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、審査書「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理。

（※<sup>35</sup>）有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「格納容器バイパス」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」をいう。

（※<sup>36</sup>）申請者は、「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）」、「蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）」と記載しているが、分かりやすく本節では「2次系強制冷却」と記載。

(3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、第46条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第46条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた1次冷却系の減圧。このために、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)、窒素ポンペ(加圧器逃がし弁用)を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。
- b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA発生時の1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a.の対策が第46条等要求事項イ-1)、イ-2)、①b.の対策が第46条等要求事項ハ)、ニ)に対応するものであることを確認した。

① c. の対策が第46条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 1次冷却系の減圧に用いる減圧用の弁（加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁）は想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する。
- b. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散が図られた設計とする。
- c. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)加圧器逃がし弁は、駆動用の窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）から供給される駆動用窒素空気の設定圧力について、格納容器最高使用圧力に対し十分な余裕を考慮して設定していること、主蒸気逃がし弁は、人力により現場の手動ハンドルにて操作するが、重大事故等時の環境条件においては必要に応じて要員の防護措置を講じることにより確実に操作できること、b)加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用窒素空気を窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）から供給すること、主蒸気逃がし弁は、手動ハンドルを設けること、これらにより、常設直流電源及び制御用空気を用いた弁操作に対して多様性を有していること、c)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、原子炉補助建屋内の主蒸気逃がし弁と離れた位置に設置されていること、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は使用せず常設直流電源と分離し、原子炉補助建屋内の常設直流電源及び制御用空気圧縮機と異なる区画に分散して保管することで設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図ること、d)可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）は、弁の作動時間、作動回数を考慮した上、予備を確保することにより必要な容量以上を確保していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第46条等要求事項ホ)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 直流電源喪失時であって、1次冷却系圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、バッテリー接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計2名により、約25分で実施する。
- b. 制御用空気喪失時であって、1次冷却系圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、窒素ポンベ接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計4名により、約35分で実施する。
- c. 1次冷却系圧力の低下及び破損蒸気発生器2次側の水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗したと判断した場合には、1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、蒸気発生器の隔離等を計5名により実施する。
- d. 1次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合には、インターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、余熱除去系の隔離等を計6名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を明確化していること、b)窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復の手順等について、系統構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d)有線通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が規則第 4 6 条等要求事項イ)、ハ)、ニ) に対応するものであること、①c. の対策が第 4 6 条のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①a. に掲げる重大事故等対処設備が第 4 6 条等要求事項ホ) に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 6 条等に適合するものと判断した。

なお、申請者は、インターフェイスシステム LOCA 発生時、余熱除去ポンプ入口弁を専用工具により手動で閉止することで余熱除去系の隔離を行うこととしていた。このため、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合に生じる溢水等を考慮し、作業員の被ばくを含めた作業環境及び作業の成立性を提示することを要求した。申請者は、専用工具による操作場所を当初計画より溢水の影響を受けない上のフロアに変更する方針を示した。これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA に対する隔離操作の作業環境が改善され、作業員の被ばく影響を含めた操作性が向上することを確認した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

有効性評価（第 3 7 条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた 1 次冷却系の減圧。そのため、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。
- b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の 1 次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する 1 次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

- d. 1次冷却系のフィードアンドブリード。このために、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. 2次系強制冷却。このために、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンクは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. 2次系強制冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用する復水タンクは、十分な容量を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に、充てん/高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内に設置し、原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ等とは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られた設計とすること、c)復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保する設計であることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 蒸気発生器への注水が確保され、中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合には、手動による主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却による1次冷却系減圧の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計3名により、約20分で実施する。
- b. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示10%未満）になった際、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷

却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作を計 1 名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a、b の順に設定して明確化していること、b) 1 次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、充てん/高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 4 3 条重大事故等防止技術的能力基準等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、1 次冷却系の減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（表Ⅳ－4. 3. 1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、外部電源により所内常用電源が受電され、2 次冷却系の設備が運転中の場合、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を 1 名により実施する。
- ② 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が主蒸気ライン圧力等で確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場

合、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。

③ 加圧器逃がし弁の故障等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合であって、充てん/高圧注入ポンプの運転及び体積制御タンク等の水位が確保され充てんラインが使用可能な場合、加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系減圧に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。

④ 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、蒸気発生器への注水流量が喪失した場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ホース、可搬型ディーゼル注入ポンプ等の運搬及び接続作業を、復水タンクを水源とする場合は計15名により約8時間、中間受槽を水源とする場合は計24名により約8時間で実施する。

## (2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、1次冷却系の減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ-4.3.1参照。）を用いた主な手順等として、現場の環境が悪化し人力による主蒸気逃がし弁の機能回復が出来ない場合の、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の機能回復着手を挙げている。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計2名により約30分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ-4.3.1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束手段となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して、代替手段となり得る。
加圧器補助スプレ	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定される

レイ弁及び充てん/高圧注入ポンプ	プラント状況において使用することは困難であるものの、加圧器逃がし弁の代替手段となり得る。
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）	初期対応は、現場で人力により弁操作を行う必要があるが、その作業環境が悪化した場合、使用時間に制限があるものの、主蒸気逃がし弁の不動作に際して、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。

#### IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、①第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4項（以下「第47条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第47条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能（※<sup>37</sup>）が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第47条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型重大事故防止設備。その運搬、接続及び操作に関する手順等

ロ) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合には、これに対応するための常設重大事故防止設備

(※<sup>37</sup>) 申請者は、「原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能」について、~~は~~以下のとおりとしている。

- ・ 1次冷却材が喪失している場合：安全注入設備を用いた原子炉への注水による原子炉の冷却機能。また、余熱除去設備の再循環運転による原子炉の冷却機能。
- ・ 1次冷却材が喪失していない場合又は運転停止中：余熱除去設備による除熱による原子炉の冷却機能。

ハ) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 上記イ) 及びロ) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

申請者は、第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 代替炉心注水のための可搬型電動低圧注入ポンプ等及び手順等
- ② 代替炉心注水のための格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ等及び手順等
- ③ 全交流動力電源喪失を想定した代替電源設備（大容量空冷式発電機等）及び手順等（※<sup>38</sup>）
- ④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- ⑤ 原子炉圧力容器に残存する熔融炉心を冷却するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>39</sup>）において、1次冷却系低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 2次冷却系の注水及び減圧のための設備及び手順
- ② 代替交流電源の確保及び代替炉心注水のための設備及び手順等
- ③ 代替設備を用いた代替再循環運転のための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、1次冷却系低圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）

(※<sup>38</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、審査書「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理。

(※<sup>39</sup>) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、運転停止中の炉心損傷防止対策をいう。

以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第47条等に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 可搬型重大事故防止設備を用いた代替炉心注入。そのため、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。
- b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた代替炉心注入。そのため、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用。以下同じ。）を常設重大事故防止設備として位置付けるとともに、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機を新たに整備する。
- c. 原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却。そのため、A格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a.の対策が47条等要求事項イ)、①b.の対策が第47条等要求事項ロ)に対応するものであることを確認した。

また、①c.の対策が規則第47条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 代替炉心注入に用いる常設電動注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプ等は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. A格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプは、代替炉心注入のために必要な流量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型電動低圧注入ポンプは、その駆動源を専用の可搬型電動ポンプ用発電機とし、水源を淡水又は海水

とすることにより、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプ（駆動源は非常用母線からの交流電源、水源は淡水のみ）に対して多様性及び独立性を有していること、可搬型電動低圧注入ポンプは屋外に分散して保管されることにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散が図られていること、b)常設電動注入ポンプの駆動源は大容量空冷式発電機とし、独立した電源供給ラインから供給されることなどにより、余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプに対して多様性及び独立性を有していること、常設電動注入ポンプは余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第47条等要求事項ニ）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 1次冷却材喪失事象発生後、1系統以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を余熱除去ループ流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作等を計2名により、約25分で実施する。
- b. A格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水が余熱除去ループ流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、常設電動注入ポンプ等による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動及び原子炉への注水を計6名により、約53分で実施する。なお、運転停止中に全交流動力電源が喪失し原子炉への注入を早期に実施する場合は計7名により約38分で実施する。
- c. 常設電動注入ポンプによる原子炉への注水が余熱除去ループ流量等により確認できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ等による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ホース及び中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動

低圧注入ポンプの起動並びに原子炉への注水を計 25 名により、約 7 時間 35 分で実施する。

- d. 炉心の著しい損傷、熔融が発生し、格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度測定装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態であると判断した場合には、熔融炉心が原子炉圧力容器に残存する場合の冷却の手順に着手する。この手順では、原子炉格納容器への注水、原子炉格納容器の圧力及び温度の監視、注水の停止等を計 3 名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a、b、c、の順に設定して明確化していること、b) 可搬型電動低圧注入ポンプ等による代替炉心注入等の手順等について、可搬型ホース及び中間受槽等の運搬、接続作業、炉心注水等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、e) 可搬型電動低圧注入ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第 4 7 条等要求事項イ)、①b. の対策が第 4 7 条等要求事項ロ) に対応するものであること、①c. の対策が第 4 7 条のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①a. から c. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 7 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、1 次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作等による 2 次系強制冷却（※<sup>40</sup>）。このために、電動補助給水ポンプ、タービン動補

(※<sup>40</sup>) 申請者は、「蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）」、「蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）」、「蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」と記載しているが、分かりやすく本節では「2 次系強制冷却」と記載。なお、「蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」時には、主蒸気ドレンラインを使用するとし

助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（手動）等を重大事故等対処設備として位置付ける。

- b. 代替交流電源の確保及び代替炉心注入。そのため、大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 代替設備を用いた代替再循環運転。このために、A格納容器スプレイポンプ、原子炉格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、B余熱除去ポンプ（海水冷却（※<sup>41</sup>））、C充てん/高圧注入ポンプ（海水冷却）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 2次系強制冷却に用いる電動補助給水ポンプの駆動源、主蒸気逃がし弁（手動）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. 電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（手動）等は、2次冷却系の除熱機能として必要な流量等を確保する。
- c. A格納容器スプレイポンプ等は、代替再循環運転に必要な流量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 電動補助給水ポンプは、その駆動源を大容量空冷式発電機とし、主蒸気逃がし弁に手動操作のハンドルを設けることにより、設計基準事故対処設備の電源であるディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を有していること、b) 電動補助給水ポンプの駆動源及び主蒸気逃がし弁は、ディーゼル発電機とは異なる区画に設置することにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散が図られていること、c) A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器とは原子炉補助建屋内において異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

---

ている。

(※<sup>41</sup>) 申請者は、ポンプの軸受等を冷却する機能が喪失した場合、冷却水として海水を供給して冷却機能を回復させたポンプについて、「設備名（海水冷却）」と表記している。（例：「余熱除去ポンプ（海水冷却）」）

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等により確認できない際、2次冷却系の除熱に必要な復水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる2次系強制冷却（注水）の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名で実施する。
- b. 全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等により確認できない際、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合には、主蒸気逃がし弁（手動）による2次系強制冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での操作を計3名により約20分で実施する。
- c. 主蒸気逃がし弁（手動）による2次冷却系からの冷却効果がなくなり、低温停止に移行する場合で、かつ、b.の条件等を満たしている場合には、主蒸気ドレンライン使用による2次系強制冷却の手順に着手する。この手順は計25名により約10時間で実施する。
- d. 余熱除去ポンプの故障等により再循環運転による原子炉への注水が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合には、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水を計2名により、約15分で実施する。
- e. 運転停止中に、全交流動力電源喪失等により余熱除去系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、若しくは中性子源領域炉停止時中性子束高警報が発信した場合には、原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順に着手する。この手順では、退避指示、作業員の退域確認、エアロック閉止作業を計3名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位をa、b、cの順に設定して明確化していること、b)A格納容器スプレイポンプ等による代替再循環運転の手順等について、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)バッテリー内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、d)ページング装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)現場で系統構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

なお、申請者は、ミッドループ運転中の事故時における原子炉格納容器内からの作業員の退避に係る時間想定を 30 分としていたが、具体的な退避時間の内訳、手順等の内容を示していなかった。このため、規制委員会は、事象発生後、作業員の退避が完了するまでの具体的な手順を示し、当該手順が想定時間で確実に完了できることの成立性を提示するよう求めた。これに対し、申請者は、作業員の退避に関する対応について、教育、作業員の退避及び人数把握、退避時間の内訳を示し、手順着手の判断基準、操作手順、成立性を示した。これらにより、規制委員会は、原子炉格納容器内からの作業員を退避させる手順等が適切に整備されていることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 37 条）において、1 次冷却材低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第 43 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、1 次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、1 次冷却系の低圧時に原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 重大事故等対処設備

##### ① 対策と設備

申請者は、上記 2. 以外の設備として、1 次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 格納容器再循環サンプルスクリーン閉塞時の炉心注水。そのため、~~補充~~てん/高圧注入ポンプ ~~(自己冷却(※<sup>49</sup>))~~、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

- b. 代替炉心注入。このために、B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却 ~~(※<sup>42</sup>)~~）を重大事故等対処設備として位置付ける。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備の主な設計方針として、炉心注水に用いる燃料取替用水タンクは、格納容器再循環サンプ等に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計としている。

規制委員会は、申請者の計画において、a) ~~B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）~~は、その水源を燃料取替用水タンクとすることにより、格納容器サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプに対して多様性を有していること、b)燃料取替用水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプと位置的分散を図ることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

## ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 余熱除去ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ等により再循環運転を行っている際に、各ポンプの流量低下等により格納容器再循環サンプスクリーンに閉塞の兆候を確認した場合、同兆候が現れた際の手順に着手する。この手順は、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの水源からの補給操作、同タンクを水源とした原子炉への注水等を計7名により実施する。
- b. 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を確認できない際、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の起動及び運転、原子炉への注水を計6名により約87分で実施する。

なお、全交流動力電源喪失時に1次冷却材喪失事象（大破断）が発生した場合には、計8名により約74分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の炉心注水の手順等について、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクの補給、原子炉への注水の継続等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)バッテリー内蔵型の照

(※<sup>42</sup>) 申請者は、ポンプの軸受等を冷却するサポート系が喪失した場合、冷却水を自らのポンプ出口水から供給する方式のポンプについて、「設備名（自己冷却）」と表記している。（例：「充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）」）

明によりアクセス性を確保していること、c) ページング装置等の必要な連絡手段を確保していること、d) 格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの補給、原子炉への注水の継続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等として自主的に位置付けた設備及び手順等を、第43条及び重大事故等防止技術的能力基準（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項）等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## （２） その他の自主的対策設備

### （２）－１． フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、1次冷却系の低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 4-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を確認できない場合であって、ろ過水貯蔵タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ等による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、消火ポンプ等の起動、原子炉への注水を計3名により、約20分で実施する。
- ② 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ③ 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ホース、可搬型ディーゼル注入ポンプ等の運搬及び接続作業を、復水タンクを水源とする場合は計15名により約8時間、中間受槽を水源とする場合は計24名により約8時間で実施する。
- ④ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。

### （２）－２． サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、1次冷却系の低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－4. 4－1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注入を確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替炉心注入に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動及び運転、原子炉への注水を計8名により約60分で行う。
- ② 充てん/高圧注入ポンプの故障等により、原子炉への注入を確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、燃料取替用水タンク（重力注入）による代替炉心注入に着手する。この手順では中央制御室での操作を1名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 4－1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注入の代替手段となり得る。
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
A格納容器スプレ	原子炉補機冷却水系統が復旧した場合に、原子炉補機冷却水系

レイポンプ（自己冷却）等	統を汚染する可能性があるため、再循環運転で使用する事ができないものの、高い減圧効果が期待できる設備となり得る。
A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、原子炉補機冷却水の代替手段となり得る。
燃料取替用水タンク（重力注入）	燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材の圧力を下回った場合は炉心へ注水できない可能性があるものの、比較的早い代替炉心注水の手段となり得る。

#### IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第48条等は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（※<sup>43</sup>）が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第48条等における「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 炉心の著しい損傷等を防止するための重大事故防止設備

ロ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設備及び手順等

(※<sup>43</sup>) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は以下のとおりとしている。

・原子炉補機冷却水海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能

また、上記イ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 上記イ)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

申請者は、第48条等の要求事項に対応するため、主蒸気逃がし弁から蒸気を放出するとともに、タービン動補助給水ポンプ等により蒸気発生器2次側へ給水する2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)(※<sup>44</sup>)において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 主蒸気逃がし弁から蒸気を放出するとともに蒸気発生器2次側へ給水する2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するための設備及び手順等

② 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニット(※<sup>45</sup>)による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等

③ 移動式大容量ポンプ車(補機冷却海水通水)を用いて代替補機冷却を実施するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、第48条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第48条等の規制要求に対する設備及び手順

(※<sup>44</sup>) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器加圧破損)、(格納容器過温破損)」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」、運転停止中の炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」をいう。

(※<sup>45</sup>) 申請者は、格納容器内自然対流冷却時に、保有する格納容器再循環ユニットのうちA、B号機を使用している。以下同じ。

### ① 対策と設備

申請者は第48条等に基づく要求事項に対応するため、その対策として2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するとし、そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故防止設備として位置付けるとしている。

規制委員会は、上記の対策が第48条等要求事項イ)、ロ)に対応するものであることを確認した。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、2次冷却系のフィードアンドブリードに用いるタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)2次冷却系のフィードアンドブリードに用いるタービン動補助給水ポンプの駆動源を蒸気とし、電動補助給水ポンプの電源を代替電源からの給電とし、主蒸気逃がし弁はハンドルを設け手動操作とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源又は電源について多様性を有すること、b)タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクは設計基準事故対処設備である海水ポンプと離れた位置に設置することにより位置的分散を図り、独立性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第48条等要求事項ハ)に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、復水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の手順に着手する。この手順は中央制御室で通常の運転操作により実施する。

- b. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、原子炉を停止後に蒸気発生器への注水が確認された場合には、主蒸気逃がし弁による蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での手動操作を計3名により約20分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、c)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、d)現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第48条等要求事項イ)、ロ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が第48条等要求事項ハ)に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 2次冷却系のフィードアンドブリードを実施。そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 格納容器内自然対流冷却を実施。そのため、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 代替補機冷却を実施。そのため、移動式大容量ポンプ車（補機冷却海水通水）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 格納容器内自然対流冷却に用いるA、B格納容器再循環ユニット等は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 代替補機冷却に用いる移動式大容量ポンプ車（補機冷却海水通水）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 格納容器内自然対流冷却に用いる移動式大容量ポンプ車は駆動源をディーゼル駆動とすることにより、設計基準事故対処設備である電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源について多様性を有していること、b) A、B格納容器再循環ユニットは原子炉格納容器内に設置すること、また、移動式大容量ポンプ車（補機冷却海水通水）は海水ポンプに対して離れた屋外に保管することにより、設計基準事故対処設備である海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して位置的分散を図り、独立性を有することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、A、B格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計14名により約14時間10分で実施する。
- b. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水による代替補機冷却の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成等を計14名により約14時間10分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、通水作業の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、c) トランシーバ等の必要

な連絡手段を確保していること、d)移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を回復させるための設備（表IV-4. 5-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順は中央制御室で通常の運転操作により実施する。
- ② 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ホース、可搬型ディーゼル注入ポンプ等の運搬、接続作業等を、復水タンクを水源とする場合は計15名により、約8時間、中間受槽を用いる水源の場合は計24名により、約8時間で実施する。
- ③ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が受電され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順は中央制御室で通常の運転操作により実施する。

- ④ 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、制御用圧縮空気が供給されない場合には、所内用空気圧縮機による代替制御用圧縮空気供給に着手する。この手順は自動動作により実施する。
- ⑤ 原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、安全注入信号が発信している場合には、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却に着手する。この手順では、系統構成、通水作業等を計1名により、約45分で実施する。

**(2) サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等**

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を回復させるための設備(表IV-4. 5-1参照。)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の運搬、接続作業等を、復水タンクを水源とする場合は計15名により約8時間、中間受槽を用いる水源の場合は計24名により約8時間で実施する。
- ② 現場の環境が悪化した場合において、現場の手動操作により主蒸気逃がし弁の機能回復が出来ない場合には、窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復に着手する。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計2名により、約30分で実施する。
- ③ 長期的に制御用圧縮空気が必要と判断した場合には、B制御用空気圧縮機への移動式大容量ポンプ車を用いた海水冷却に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等を計14名により14時間強で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がをより確実に実施される方針であることを確認した。

**表IV-4. 5-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束手段となり得る。

タービンバイパス弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。
所内用空気圧縮機	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、主蒸気逃がし弁の機能回復が可能。
空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、原子炉補機冷却水の代替手段となり得る。
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）	現場で弁操作を行う必要があるが、その作業環境が悪化した場合、使用時間に制限があるものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能回復が可能。
B制御用空気圧縮機（海水冷却）	系統構成に時間を要するものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能回復が可能。

#### IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6関係）

本節では、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、①第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第49条等は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第49条等における「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能(※<sup>46</sup>)が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ注水設備(ポンプ又は水源)が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等

ロ) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ注水設備(ポンプ又は水源)が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等

また、上記イ)及びロ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 上記イ)及びロ)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

申請者は、第49条等の要求事項に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のため以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① A、B格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等
- ② 常設電動注入ポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)(※<sup>47</sup>)において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① A、B格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等
- ② 常設電動注入ポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有

---

(※<sup>46</sup>) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能は以下のとおりとしている。

・格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器への注水機能

(※<sup>47</sup>) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器加圧破損)、(格納容器過温破損)」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」、運転停止中の炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」をいう。

効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### （1）第49条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第49条等に基づく要求事項に対応するために、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のため以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 代替格納容器スプレイ。そのため、常設電動注入ポンプ等を新たに重大事故等対処設備として整備する。

規制委員会は、上記 a. 及び b. の対策が第49条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第49条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 代替格納容器スプレイに用いる常設電動注入ポンプは、代替電源設備から給電することにより、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b) 格納容器内自然対流冷

却に用いるA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式が異なることから多様性を有していること、c)常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ格納容器スプレイポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散を図り、独立性を有すること、d)常設電動注入ポンプは、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、e)A、B格納容器再循環ユニットは、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、f)代替格納容器スプレイを行うことにより原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.に掲げる重大事故等対処設備について、第49条等要求事項イ)、ハ)、①b.に掲げる重大事故等対処設備について、第49条等要求事項イ)、ロ)、ハ)に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 格納容器圧力が110kPa[gage]以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水できない場合には、A、B格納容器再循環ユニットを用いる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計5名により約70分で実施する。
- b. 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水されない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計8名により約38分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業、常設電動注入ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)接続等を行う作業環境（作業空

間、温度等)に支障がないことを確認していること、d)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、e)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準(手順等に関する共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.及びb.の対策が第49条等要求事項イ)、ロ)、ハ)に対応するものであること、①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価(第37条)において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替格納容器スプレイ。そのため、常設電動注入ポンプ等を新たに重大事故等対処設備として整備する。
- b. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる設計とする。
- c. 移動式大容量ポンプ車は必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替格納容器スプレイに用いる常設電動注入ポンプは、代替電源設備から給電されることから、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b)格納容器内自然対流冷

却に用いるA、B格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式について多様性を有していること、c) 常設電動注入ポンプ及びA、B格納容器再循環ユニットは、それぞれ格納容器スプレイポンプとは異なる区画に設置することによる位置的分散が図られ、独立性を有すること、d) 常設電動注入ポンプは、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、e) A、B格納容器再循環ユニットは、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、f) 移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉で同時に格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水を格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、g) 移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉で2セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し、原子炉格納容器へ注水されない場合には、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計8名により約38分で実施する。
- b. 全交流動力電源喪失時に早期の電源回復が不能、又は、原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合には、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計14名により14時間強で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a、b の順に設定して明確化していること、b) 格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、可搬型ホースの運搬、接続作業等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d) トランシー

バ等の必要な連絡手段を確保していること、e) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において原子炉格納容器内の冷却等のため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表IV-4.6-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷前において、格納容器雰囲気の状態に応じて、A、B原子炉格納容器再循環ファンの運転が可能な場合には、A、B格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却に着手する。この手順は通常の運転操作により実施する。
- ② 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、常設電動注入ポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により約17分で実施する。
- ③ 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、常設電動注入ポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、可搬型電動低圧注入ポンプ等の起動等を計25名により約7時間35分で実施する。

## (2) サポート系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表IV-4.6-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計7名により約47分で実施する。
- ② A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、ディーゼル消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順は、系統構成、ディーゼル消火ポンプ等の起動等を計3名により約17分で実施する。
- ③ A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動等を計25名により約7時間35分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.6-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
A、B格納容器再循環ファン	原子炉格納容器内の空気を強制的に循環できるため、格納容器内の温度の影響を受ける可能性があるものの、原子炉格納容器を効率的に冷却する手段となり得る。
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替格納容器スプレイの手段となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、代替格納容器スプレイの手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはできないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。

#### IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等

##### (第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係)

本節では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

### 1. 審査の概要

(1) 第50条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第50条等における「原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット及びそれら設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

申請者は、第50条等の要求事項に対応するため、格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。~~①—格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等~~

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>48</sup>）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、全交流動力電源喪失時における格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第50条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

(※<sup>48</sup>) 有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### （１）第５０条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第５０条等に基づく要求事項に対応するために、格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、A、B格納容器再循環ユニット（※<sup>49</sup>）、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を新たに整備するとしている。

規制委員会は、上記の対策が第５０条等要求事項イ）に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針は、A、B格納容器再循環ユニット等は原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保することであるとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、a) A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉補機冷却水を通水することにより、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、b) 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）は、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を確保することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第４３条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

#### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等として、格納容器圧力が110kPa [gage] 以上であり、格納容器スプレイ流量が確認できない場合に

（※<sup>49</sup>）申請者は、格納容器内自然対流冷却時に、保有する格納容器再循環ユニットのうちA、B号機を使用している。

は、格納容器内自然対流冷却の手順に着手するとしている。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業を計5名により約70分で実施するとしている。

規制委員会は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却について、a)系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c)バッテリー内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、d)ページング装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第50条等要求事項イ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要となる対策として、全交流動力電源喪失時に格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、移動式大容量ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備するとしている。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保する。
- b. 移動式大容量ポンプ車は、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) A、B原子炉格納容器再循環ユニットは、原子炉補機冷却水を通水することにより、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止する

ために必要な除熱能力を有すること、b) 移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉で同時に格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水を格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、c) 移動式大容量ポンプ車は、1号炉及び2号炉で2セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉補機冷却機能が補機冷却水ヘッダ供給ライン流量等により確認できない場合には、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車の配置及びホースの接続、A、B格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計14名により約14時間10分で実施する。

規制委員会は、格納容器内自然対流冷却について、a) 移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等、通水作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) 移動式大容量ポンプ車の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c) バッテリ内蔵型の照明によりアクセス性を確保していること、d) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において原子炉格納容器の過圧破損を防止するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合、喪失した場合のそれぞれについて、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

## (1) 重大事故等対処設備

### ① 対策と設備

申請者は、上記 2. 以外の設備として、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 格納容器スプレイ。そのため、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備に位置付ける。
- b. 代替設備を用いた代替格納容器スプレイ。そのため、燃料取替用水タンク、復水タンクを重大事故等対処設備として位置付け、常設電動注入ポンプを新たに整備する。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 常設電動注入ポンプは、原子炉格納容器内の雰囲気冷却に必要な容量を確保する。
- b. 燃料取替用水タンク及び復水タンクは、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 常設電動注入ポンプは代替格納容器スプレイとして格納容器内の雰囲気冷却に必要な容量を確保すること、b) 代替格納容器スプレイの水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間に必要な容量を確保することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa [gage]）以上で格納容器スプレイポンプが起動しておらず、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- b. 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa [gage]）以上で格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計8名により約38分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ等について格納容器スプレイの実施、系統構成、常設電動ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、e)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として自主的に位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## （2）その他の自主的対策設備

### （2）－1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備（表IV－4. 7－1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 常設電動注入ポンプの故障等により格納容器への注水が確認されない場合であって、ろ過水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構

成、電動消火ポンプ等の起動、格納容器への注水を計 3 名により約 17 分で実施する。

- ② 常設電動注入ポンプの故障等により格納容器への注水が確認されない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注入ポンプの起動並びに格納容器への注水等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。

## (2) - 2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備（表 IV-4. 7-1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、常設電動注入ポンプの故障等により格納容器への注水ができない場合であって、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動及び運転、格納容器への注水を計 7 名により約 47 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 7-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、 <u>炉心注入格納容器スプレイ</u> の代替手段となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、水源を特定せず原子炉格納容器への注水に使用できる設備となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	原子炉補機冷却水系統が復旧した場合に、原子炉補機冷却水系統を汚染する可能性があるため、再循環運転で使用することができないものの、高い減圧効果が期待できる設備となり得る。

#### IV-4. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8関係）

本節では、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、①第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項(以下「第51条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第51条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第51条等における「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水設備及び手順等

ロ) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等

また、上記の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ) 上記イ)の原子炉格納容器下部注水設備は多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)

ホ) 上記イ)の設備は、交流又は直流電源が必要な場合は、代替電源からの給電を可能とすること。

申請者は、第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等

② 常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等

- ③ 充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う炉心注入を実施するための手順等
  - ④ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）又は常設電動注入ポンプによる溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う代替炉心注入を実施するための手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※<sup>50</sup>）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。
- (3) 規制委員会は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第51条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。
- なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。
- 具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第51条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ。そのために、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための代替格納容器スプレイ。そのために、常設電動注入ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

(※<sup>50</sup>) 有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

- c. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための炉心注入。そのために、充てん/高圧注入ポンプ（高圧又は低圧注入ライン使用、あるいは、充てんライン使用）、余熱除去ポンプ（高圧又は低圧注入ライン使用）等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための代替炉心注入。そのために、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、常設電動注入ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. 及び b. の対策が第 5 1 条等要求事項イ)、上記 c. 及び d. の対策が第 5 1 条等基準要求ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイポンプに対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。さらに、格納容器スプレイ水は溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。
- b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための常設電動注入ポンプは、A格納容器スプレイポンプに対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 常設電動注入ポンプは、代替電源設備から給電されるため、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b) 常設電動注入ポンプは設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプとは原子炉補助建屋の異なる区画に設置されることにより設計基準事故対処設備に対する位置的分散が図られ、独立性を有すること、c) 常設電動注入ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備の大容量空冷式発電機から給電が可能な設計とすること、d) 格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下部フロアまで流下し、さらに小扉及び連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに

十分な水量を蓄水できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、第51条等要求事項(三三) 及びホ) に適合する設計方針であることを確認した。

なお、申請者の計画においては、原子炉格納容器下部注水設備として可搬型の設備を重大事故等対処設備としていないことから第51条等要求事項ハ) に適合する必要はない。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③-1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

- a. 炉心が損傷し、格納容器再循環サンプル水位が77%未満の場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を1名により実施する。
- b. 格納容器再循環サンプル水位が77%未満であり、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が確認できない場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動操作等を計8名により約38分で実施する。

#### ③-2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

- a. 炉心が損傷し、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注入の手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を1名により実施する。
- b. 充てん/高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプの起動操作等を計2名により約25分で実施する。

- c. A格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てん/高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注入の手順に着手する。この手順は、中央制御室の通常の運転操作により実施される。
- d. 充てん/高圧注入ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、常設電動注入ポンプの起動操作等を計7名により約38分、又は計6名により約53分で実施する。
- e. 全交流電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心が損傷した場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入の手順に着手する。この手順では、系統構成、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）の起動等を計6名により約87分、又は計8名により約74分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための手順として③-1) a.、b.の順に、また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための手順として、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は③-2) a.、b.、c.、d.の順に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は③-2) e.、d.の順に設定して明確化していること、b)代替格納容器スプレイ、代替炉心注入等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、e)トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から d. に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記③-2) の手順等が第51条等要求事項ロ)に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第51条等要求事項イ) に、①c. 及び d. の対策が第51条等要求事項ロ) に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備が第51条等要求事項三三)、ホ) に適合する設計方針であること、①a. から d. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる格納容器下部への注水を必要な対策としている。この対策は、(1) ①b. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である時に原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための機能を代替するための設備及び手順等

#### ① 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための機能を回復する設備(表IV-4.8-1参照。)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 格納容器再循環サンプ水位が 77%未満であり、常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要なる過水貯蔵タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計 3 名により約 17 分で実施する。
- b. 常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注入ポンプ等の起動等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。

② 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表Ⅳ－4. 8－2 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉へ注水するために必要なる過水貯蔵タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計 3 名により約 20 分で実施する。
- b. 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器炉心注入に着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注ポンプの起動等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。

**（2）交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を代替するための設備及び手順等**

① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備（表Ⅳ－4. 8－1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 格納容器再循環サンプ水位が 77%未満であり、常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計 7 名により約 47 分で実施する。
  - b. 格納容器再循環サンプ水位が 77%未満であり、常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要なろ過水貯蔵タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプ等の起動等を計 3 名により約 17 分で実施する。
  - c. 常設電動注入ポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注入ポンプ等の起動等を計 25 名により約 7 時間 35 分で実施する。
- ② 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止
- 申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表Ⅳ－4. 8－2 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。
- a. 常設電動注入ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計 8 名により約 60 分で実施する。
  - b. A格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要なろ過水貯蔵タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入に着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプ等の起動等を計 3 名により約 20 分で実施する。

- c. A格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、可搬型電動低圧注入ポンプ等の起動等を計25名により約7時間35分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． ８－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由  
(落下溶融炉心の冷却)

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、水源を特定せず格納容器スプレイの代替手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはできないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。

表Ⅳ－４． ８－２ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由  
(溶融炉心の落下の遅延又は防止)

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注入の代替手段となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、水源を特定せず炉心注入の代替手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却） (RHRS-CSS タイライ	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはできないものの、流量が大きく高い減圧効

ン使用)	果が見込める手段となり得る。
------	----------------

#### **IV-4.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9関係）**

本節では、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項(以下「第52条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

##### **1. 審査の概要**

(1) 第52条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発(以下「水素爆発」という。)による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第52条等における「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) PWRのうち必要な場合には、水素濃度制御設備及び手順等

ロ) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止する設備、放射性物質を低減する設備、水素及び放射性物質濃度を測定する設備及びそれらの手順等

ハ) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる水素濃度監視設備及び手順等

また、上記イ)、ロ)及びハ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 上記イ)からハ)の設備は、交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

ホ) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

申請者は、第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための PAR 等及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのイグナイタ等及び手順等
- ③ 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための可搬型格納容器水素濃度計測装置等及び手順等（※<sup>51</sup>）
- ④ 上記設備のための代替電源設備（大容量空冷式発電機等）及び手順等（※<sup>52</sup>）

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備及び手順等
- ③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

(3) 規制委員会は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第52条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

(※<sup>51</sup>) 原子炉補機冷却機能が喪失した場合にサンプルガスの海水冷却に用いる移動式大容量ポンプ車等に関する手順等については、「IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」及び「IV-4. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等」において整理。

(※<sup>52</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

- a. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR動作監視装置を新たに整備する。（各5基）
- b. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、イグナイタ及びイグナイタ動作監視装置を新たに整備する。（各12個及び予備各1個）
- c. 原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等を新たに整備する。

なお、申請者は、上記対策のうち、格納容器内の水素濃度を低減する手段として、PARを重大事故等対処設備、イグナイタを自主的対策のための多様性拡張設備と位置付ける方針としていた。また、水素濃度を計測する手段としては、中央制御室からの監視に対応できないガス分析計を整備する方針としていた。このため、規制委員会は、申請者に、イグナイタについて、より高い耐震性をもたせるとともに確実な保守管理を行うために、重大事故等対処設備として位置付けることを検討すること、原子炉格納容器内の水素成層化を踏まえた設置位置を検討することを要求した。また、ガス分析計について、事故初期の放射線量が高い環境下での使用が困難であることなどから、監視方法を検討することを要求した。これを受けて、申請者は、水素濃度の低減及び計測手段について、下記の方針を反映した。

ア. 格納容器内の水素濃度低減手段については、イグナイタの位置付けを重大事故等対処設備とした上で、装置の動作状況を中央制御室で監視するためにPAR動作監視装置及びイグナイタ動作監視装置を整備することとした。さらに、格納容器内での水素の成層化を考慮し、イグナイタを格納容器ドーム頂部にも設置することとした。

イ. 水素濃度計測手段については、中央制御室での濃度監視を可能にするため可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等を重大事故等対処設備として整備することとした。

規制委員会は、上記 a. 及び b. の対策が第52条等要求事項イ) に、c. の対策が同ハ) に対応するものであることを確認した。

なお、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、第52条等要求事項ロ) に対応する対策はない。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

- b. 水素濃度制御のための設備は、適切な位置に配置され、水素濃度を低減できる設計とする。
- c. 水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) PAR 及びイグナイタは、作動時の水素燃焼による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、それぞれの動作監視装置は水素処理能力へ悪影響を及ぼさない設計とすること、水素濃度を計測するための可搬型格納容器水素濃度計測装置等は通常時には接続先の系統から分離され重大事故等発生時には系統構成可能とすること並びに設置場所にて固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、b) PAR は、水素の効率的な低減を考慮して原子炉格納容器内に分散させた配置とし、水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても水素濃度を低減できる設計とすること、イグナイタは、水素を計画的に燃焼させ、水素濃度ピークを抑制するため、水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に配置する設計とすること、c) PAR 動作監視装置、イグナイタ、イグナイタ動作監視装置、可搬型格納容器水素濃度計測装置等は代替電源設備である大容量空冷式発電機からの給電に対応した設計とすることを確認した。

上記 a.、b. 等の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記 c. の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第 5 2 条等要求事項ニ）を満たす設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. PAR は、格納容器内の水素濃度上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。炉心出口温度等により炉心損傷発生と判断した場合には、動作状況確認の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電（※<sup>53</sup>）を確認した後に手順に着手する。この手順は、中央制御室において 1 名により行う。

---

(※<sup>53</sup>) 「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」より、代替電源である大容量空冷式発電機からの給電の準備に要する時間は約 15 分である。さらに、有効性評価では事象発生時の状況判断のための 10 分間を考慮し、代替電源からの給電開始を事象発生の約 25 分後としている。

- b. 炉心出口温度が 350℃に到達した場合又は安全注入信号を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合には、イグナイタによる水素濃度低減の手順に着手する。全交流動力電源が喪失した場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。この手順では、イグナイタの起動及び動作状況の確認を中央制御室において 1 名により行う。
- c. 炉心出口温度が 350℃に到達した場合又は安全注入信号を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合には、可搬型格納容器水素濃度計測装置による原子炉格納容器内水素濃度の監視の手順に着手する。この手順では、計測装置の接続、系統構成等を計 7 名により約 80 分で実施する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。この場合の手順には、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置の接続及び起動、窒素ボンベによる空気作動弁操作等が加わるため、計 7 名により約 95 分を要する。さらに、この場合には、約 14 名により 24 時間以内にガスの冷却を移動式大容量ポンプ車による海水通水冷却に切り替える作業が加わる。また、1 号炉及び 2 号炉の同時被災時には、一系統の水素濃度監視設備を用い、ガス取り入れ口を中央制御室からの遠隔操作により約 5 分ごとに切り替えることで両ユニットの格納容器内水素濃度を交互に監視する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 水素濃度低減の手順等を明確化していること、b) 水素濃度測定の手順等について、機器の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) バッテリ内蔵型照明等により電源喪失時のアクセス性を確保していること、d) 事故環境下でも使用可能なページング装置等の連絡手段を確保していること、e) 操作エリアにおいて通常運転状態と同等の室温が確保されることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、上記 c. の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第 5 2 条等要求事項ホ) を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が、第52条等要求事項イ)、ハ)、ニ)及びホ)に対応するものであること、また、第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。

なお、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、**規則第52条等要求事項ロ)**に対応する対策はない。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、評価項目(f)「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の水素濃度の低減、水素濃度の監視、及びそれらの設備の代替給電としている。これらの対策は(1)①と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等**への**対処をより確実にするため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度監視手段の多様性を拡げるための多様性拡張設備及び手順等を整備するとした。

### (1) 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内水素濃度を監視するための設備(表IV-4.9-1参照。)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷が発生し可搬型格納容器水素濃度計測装置による監視が出来ない場合であって、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合には、ガス分析計による原子炉格納容器内水素濃度の監視に着手する。この手順は、格納容器雰囲気ガスを試料採取管に採取し、化学室における手分析で間欠的に水素濃度を計測するものであり、現場対応の計3名により約60分で実施する。制御用空気及び原子炉補機冷却水の供給機能が喪失している場合は、計4名により約95分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．９－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
ガス分析計	事故初期の放射線量が高い環境下での使用が困難であり、また、中央制御室からの監視に対応していないものの、事象が長期的に安定した場合に可搬型格納容器水素濃度計測装置の代替設備となり得る。

#### Ⅳ－４．１０ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０関係）

本節では、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０項（以下「第５３条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

##### １．審査の概要

(1) 第５３条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏れ出す気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５３条等における「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）。その設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等

ロ) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 上記イ) 及びロ) の設備は、交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 水素排出及び放射性物質低減のためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット等及び手順等
- ② 水素濃度を推定し監視するための可搬型格納容器水素濃度計測装置等及び手順等
- ③ 上記設備のための代替電源設備(大容量空冷式発電機等)及び手順等(※<sup>54)</sup>)

(2) 規制委員会は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第53条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項(重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第43条等」という。)等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第53条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. アニュラス空気浄化設備を用いたアニュラスからの水素排出(アニュラス内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む)。そのために、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ボンベ

(※<sup>54)</sup> 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

(アニュラス空気浄化ファン弁用) を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- b. 格納容器の水素濃度監視設備を用いたアニュラス水素濃度推定及び監視。そのために、格納容器内高レンジエリアモニタ B (高レンジ) を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. の対策が規則第 5 3 条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第 5 3 条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. アニュラス空気浄化ファン等は、設計基準事故対処設備としての機能を使用することによりアニュラス内の水素を屋外に排出することができるため、設計基準事故対処設備としての仕様と同じとするが、原子炉格納容器内の水素濃度低減機能等と相まって、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できる排出容量を確保する。
- b. 可搬型格納容器水素濃度計測装置は、原子炉格納容器内の水素濃度の推定ができる計測範囲とする。
- c. アニュラス空気浄化ファン、可搬型格納容器水素濃度計測装置等は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) アニュラス空気浄化ファン等は、格納容器破損防止対策の有効性評価に用いている格納容器漏えい率 (0.16%/日) 等を条件として評価した結果により、アニュラス内水素濃度を可燃限界未満とすることができる排出容量を確保していること、b) 可搬型格納容器水素濃度計測装置は、計測誤差を考慮した上で、0～20vol%を計測範囲としていることにより、適切な計測範囲を確保していること、c) アニュラス空気浄化ファン、可搬型格納容器水素濃度計測装置等は代替電源設備である大容量空冷式発電機からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条 (重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項) に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記 c. の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第 5 3 条等要求事項ハ) を満たす設計方針

であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 安全注入信号が発信した場合には、全交流動力電源及び直流電源が健全な場合のアニュラス空気浄化ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、アニュラス空気浄化ファン自動起動の中央制御室での確認等を1名により実施する。
- b. 全交流動力電源又は直流電源の喪失と判断した場合には、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合のアニュラス空気浄化ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、現場での代替空気（窒素）供給ラインのフレキシブルホースの接続作業、水素排出のための系統構成、アニュラス空気浄化ファンの起動等を計3名により約35分で実施する。
- c. 炉心出口温度等により炉心の著しい損傷が発生したと判断した場合には、可搬型格納容器水素濃度計測装置、格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計等による水素濃度推定の手順に着手する。この手順では、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の運搬及び設置、アニュラス水素濃度の中央制御室での推定等を計3名により約70分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)空気供給操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c)バッテリー内蔵型照明等によりアクセス性を確保していること、d)有線通話装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。

なお、可搬型格納容器水素濃度計測装置は、1、2号炉で同時~~発火被災~~の場合、切替操作により使用するが、その手順については、「IV-4.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等」において確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

なお、申請者は、アニュラス内の水素濃度について、原子炉格納容器内の水素濃度を監視することによって推定するとしていたが、その推定方法の詳細を示していなかった。このため、規制委員会は、アニュラス内の水素濃度推定方法の詳細を示すことを求めた。申請者は、あらかじめアニュ

ラス水素濃度推定のための関係図を準備し、格納容器高レンジエリアモニタ B（高レンジ）と格納容器排気筒高レンジガスモニタ又はアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率との関係によりアニュラスへの漏えい率を推定し、そのアニュラスへの漏えい率推定値に応じたアニュラス内の水素濃度の推定を行うことを示した。これにより、規制委員会は、アニュラス内の水素濃度の推定が妥当であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 5 3 条等要求事項イ) からハ) に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 3 条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、自主的な対策として、アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度監視及びアニュラス内の放射線量の推定のための多様性拡張設備及び手順等を整備するとした。

#### (1) アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度監視のための設備及び手順等

申請者は、アニュラスの環境が悪化するまでの水素濃度監視のためのアニュラス水素濃度計測装置（表Ⅳ－4. 10－1 参照。）を用いた主な手順等として、炉心出口温度等により炉心の損傷を判断し、アニュラス空気浄化ファンが起動した場合には、アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定に着手するとしている。この手順では、中央制御室での監視を 1 名により実施するとしている。

#### (2) アニュラス内の放射線量の推定のための設備及び手順等

アニュラス内の放射線量の推定のための設備（表Ⅳ－4. 10－1 参照。）として、格納容器排気筒高レンジガスモニタは常設設備であるが、設備が健全であれば、アニュラス内濃度推定に必要な測定値が中央制御室で速やかに得られるとしている。

以上により、規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がをより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１０－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
アニュラス水素濃度計測装置	耐放射線等のため、使用範囲に制限があるものの、設備が健全である場合は、アニュラス内の水素濃度監視の設備となり得る。
格納容器排気筒高レンジガスモニタ	重大事故等対処設備に要求される耐震性は十分ではないものの、設備が健全である場合は、アニュラス内の放射線量推定の設備となり得る。

**Ⅳ－４．１１ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１関係）**

本節では、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、①第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項（以下「第５４条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第３７条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

**１．審査の概要**

（１）第５４条等の第１項は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失（以下「想定事故１」という。）し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因（以下「想定事故２」という。）により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第５４条等の第２項は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５４条等における「想定事故１」又は「想定事故２」に対する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ車等）及びその手順等。

大量の水の漏えいその他の要因による水位の異常な低下に対する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備

及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ロ) 可搬型スプレー設備(スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等)及びその手順等

ハ) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備及びその手順等

さらに、使用済燃料貯蔵槽の監視のための以下の設備及び手順等を整備するとしている。

ニ) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率を計測するための設備及びその手順等

ホ) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視するための設備及びその手順等

また、上記イ)、ロ)及びニ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ヘ) 上記イ)の代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

ト) 上記ロ)のスプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

チ) 上記ニ)の計測設備は、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

リ) 上記ニ)の計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第54条等の要求事項を満たすため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 使用済燃料ピット(※<sup>55</sup>)への代替注水のための使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等及び手順等

② 使用済燃料ピットへのスプレーのための可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等及び手順等

③ 使用済燃料ピットへの放水のための移動式大容量ポンプ車、放水砲等及び手順等(※<sup>56</sup>)

④ 状態監視設備(使用済燃料ピット温度、水位等を監視するための計測設備)及び手順等

---

(※<sup>55</sup>) 使用済燃料貯蔵槽に対して申請者が用いている名称。

(※<sup>56</sup>) 放水砲等を用いた使用済燃料ピットへの放水に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理。

⑤ 状態監視設備に給電するための代替電源設備（大容量空冷式発電機等）及び手順等（※<sup>57</sup>）

（2）申請者は、有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 使用済燃料ピットへの代替注水を行うための設備及び手順等
- ② 使用済燃料ピットを監視するための設備及び手順
- ③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

（3）規制委員会は、使用済燃料ピットの冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第54条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### （1）第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 使用済燃料ピットへの代替注水。そのために、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等を新たに整備する。
- b. 使用済燃料ピットへのスプレイ注水。そのために、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等を新たに整備する。
- c. 使用済燃料ピットの状態監視。そのために、使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット周辺線量率計、使用済燃料ピット状態監視カメラを新たに整備する。

（※<sup>57</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

規制委員会は、上記 a. の対策が第 5 4 条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) 及びハ) に、c. の対策が同ニ) 及びホ) に対応するものであることを確認した。

なお、申請者は、使用済燃料貯蔵ピットからの大量の水の漏えい等により水位が異常に低下して燃料体が露出した場合については、電波式の使用済燃料ピット水位計 (SA) による水位計測は困難であるとしていた。このため、規制委員会は、水位が異常に低下した場合についても「重大事故等により変動する可能性のある範囲」であり測定可能であることが求められることから、多様な測定手段について検討し、説明することを要求した。これに対し、申請者は、使用済燃料ピット底部までの水位低下傾向を把握するため、バブラー式の使用済燃料ピット水位計 (広域) を整備する方針を示した。規制委員会は、上記の対策により、使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料ピットの水位等を監視することができることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による代替注水は、設計基準対象施設の注水設備に対して多様性を有し、また、位置的分散が図られる設計とする。
- b. 使用済燃料ピットへの代替注水設備及び状態監視設備は他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- c. 代替注水設備は、使用済燃料ピットの冷却設備又は注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合において、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる設計とする。
- d. スプレー設備は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備によっても水位が使用済燃料ピット出口配管下端より低く、かつ、水位の低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和できる設計とする。
- e. 状態監視設備は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
- f. 状態監視設備は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等を使用した代替注水は、専用の発電機から給電可能で、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、設計基準対象施設の注水

設備である使用済燃料ピットポンプ等に対して多様性を有し、また、離れた位置に分散して保管することで位置的分散が図られる設計とすること、b) ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は他の設備に悪影響を及ぼさないよう通常運転時に系統から分離可能な設計とすること、c) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等が必要な水位を維持するために必要な容量を有すること、d) 燃料損傷を緩和するためにスプレイ設備は使用済燃料ピット全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、e) 使用済燃料ピット水位計 (SA) の測定可能範囲を使用済燃料ピット水位計 (広域) で補うなどして、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設計とすること、f) 状態監視設備は代替電源設備である大容量空冷式発電機からの給電に対応した設計とすることを確認した。

上記 a.、b. 等の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条 (重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項) を満たす措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記 c. から f. の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第 5 4 条等要求事項へ) から) を満たす設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの水温が 65℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が EL. + 11. 56m (燃料使用済ピット出口配管下端) 以下まで低下した場合には、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水の手順に着手する。この手順では、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の運搬、設置、系統構成等を計 10 名により約 5 時間 20 分で実施する。
- b. 使用済燃料ピット水位が EL. +11. 56m (使用済燃料ピット出口配管下端) 以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ等による使用済燃料ピットへのスプレイのための手順に着手する。この手順では、ポンプ、可搬型ホース、中間受槽等の運搬、接続作業、ポンプの起動、使用済燃料ピットへのスプレイ等を計 22 名により約 2 時間で実施する。
- c. 重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料ピット水位計 (SA)、使用済燃料ピット温度計 (SA) 及び使用済燃料ピット状態監視カメラは設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状

態の監視が可能である。使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピット温度が 65°C を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が EL. +11.56m (燃料使用済ピット出口配管下端) 以下まで低下した場合には、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計 (広域) 及び使用済燃料ピット周辺線量率計を用いた状態監視のための手順に着手する。この手順では、可搬型設備の運搬、設置、接続等を計 6 名により約 110 分で実施する。また、交流又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電 (※<sup>58</sup>) 後に手順に着手する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の着手条件を明確化していること、b) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による代替注水の手順等について、可搬型ホース及び中間受槽等の運搬、接続作業、注水等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 可搬型設備保管エリア、運搬ルート、設置エリア周辺には作業を行う上で支障となる設備がないこと、d) ヘッドライトや懐中電灯等により夜間のアクセス性を確保していること、e) 通常の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーブにて通話可能であることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 (手順等に関する共通的な要求事項) 等を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が、第 5 4 条等要求事項イ) からリ) に対応するものであること、また、第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることから、第 5 4 条等に適合するものと判断した。

## (2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価 (第 3 7 条) において、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に対する対策を、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視、及びそれらの設備への代替給電としている。これらの対策は (1) ①a. 及び c. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価 (第 3 7 条) において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付

---

(※<sup>58</sup>) 「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」より、代替電源である大容量空冷式発電機からの給電の準備に要する時間は約 15 分である。さらに、有効性評価では事象発生時の状況判断のための 10 分間を考慮し、代替電源からの給電開始を事象発生時の約 25 分後としている。

けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実にするため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、使用済燃料ピットへの代替注水、状態監視及び漏えい緩和のための多様性拡張設備及び手順等を整備するとした。

#### (1) 使用済燃料ピットへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットへの代替注水のための設備（表IV-4.1.1-1参照。）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

① 使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピット温度計指示が65℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位がEL.+11.56m（燃料使用済ピット出口配管下端）以下まで低下した場合には、燃料取替用水タンク、2次系純水タンク等による使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、注水操作を1名により約30分で実施する。

② ~~使用済燃料ピット補給用水中ポンプ~~燃料取替用水タンク、2次系純水タンク等による使用済燃料ピットへの注水が確認できない場合であって、ろ過水貯蔵タンクが確保されている場合には、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等による使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、消火ポンプ等の起動、使用済燃料ピットへの給水を計6名により約2時間で実施する。

#### (2) 使用済燃料ピットの空間線量率を計測するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットの空間線量率を計測するための設備（表IV-4.1.1-1参照。）を用いた主な手順等に関し、使用済燃料ピットエリアモニタは通常時から使用している設備であり、重大事故等発生時において既に使用可能な状態にあるとしている。

#### (3) 使用済燃料ピットの水位を計測するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットの水位を計測するための設備（表IV-4.1.1-1参照。）を用いた主な手順等に関し、常設及び可搬型の使用済燃料ピット水位計が故障した場合には、ロープ式水位計により水位を測定するとしている。

#### (4) 使用済燃料ピットからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（表IV-4.1.1-1参照。）を用いた主な手順等に関し、使用済燃料ピット水位がEL.+11.56m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下となり、かつ水位低下が継続する場合には、使用済燃料ピットにおいて、ステンレス鋼板、ガスケッ

ト材、吊り降ろし用ロープ等を用いた水の漏えい緩和に着手するとしている。この手順では、漏えい部へのステンレス鋼板の設置等を計4名により約2時間で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１１－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
燃料取替用水タンク、2次系純水タンク等	燃料取替用水タンク等は共用設備であり、定期検査時の原子炉キャビティの水張りに使用されている場合等、必要な水量を確保できない場合があるものの、使用済燃料ピットへの給水の代替手段となり得る。
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等	消火を目的とする設備であるため、重大事故等対処設備として信頼性は十分ではないものの、使用済燃料ピットへの給水の代替手段となり得る。
使用済燃料ピットエリアモニタ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、重大事故等の発生直後から空間線量率を把握する手段として有効である。
ロープ式水位計	使用済燃料ピットに接近可能な場合にしか使用できないものの、水位を把握する手段として有効である。
ステンレス鋼板、ガスケット材、吊り降ろし用ロープ等	使用済燃料ピットに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。

**Ⅳ－４．１２ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12関係）**

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

## 1. 審査の概要

(1) 第55条等は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等の整備を要求している。

第55条等における「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉建屋に放水できる設備及び手順等

ロ) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備及び手順等

また、上記イ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。

ニ) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ホ) 放水設備は、複数の原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

申請者は、第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉格納容器及びアニュラス部（以下「原子炉格納容器等」という。）又は燃料取扱建屋等へ放水するための移動式大容量ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等

② 流出経路の集水ピットに放射性物質吸着剤（以下「吸着剤」という。）を設置及び海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための設備及び手順等

③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための移動式大容量ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等

(2) 規制委員会は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に（１）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### （１）第 5 5 条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第 5 5 条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 放水設備を用いた屋外から原子炉格納容器等又は燃料取扱建屋への放水。そのために、移動式大容量ポンプ車、放水砲、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ等を重大事故等対処設備として整備する。
- b. 原子炉格納容器等又は燃料取扱建屋への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、吸着剤、シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第 5 5 条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第 5 5 条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉格納容器等又は燃料取扱建屋に向けて放水できるとともに原子炉格納容器の最高点である頂部に放水できる容量を有する設計とする。移動式大容量ポンプ車は、1 号炉及び 2 号炉の同時使用を想定し、1 号炉及び 2 号炉で 1 セット（共用で 1 台）、放水砲は、1 号炉及び 2 号炉の同時使用を想定し、~~それぞれ~~それぞれ 1 号炉及び 2 号炉で 1 セット（合計共用で 2 台）を保管する。
- b. 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、中間受槽を水源とし、車両等により運搬、移動でき、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有する設計とする。可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ（どちらか一方）は、1 号炉、2 号炉それぞれ 1 セット（1 台）の使用を想定し、それぞれ 2 セット（バックアップを含め、共用で合計 6 台）を保管する。使用済燃料ピット

スプレイヘッダは、1号炉、2号炉それぞれ1セット（2基）の使用を想定し、それぞれ1セット（バックアップを含め、共用で合計5基）を保管する。

- c. 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による原子炉建屋周辺への泡消火は、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とする。また、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とする。
- d. 海洋への放射性物質の拡散を抑制するシルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、1号炉及び2号炉で3箇所の設置場所に各2組（合計6組）とする。吸着剤は、流水が吸着剤内を通過するように2箇所の雨水排水処理装置の集水ピットに設置する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)移動式大容量ポンプ車、放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉格納容器の頂部まで放水できること、移動式大容量ポンプ車、放水砲は、車両等により運搬、移動できるため、原子炉格納容器等又は燃料取扱建屋に対して、複数の方向から放水できること、移動式大容量ポンプ車、放水砲、可搬型電動低圧注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの保有数は、1号炉及び2号炉の同時使用を想定し、それぞれ、原子炉基数の半数以上を保管すること、b)航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、移動式大容量ポンプ車内蔵の泡薬剤ポンプにより、泡消火薬剤を混合し、放水砲による泡消火ができる仕様であることを確認した。

なお、放水砲による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、流水経路の雨水排水処理装置の上流側にある集水ピットの網目状のマット内に軽石状の吸着剤を配置し、海洋への放射性物質の拡散の抑制を図る方針であること、発電所から海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置し、放射性物質の拡散の抑制を図る方針であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた重大事故等対処設備について第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備について、第55条等要求事項ハ）、ニ）、ホ）に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心出口温度が 350°C 以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が  $1 \times 10^5$  mSv/h 以上になり、原子炉格納容器スプレイの動作が流量等で確認できない場合には、原子炉格納容器等への放水の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車を取水ピット周辺に配置して、取水用ホースを接続した水中ポンプと移動式大容量ポンプ車をホースで接続し、移動式大容量ポンプ車から放水砲までのホース布設後、移動式大容量ポンプ車の起動、放水砲により放水開始までの作業を計 10 名により約 8 時間で実施する。
- b. 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管高さ（EL. + 11.56m）以下となり、かつ水位低下が継続しており、さらに燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピット 線量率エリアモニタ の指示値上昇により 使用済燃料ピットへのアクセスが不可能燃料取扱建屋に近づけない と判断される場合には、燃料取扱建屋への放水の手順に着手する。この手順では、放水砲の放水先が原子炉格納容器等から燃料取扱建屋に変わるだけでその他の手順は上記 a. の場合と同様である。
- なお、使用済燃料ピット内へのスプレイの操作手順は、「IV-4. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」において確認する。
- c. 移動式大容量ポンプ車、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、吸着剤を雨水排水処理装置の上流側にある集水ピットに運搬、配置する作業（2 箇所設置）を計 18 名により約 2 時間で実施する。次に、小型船舶とシルトフェンスを海上に降ろし、小型船舶などを使ってシルトフェンスを海中に展張する作業（3 箇所設置）を計 60 名により約 16 時間で実施する。
- d. 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火を行うための手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車を取水ピット周辺に配置し、取水用ホースを接続した水中ポンプと移動式大容量ポンプ車をホースで接続し、移動式大容量ポンプ車から放水砲までのホースを布設後、移動式大容量ポンプ車の起動、泡消火薬剤を移動式大容量ポンプ車内蔵の泡薬剤ポンプで送水し、放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計 17 名により約 4 時間で実施する。
- 規制委員会は、申請者の計画において、移動式大容量ポンプ車、放水砲等により、原子炉格納容器等へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉格納容器等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等に

より夜間でのアクセス性を確保していること、トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、移動式大容量ポンプ車等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a.の対策が第55条等要求事項イ）、上記①b.の対策が第55条等要求事項ロ）に対応するものであること、①a.に掲げる重大事故等対処設備が第55条等要求事項ハ）、ニ）、ホ）に適合する設計方針であること、①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、航空機衝突による航空機燃料火災等時に泡消火を実施するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

申請者は、泡消火を実施することによって初期対応における延焼を防止するための設備（表Ⅳ－4. 12－1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火に着手する。この手順では、水源となるろ過水貯蔵タンク近傍に小型動力ポンプ付き水槽車を設置し、ホースにより水源と小型動力ポンプ付き水槽車を接続し、さらに消火活動場所に配置された化学消防自動車とホースで接続し、化学消防自動車による泡消火を開始する。以上の作業を計8名により約20分で実施する。水源として他の防火水槽、宮山池、海等を用いた場合も同様な手順である。
- ② 航空機燃料火災が発生した場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火に着手する。この手順では、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機又は可搬型ディーゼル注入ポンプ、小型放水砲及び中間受槽を設置し、可搬型ホース等を

接続し、小型放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計 22 名により約 2 時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． 1 2－1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
化学消防自動車、小型動力ポンプ付き水槽車等	移動式大容量ポンプ車に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、アクセス道路及び航空機燃料飛散による建屋への延焼拡大を防止するための設備となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ、小型放水砲等	

#### Ⅳ－４． 1 3 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第 5 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 3 関係）

本節では、重大事故等の収束に必要なとなる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第 5 6 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 3 項（以下「第 5 6 条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第 3 7 条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第 5 6 条等は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第 5 6 条等における「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる設備及び手順等。

ロ) 複数の代替淡水源(貯水槽、ダム又は貯水池等)が確保されていること。

ハ) 海を水源として利用できること。

ニ) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。

また、上記イ)、ロ)、ハ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ホ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。

へ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ト) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

申請者は、第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 代替水源から中間受槽へ供給するための設備及び手順等

② 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転をするための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

① 蒸気発生器2次側による炉心冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等

② 炉心注入及び格納容器冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等

③ 使用済燃料ピットへの水源の確保と水を供給するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、重大事故等の収束に必要な水を提供するために申請者が計画する設備及び手順等が、第56条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### (1) 第56条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替水源（宮山池、2次系純水タンク、海等）から中間受槽への水の供給及び水源の切替え。そのために、中間受槽、取水用水中ポンプ、取水用水中ポンプ用発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として整備する。
- b. 余熱除去ポンプの機能喪失が発生した場合に、格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転。そのために、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として新たに位置付ける。

規制委員会は、上記 a. の対策が第56条等要求事項イ)、ロ)、ハ)、ヘ)、上記 b. の対策が第56条等要求事項ニ)に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

**ea.** 各水源から水を供給する中間受槽、取水用水中ポンプ等は、設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計する。また、位置的分散を図る。

**eb.** 代替再循環運転をするためのA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）、A格納容器スプレイ冷却器等は、設計基準事故対処設備に対して多重性を有し、位置的分散が図られる。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 中間受槽は設計基準事故対処設備である復水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットに対して淡水又は海水を代替水源として補給できること、中間受槽は屋外に分散して保管されること、b) 中間受槽に水を供給する取水用水中ポンプ、取水用水中ポンプ用発電機等は、屋外に分散して保管され、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給することができること、取水用水中ポンプ用発電機の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できること、c) A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器等による代替再循環設備は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん/高圧

注入ポンプによる再循環設備に対して多重性を有していること、また、A格納容器スプレイポンプ等に対しては、余熱除去ポンプ等と異なる区画に設置することで位置的分散を図ることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

なお、設計基準事故対処設備である復水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットの水源の枯渇に対する代替淡水源として、宮山池、2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク等の複数の淡水源が確保できることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等が発生し、復水タンク、燃料取替用水タンクの枯渇や破損等又は使用済燃料ピット水の漏えい等で水源が喪失するおそれがある場合であって、2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンクからの水の供給ができず、宮山池からの水が供給できることを確認できた場合には、宮山池から水を中間受槽へ供給する手順に着手する。この手順では、中間受槽を設置した後、宮山池に取水用水中ポンプを設置し、可搬型ホースを中間受槽まで布設し、移送ルートを確認し、取水用水中ポンプの起動により、中間受槽へ水を供給する。以上の作業を計10名により約5時間20分で実施する。

また、宮山池からの供給ができず、海（取水口）からの供給ができることを確認できた場合には、海水を中間受槽へ供給する手順に着手する。この手順は、水源が宮山池から海に変わるだけでその他の手順は宮山池の場合と同様である。

- b. 中間受槽への水の供給には水質のよい淡水を供給できるタンク類を優先し、タンク類が使用できなければ宮山池を水源とし、さらに宮山池が使用できないときは海を水源として使用する。水源の切替えは水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。
- c. 重大事故等対処設備である取水用水中ポンプ用発電機を運転した場合において、運転時間が燃料補給作業着手時間の約5.6時間に達した場合には、取水用水中ポンプ用発電機へ燃料を補給する手順に着手する。この手順では、燃料油貯蔵タンクからタンクローリへ燃料の給

油を行い、タンクローリを取水用水中ポンプ用発電機の横に移動させ、燃料の補給を行う作業を計6名により約80分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、2次系純水タンク又はろ過水貯蔵タンクから宮山池、海水までの水源の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から中間受槽へ供給するための設備及び手順等について、可搬型ホース及び中間受槽までの移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、~~可搬型電動低圧注入ポンプ~~取水用水中ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.に掲げる対策について、第56条等要求事項ホ)、ト)に適合する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a.の対策が第56条等要求事項イ)からハ)、へ)、上記①b.の対策が第56条等要求事項ニ)に対応するものであること、①a.に掲げる重大事故等対処設備が第56条等要求事項ホ)からト)に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

### ① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- ①-1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水の供給
  - a. 1次冷却系のフィードアンドブリード。そのために、燃料取替用水タンク、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

b. 中間受槽から復水タンクへの水の供給。そのために、中間受槽、復水タンク補給用水中ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

~~e. 海を水源としてA、B海水ポンプから補助給水ポンプへの直接給水。そのために、A、B海水ポンプを重大事故等対処設備として整備する。~~

①-2) 炉心注入及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水の供給

~~dc.~~ 燃料取替用水タンクの水が枯渇した場合は復水タンクから燃料取替用水タンクへの水の供給又は燃料取替用水タンクの代替として復水タンクからの代替炉心注入及び代替格納容器スプレイ。そのために、復水タンク、常設電動注入ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

~~e. 燃料取替用水タンクの代替として中間受槽からの代替炉心注入。そのために、可搬型電動低圧注入ポンプ等を可搬型重大事故防止設備として整備する。~~

①-3) 代替再循環運転のための水の供給

~~fd.~~ 余熱除去ポンプの機能喪失が発生した場合に、格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転。そのために、A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイライン使用)、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。

①-4) 使用済燃料ピットへの水の供給

~~ge.~~ 使用済燃料ピットへの注水。そのために、中間受槽、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機等を重大事故防止設備として整備する。

~~h. 使用済燃料ピットへのスプレイ。そのために、中間受槽、使用済燃料ピットスプレイヘッド、可搬型ディーゼル注入ポンプ等を重大事故防止設備として整備する。~~

~~i. 使用済燃料ピットへの放水。そのために、移動式大容量ポンプ車、放水砲等を重大事故防止設備として整備する。~~

規制委員会は、上記 a. から ~~ie.~~ の対策が有効性評価 (第37条) において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げた重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

②-1) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却用のための代替水源の確保と水の供給

- a. 復水タンクへの供給に用いる中間受槽、復水タンク補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機（以下「水中ポンプ用発電機」という。）は、復水タンクが枯渇した場合、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。
- b. 1 次冷却系のフィードアンドブリードの代替水源として用いる燃料取替用水タンクは、設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計し、位置的分散を図る。
- ~~e. 海水を補助給水ポンプへ直接給水する A、B 海水ポンプは設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計し、位置的分散を図る。~~

②-2) 炉心注入及び格納容器冷却用のための代替水源の確保と水の供給

- ~~d. 代替炉心注入に用いる中間受槽は、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合に備え、異なる系統の水源として設計し、燃料取替用水タンクに対する位置的分散を図る。~~
- ec. 代替炉心注入又は格納容器スプレイに用いる復水タンクは、設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計し、位置的分散を図る。

②-3) 代替再循環運転のための水の供給

- fd. 原子炉格納容器再循環 サンプを水源とする代替再循環運転に用いる A 格納容器スプレイポンプ、A 格納容器スプレイ冷却器等は、設計基準事故対処設備に対して多重性を備えたものとし、さらに位置的分散を図る。

②-4) 使用済燃料ピットへの水の供給

- ge. 使用済燃料ピットへの水の供給に用いる中間受槽は、設計基準事故対処設備に対して異なる系統の水源として設計し、位置的分散を図る。
- ~~h. 使用済燃料ピットへのスプレイに用いる中間受槽、可搬型電動低圧注入ポンプ等は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピットスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレイを行うことができる設計とする。~~

規制委員会は、申請者の計画において、a) 復水タンクの枯渇等の場合、代替水源として中間受槽、燃料取替用水タンク、海等を使用する異なる系統の水源を有していること、また、位置的分散を図ること、b) 燃料取替用水タンクの枯渇等の場合、代替水源として中間受槽、復水タンク等を使用

する異なる系統の水源を有していること、また、位置的分散を図ること、  
c) 余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入機能が喪失した場合に、格納容器再循環サンプを水源とし、A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器等を使用する代替再循環運転設備は再循環運転設備に対して多重性を有していること、d) 使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合は、代替水源として中間受槽等を使用する異なる系統の水源を有していること、また、位置的分散を図ることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①の考え方に従って整備する設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③-1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水の供給

a. 重大事故等の発生時に、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却中において復水タンクの枯渇等により水の補給が必要であることを水位にて確認した場合には、中間受槽から復水タンクへ水を供給するための手順に着手する。この手順は、代替水源から中間受槽への供給手順を踏まえて、中間受槽に復水タンク補給用水中ポンプを設置し、復水タンクまで可搬型ホースを布設、接続し、復水タンク補給用水中ポンプと水中ポンプ用発電機を電源ケーブルで接続し、復水タンク補給用水中ポンプを起動し、復水タンクへ供給する。以上の作業を計5名により約4時間で実施する。

b. 復水タンクの破損等により~~る~~燃料取替用水タンクを水源とする1次冷却系のフィードアンドブリードの手順については「IV-4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と、~~海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給を行うための手順については「IV-4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」における手順等とそれぞれ同じである。~~

#### ③-2) 炉心注入及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水の供給

e. ~~燃料取替用水タンクの破損等により中間受槽から原子炉への代替注水するための手順については、「IV-4.4 原子炉冷却材圧力バ~~

~~ウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。~~

ed. 1次系純水タンク等の常設設備が使用できず、燃料取替用水タンクの枯渇等により供給が必要であることを水位にて確認した場合において、復水タンク水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又は1次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合には、復水タンクから燃料取替用水タンクへの水の供給を行うための手順に着手する。この手順では、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送のための系統構成を行い、燃料取替用水タンクへ供給する作業を3名により約40分で実施する。

③-3) 代替再循環運転のための水の供給

ed. 原子炉格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転を行うための手順については、「IV-4.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。

③-4) 使用済燃料ピットへの水の供給

fe. 中間受槽等の重大事故等対処設備を使用して使用済燃料ピットへのスプレイ注水を行う手順については、「IV-4.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じである。

~~g. 使用済燃料ピットへの放水を行う手順については、「IV-4.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」における手順等と同じである。~~

規制委員会は、申請者の計画において、手順の優先順位を設定して明確化していること、中間受槽から復水タンクへ水を供給するための手順等について、移動経路の確保、可搬型ホースの布設、ポンプの起動及び復水タンクへの供給等を定め、人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、可搬型照明によりアクセス性を確保していること、トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、現場で系統構成等を行う作業環境（空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などにより、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

なお、中間受槽への水の供給は2.(1)で確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束に必要な水を提供するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実にするため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等の収束に必要な水を提供するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 代替水源から中間受槽への水の供給設備及び手順等

申請者は、代替水源から中間受槽へ供給することによって一時的な水源を確保するための設備（表IV-4. 13-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等が発生し、復水タンク、燃料取替用水タンク又は使用済燃料ピットが枯渇や破損等により機能喪失するおそれを水位にて確認した場合において、2次系純水タンクの水位が確保され、使用できることが確認できた場合には、2次系純水タンクから中間受槽への供給に着手する。この手順では、中間受槽を設置し、2次系純水タンクブロー弁に可搬型ホースを接続し、中間受槽まで布設した後、2次系純水タンクブロー弁を開弁する作業を計5名により、約3時間で実施する。
- ② 上記①の場合であって、ろ過水貯蔵タンクの水位が確保され、使用できることが確認できた場合には、ろ過水貯蔵タンクから中間受槽への供給に着手する。この手順では、中間受槽を設置し、消防隊専用採水口分配器を取り外し、フランジ付き継手を取り付け、可搬型ホースを中間受槽まで敷設した後、~~消防隊専用採水口ろ過水貯蔵タンクサンプル~~弁を開弁する。以上の作業を計5名により約3時間で実施する。

#### (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等

申請者は、蒸気発生器2次側による炉心冷却をするための代替水源の確保と水の供給をするための設備（表IV-4. 13-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、復水タンク水位計指示値が5%まで低下した場合、又は復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合において、2次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを行うための手順に着手す

る。この手順は、2次系純水タンク供給弁の開弁、復水タンク供給弁の閉止操作を1名により、約4分で実施する。復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えについては補助給水ポンプを停止することなく切替えができる。

- ② 可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた蒸気発生器2次側による原子炉冷却の手順については、「IV-4.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等」における手順等と同じである。
- ③ 水源となるタンクの切替え完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないようにし、最終的には中間受槽に水源を切替える手順とする。

### (3) 炉心注入及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等

申請者は、炉心注入及び格納容器冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備（表IV-4.13-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉への注水、格納容器への注水中に燃料取替用水タンクの枯渇により機能喪失するおそれがある場合において、1次系純水タンク等の水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又は1次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合には、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給に着手する。この手順では、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給ラインの系統構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプの起動操作を計2名により、約25分で実施する。
- ② 1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できず、原子炉への注水、格納容器への注水中に燃料取替用水タンクの枯渇により機能喪失するおそれがある場合において、2次系純水タンク等の水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、又は1次冷却材配管大破断が~~発生~~し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給に着手する。この手順では、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給ラインの系統構成を行う操作を1名により、約25分で実施する。
- ③ 2次系純水タンクが使用できず、燃料取替用水タンクの枯渇等により燃料取替用水タンクへの供給が必要な場合において、燃料取替用水補助タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又は1次冷却材配管大破断が~~発生~~し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合には、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給に着手する。この

手順では、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの系統構成を行い、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給操作を1名により約25分で実施する。

- ④ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車等により原子炉格納容器へスプレイする手順については、「IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じである。

#### (4) 使用済燃料ピットへ水を供給する設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットへ水を供給するための設備（表IV-4.13-1参照。）を活用した手順等の方針については、「IV-4.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における使用済燃料ピットへ注水する手順と同じであるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.13-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
2次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、復水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットの故障に際して、宮山池、海水に代わる淡水を中間受槽へ供給する設備となり得る。
可搬型ディーゼル注入ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による事故収束設備となり得る。
ろ過水貯蔵タンク、電動消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、燃料取替用水タンクの枯渇や破損等に際して、代替水源としての設備となり得る。
可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時に際して、格納容器内の冷却による事故収束設備となり得る。
1次系純水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。

燃料取替用水補助タンク等	燃料取替用水補助タンクは共用設備であり、定期検査等の水源となっており必要な水量が確保できない場合もあるものの、代替水源としての設備となり得る。
--------------	---

#### IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 14関係）

本節では、電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等が、①第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1. 14項(以下「第57条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第57条等は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するため、必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第57条等における「必要な電力を確保するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

- イ) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）及び手順等。
- ロ) 常設代替電源設備として交流電源設備及び手順等。
- ハ) 上記イ) 及びロ) の代替電源設備は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る。
- ニ) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の給電が可能であること。ただし、「負荷の切り離しを行わず」には原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の給電を行うことが可能であること。
- ホ) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の給電を行うことが可能である可搬型直流電源設備。
- ヘ) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できる手順等。

ト) 複数号機が設置されている発電所では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめ手動で接続可能なケーブル等を敷設しておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意する手順等。

チ) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る。

申請者は、第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 常設代替電源（交流）として大容量空冷式発電機により給電を実施するための設備及び手順等
- ② 号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）により代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等
- ③ 可搬型代替電源（交流）として発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）により給電を実施するための設備及び手順等
- ④ 常設代替電源（直流）として蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用）により給電を実施するための設備及び手順等
- ⑤ 可搬型代替電源（直流）として直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により給電するための設備及び手順等
- ⑥ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 大容量空冷式発電機を代替電源（交流）として給電を実施するための設備及び手順等
- ② 蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用）を代替電源（直流）として給電を実施するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等が、第57条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第57条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（１）、（２）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順

### （１）第５７条等の規制要求に対する設備及び手順

#### ① 対策と設備

申請者は、第５７条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 常設代替電源（交流）からの給電。そのために、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 他号炉からの給電。そのために、他号炉のディーゼル発電機等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、号炉間電力融通ケーブル、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 可搬型代替電源（交流）からの給電。そのために、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 常設代替電源（直流）からの給電。そのために、蓄電池（安全防護系用）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、蓄電池（重大事故等対処用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 可搬型代替電源（直流）からの給電。そのために、直流電源用発電機、可搬型直流変換器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 代替所内電気設備による給電。そのために、重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤、変圧器車、可搬型分電盤等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、上記 a. の対策が第５７条等要求事項ロ）、上記 b. の対策が第５７条等要求事項ト）、上記 c. 及び e. の対策が第５７条等要求事項イ）、上記 d. の対策が、第５７条等要求事項ニ）、上記 f. の対策が第５７条等要求事項チ）に対応するものであることを確認した。

#### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 非常用高圧母線に接続された大容量空冷式発電機及び発電機車は、設計基準事故対処設備のディーゼル発電機に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. 蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用）は、必要な期間にわたり電力の給電が可能な設計とする。
- c. 直流電源用発電機、可搬型直流変換器等は、設計基準事故対処設備の蓄電池に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、直流電源用発電機は、必要な期間にわたり電力の給電が可能な設計とする。
- d. 重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤は、設計基準事故対処設備の所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、これらは設置場所で操作が可能な設計とする。
- e. 変圧器車、可搬型分電盤等は、所内電気設備に対して独立性を有し、設計基準事故対処設備の所内電気設備に対して位置的分散が図られた設計とする。また、これらは設置場所で操作が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量空冷式発電機、発電機車、直流電源用発電機、可搬型直流変換器、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤、変圧器車及び可搬型分電盤は設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、b)設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ること、c)直流電源用発電機は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり電力の給電が可能な設計とすること、d)蓄電池（安全防護系用及び重大事故等対処用）は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切離して計 24 時間の電力の給電が可能な設計とすること、e)重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤、変圧器車、可搬型分電盤等は少なくとも一系統は機能が維持され、設置場所で操作が可能であり接近性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から f. に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. から f. に掲げる重大事故等対処設備について、第 5 7 条等要求事項ハ)、ニ)、ホ)、チ)に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 外部電源及びディーゼル発電機からの給電ができない場合には、大容量空冷式発電機を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計3名により約15分で実施する。
- b. 予備変圧器の故障等により予備変圧器2次側電路による他号炉からの電力融通ができない場合において、他号炉の交流電源が健全な場合には、号炉間電力融通ケーブルによる他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの接続、給電操作、受電の確認等を計10名により約85分で実施する。
- c. 号炉間電力融通ケーブルによる他号炉からの電力融通ができない場合には、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、発電機車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を、高圧発電機車の場合は計5名により約110分、中容量発電機車の場合は計7名により約160分で実施する。
- d. 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）の故障等により代替電源（交流）から給電ができない場合において、他号炉の交流電源が健全な場合には、予備ケーブル（号炉間電力融通用）による他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの敷設、給電操作等を計24名により約180分で実施する。
- e. 全交流動力電源が喪失し、交流電源からの非常用直流母線への直流電源の給電が喪失した場合には、蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を非常用母線電圧等で確認する。
- f. 全交流動力電源が喪失した場合において、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器の準備が完了する前に、直流母線電圧が低下した場合には、蓄電池（重大事故等対処用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。この手順では、不要な負荷の切離し、電源からの給電操作、受電の確認等を計2名により約20分で実施する。
- g. 代替電源（交流）から給電できない場合には、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電の手順に着手

する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、受電の確認等を計7名により約120分で実施する。

- h. 所内電気設備の2系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を用いた大容量空冷式発電機を代替電源とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、受電の確認等を計6名により約40分で実施する。
- i. 所内電気設備の2系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、変圧器車、可搬型分電盤等を用いた発電機車を代替電源とした給電の手順に着手する。この手順では、発電機車の配置、電路の構成、電源からの給電操作、受電の確認等を計8名により、約6時間で実施する。
- j. 各発電機の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料補給作業着手時間に達した場合には、大容量空冷式発電機用燃料タンク、発電機車及び直流電源用発電機への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリの準備、ホースの敷設、給油等を計6名により、大容量空冷式発電機及び号炉間電力融通時の他号炉のディーゼル発電機に対して約115分、発電機車及び直流電源用発電機に対して約80分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順として a.、b.、c.、d. の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として e.、f.、g. の順に設定して明確化していること、b) 代替電源からの給電、燃料補給の手順等について、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、d) トランシーバ等の必要な連絡手段を確保していること、e) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記 c. 及び g. の手順等が第57条等要求事項へ）に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第57条等要求事項イ)、ロ)、ニ)、ト)、チ) に対応すること、①に掲げる重大事故等対処設備がハ)、ニ)、ホ)、チ) に適合する設計方針であること、③c. 及び g. の手順等が第57条等要求事

項へ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第57条等に適合するものと判断した。

## (2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順

申請者は、有効性評価(第37条)において、必要な電力を確保するために、大容量空冷式発電機を代替電源(交流)とした給電及び蓄電池(安全防護系用及び重大事故等対処用)を代替電源(直流)とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1)①a.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重要事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において、電源の確保に関して必要となる重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等を、第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

## 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

### (1) 電源の確保に関する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、電源の確保に関する機能を回復させるための設備(表IV-4.14-1参照。)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 大容量空冷式発電機の故障等により代替電源(交流)からの給電ができない場合であって、他号炉の交流電源が健全な場合には、予備変圧器2次側電路による他号炉からの電力融通による代替電源(交流)からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計5名により約85分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、更なる重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.14-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由  
(交流電源喪失時)

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
予備変圧器 2 次側電路	耐震 S クラスの能力を持たないものの、他号炉の交流電源が健全な場合は電力融通の手段となり得る。

#### IV-4. 15 計装設備及びその手順等（第 58 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 15 関係）

本節では、計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、第 58 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 15 項（以下「第 58 条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対応をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第 58 条等は、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第 58 条等における「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順。

イ-1) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位。

イ-2) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量。

イ-3) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定める。

ロ) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する設備及び手順。

ハ) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視する手順等（テスター又は換算表等）。

また、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。(最高計測可能温度等)

申請者は、第58条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等
- ② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等
- ③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等
- ④ パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等
- ⑤ 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力を明確化する(最高計測可能温度等)。

(2) 規制委員会は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等が、第58条等に基づく要求事項に対応し、適切に整備される方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要な監視パラメータ(表IV-4. 15-1参照。)を選定し、代替パラメータを計測する計器(以下「重

要代替計器」という。)を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電。そのために、大容量空冷式発電機等(※<sup>59</sup>)、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、緊急時運転パラメータ伝送システム(以下「SPDS」という。)、SPDSデータ表示装置、可搬型温度計測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネル(※<sup>60</sup>)又は他ループによる監視及びパラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器(以下「重要計器(他チャンネル又は他ループ)」(※<sup>61</sup>)という。)及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a.の対策が第58条等要求事項イ)、ロ)、①b.の対策が第58条等要求事項ハ)、①c.及びd.の対策が第58条等要求事項ロ)に対応するものであること、①d.の対策が第58条のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであることを確認した。

表Ⅳ-4. 15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要な監視パラメータ

重要な監視パラメータ	主要パラメータ(代表)(※ <sup>62</sup> ) (計測範囲)	設計基準事故時の値	代替パラメータ(代表)(※ <sup>63</sup> )	
			主要パラメータを計測する計器に故障の疑いがある場合	主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超えた場合(※ <sup>64</sup> )
原子炉圧力容器内の温度	1次系冷却材高温側温度(広域) (0~400℃)	337℃	主要パラメータの他ループ	炉心損傷の判断値(350℃)を監視可能。さらに可搬型計測器に

(※<sup>59</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、審査書「Ⅳ-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理。

(※<sup>60</sup>) 申請者は、「重要な監視計器については、単一故障を想定してもパラメータを監視できなくなるように1つのパラメータを複数の計器で監視しており、複数の計器の1つを指すときにチャンネル」と定義。

(※<sup>61</sup>) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「重要計器(他チャンネル又は他ループ)」と記載。

(※<sup>62</sup>) 複数ある主要パラメータの代表を記載(【 】内は、多様性拡張設備)。

(※<sup>63</sup>) 複数ある代替パラメータの代表を記載。

(※<sup>64</sup>) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

				て、0～500℃まで計測可能。
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却系圧力 (0～21MPa (※ <sup>65</sup> ))	17.7MPa	主要パラメータの他 チャンネル	重大事故等時において、1次系最高使用圧力(17.16MPa)の1.2倍(20.59MPa)を監視可能。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位 (0～100%)	89%以下	主要パラメータの他 チャンネル 原子炉容器水位計	重大事故等時において、加圧器の下部に位置する原子炉容器水位計にて原子炉容器頂部～底部まで監視可能。
原子炉圧力容器への注水量	S A用低圧炉心 注入及びスプレ イ積算流量 (0～160m <sup>3</sup> /h)	—	燃料取替用水タンク 水位	重大事故等時のポンプの注水量(0～140m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	S A用低圧炉心 注入及びスプレ イ積算流量 (0～160m <sup>3</sup> /h)	—	燃料取替用水タンク 水位	重大事故等時のポンプの注水量(0～140m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0～220℃)	119℃	主要パラメータの他 チャンネル	重大事故等時の最大値(138℃)を監視可能(さらに可搬型計測器にて、計測可能)。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力 (0～350kPa)	211kPa	主要パラメータの他 チャンネル AM用格納容器圧力 (0～1MPa)	重大事故等時の最大値(0.490MPa)をAM用格納容器圧力で監視可能。
<del>原子炉格納容器内</del> <del>原子炉格納容器内</del> の水位	原子炉下部キャ ビティ水位 (※ <sup>66</sup> )	—	格納容器内再循環サ ンプ広域水位	重大事故等時において、必要な水量が原子炉下部キャビティ室にあることを監視可能。

(※<sup>65</sup>) 圧力はゲージ圧。以下、この表において同じ。

(※<sup>66</sup>) 申請者は、商業機密のため、非公開としている。

原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (0~20vol%)	—	主要パラメータの予備 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 電気式水素燃焼装置動作監視装置	重大事故等時の全炉心水-ジルコニウム反応における水素濃度の最大値 (13vol%) を監視可能。
アニュラス内の水素濃度	【アニュラス水素濃度 (0~20vol%)】	—	可搬型格納容器水素濃度計測装置 アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率格納容器内高レンジエリアモニタB	アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率と格納容器内高レンジエリアモニタ B との放射線量率の比により、漏えい量を推定し、漏えい率からアニュラス内の水素濃度を推定。計測範囲は、格納容器水素濃度と同様。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ B <u>(<math>10^3 \sim 10^8</math> mSv/h)</u> <del>(<math>10^3 \sim 10^8</math> mSv/h)</del>	( $10^5$ mSv/h)	主要パラメータの他チャンネル	炉心損傷の判断値 ( $10^5$ mSv/h) を監視可能。
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束 (0~120%)	定格出力の約88倍	主要パラメータの他チャンネル	設計基準事故初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様。
最終ヒートシンクの確保	【AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力	—	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) (0~1MPa)	重大事故等時の加圧目標値 (0.255MPa) を原子炉補機冷却水サージタ

	(0~1MPa)】			ンク圧力 (SA) で監視可能。
格納容器 バイパス の監視	蒸気発生器狭域 水位 (0~100%)	—	主要パラメータの他 チャンネル 蒸気発生器広域水位 計 1 次系冷却材高温側 温度 (広域) 1 次系冷却材低温側 温度 (広域)	蒸気発生器広域水位 は、蒸気発生器湿分分 離器下端～管板付近ま で監視可能。 SG ドライアウトを監視 可能。
<u>水源の確保</u> <u>水源の確保</u>	燃料取替用水タ ンク水位 (0~100%)	100%	主要パラメータの他 チャンネル	重大事故等時におい て、水位 (0~100%) を 監視可能。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を明確にする。
- b. 設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていること、b) 重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、代替パラメータ及び可搬型計測器により原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していること、c) SPDS 等により重大事故等の対応に必要なパラメータが一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第58条等要求事項二）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合には、重要計器（他チャンネル又は他ループ）によるパラメータの推定の手順に着手する。
- b. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。
- c. 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を1名により約20分で実施する。
- d. 重大事故等が発生した場合には、SPDS等によるパラメータの記録の手順に着手する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)推定する手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位を定めて有効な情報を把握することとしていること、c)可搬型計測器によるパラメータの監視手順については、計測範囲、測定場所を明確にするとともに換算表等を定め必要な教育を行うこととしていること、d)SPDS等により重大事故等の対応に必要となるパラメータが記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存すること、e)ヘッドライト等により夜間でのアクセス性を確保していること、f)有線通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、g)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第58条等要求事項イ)、ロ)、①b. の対策が第58条等要求事項ハ)、①c. 及び d. の対策が第58条等要求事項ロ) に対応するものであること、①d. の対策が第58条のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備が第58条等要求事項ニ) に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備する方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求している。

これに対して、申請者は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、重要計器（他チャンネル又は他ループ）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 15-2参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れた場合、若しくは計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル又は他ループ）。」（※<sup>67</sup>）という）、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。

#### (2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

---

(※<sup>67</sup>) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

申請者は、直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．１５－２参照。）を用いた主な手順等として、直流電源喪失により、炉外核計装装置、放射線監視装置のパラメータが監視できない場合には、可搬型バッテリー（炉外核計装盤用、放射線監視盤用）による電源機能回復に着手するとしている。この手順では、炉外核計装装置の回復操作を計３名により約５５分、放射線監視装置の回復操作を計３名により約４０分を実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１５－２ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
当該パラメータの常用計器（他チャンネル又は他ループ）及び常用代替計器	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は、耐環境性がない計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。 例) 炉心出口温度（0～650℃）は、1次系冷却材高温側温度（広域）の常用代替計器であり、可搬型計測器を接続することで、約1300℃まで計測可能となる。
可搬型バッテリー（炉外核計装盤用、放射線監視盤用）	代替電源による給電ができない場合において、バッテリーの容量に限度があるものの、炉外核計装装置、放射線監視装置の専用電源とすることで、格納容器内高レンジエリアモニタ、炉外中性子束等の重要なパラメータの定期的な傾向監視を行う手段となり得る。
プラント計算機（計算機運転日誌、警報記録）	重大事故等対処設備に要求される耐震性を有していないものの、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段となり得る。

**Ⅳ－４．１６ 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第２６条、第５９条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１６関係）**

本節では、原子炉制御室について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第26条に基づき追加要求となった、原子炉制御室に原子炉施設外の状況を把握できる設備を有することを確認した。

重大事故等対処施設としては、重大事故が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

## 1. 審査の概要

- (1) 第26条第1項第2号は、発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有することを要求している。また、第26条の設置許可基準規則解釈第2項は、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第59条等は、原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備及び手順等を要求している。第59条等における「運転員がとどまるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性については次の要件を満たすものであること。

イ) -1. 第37条において想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。

イ) -2. 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。

イ) -3. 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。

イ) -4. 判断基準は、運転員等の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

ロ) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

ハ) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）への代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等。

申請者は、第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 中央制御室遮蔽による適切な遮蔽、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニットによる室内の適切な空調管理のための設備及び手順等
- ② 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確保するための設備及び手順等
- ③ 運転員等のマスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備
- ④ チェンジングエリア設営用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するためにチェンジングエリアを設ける設備及び手順等
- ⑤ 大容量空冷式発電機からの給電により、中央制御室用の空調及び照明を維持するための設備及び手順等（※<sup>68</sup>）

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、運転員等が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1)、(2)に関する具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第26条としての要求

申請者は、第26条の規定に適合するため、同条第1項第2号の追加要求規

---

(※<sup>68</sup>) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の周辺状況（海側、山側）を昼夜にわたり把握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とする。
- ② 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、監視カメラ及び気象観測設備等を設置することにより、原子炉制御室から原子炉施設外の状況を昼夜にわたり把握することができる方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

## （２）第５９条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、第５９条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン等の中央制御室空調設備により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等のマスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で運転員等の被ばく線量が実効線量において 7 日間で 100mSv を超えないようにする。
- b. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確保。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 可搬型照明により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型照明を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

規制委員会は、上記 a. の対応が第５９条等要求事項イ)、上記 d. の対応が第５９条等要求事項ロ) に対応するものであることを確認した。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. ~~中央制御室遮蔽~~、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、~~中央制御室非常用循環フィルタユニット~~は、2系統を有し、また1、2号炉共用によって多重性を備える。
- b. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、保管場所を分散させるとともに、故障時のバックアップを含めた数を確保する。
- c. 可搬型照明は中央制御室通常照明に対して多様性を備え、その保管場所を分散させるとともに、故障時のバックアップを含めた数を確保する。
- d. 中央制御室の空調及び照明に対して、代替電源設備から給電ができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)中央制御室遮蔽による遮蔽、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファンによる空調管理に加え、外気を遮断し、中央制御室非常用循環ファン及び中央制御室非常用循環フィルタユニットを介することによる適切な空調管理により居住性を確保できること、また、全面マスクの着用及び運転員等の交代を考慮することで運転員等の被ばくによる実効線量の低減を図り、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えない方針であること、b)酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、外気の遮断以降、室内の濃度の確認ができること、c)可搬型照明は、配備されている通常照明に対して多様性を有していること、d)中央制御室の代替電源設備は、大容量空冷式発電機とし、独立した電源供給ラインより給電が可能であることから、外部電源及びディーゼル発電機に対して多様性、独立性を有していること及び異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認した。

なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定し、遮蔽、空調管理、全面マスクの着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で1号炉では約19mSv、2号炉では約14mSvと評価していることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から c. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. に掲げる対策が第59条等要求事項イ)-4に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。

- a. 安全注入信号発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気空調系隔離信号の発信が確認された場合には、中央制御室非常用循環ファン等で構成する中央制御室換気空調設備の起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環ファンの起動、中央制御室外気取り入れダンパ及び中央制御室排気ラインの全てのダンパの閉止、事故時外気隔離モードの運転を中央制御室において 1 名で確認する。
- b. 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードにできない場合には、中央制御室非常用循環系の起動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環系を運転するため、現場でのダンパの開操作を計 8 名により約 45 分で実施する。
- c. 重大事故が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合には、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクの着用及び運転員事故時勤務体制へ移行する手順に着手する。この手順では、中央制御室にとどまる運転員等が全面マスクを着用する。
- d. 中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードとなった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を 1 名で実施する。
- e. 中央非常用照明が使用できない場合には、可搬型照明による中央制御室の照明を確保する手順に着手する。この手順は、中央制御室において照明を確保するもので、1 名により実施する。
- f. 原子力災害特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェン징エリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェン징エリアの設置を 2 名により 2 箇所を約 60 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室の適切な空調管理を行うための手順等を整備し、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を実施するとしていること、c) 運転員等の被ばく線量が実効線量において 7 日間で 100mSv を超えないための手順等を整備していること、d) 可搬型照明の保管、配備のための手順等を整備していること、e) 中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備している

ことを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が、①a. から d. に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第59条等要求事項イ)、①d. の対策が第59条等要求事項ロ) に対応するものであること、①a. の対策が第59条等要求事項イ) -4 に適合する設計方針であること、①a. から d. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 中央制御室の照明確保のための設備及び手順等

申請者は、中央制御室内の照明確保のための設備（表Ⅳ－4. 16－1 参照。）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、中央非常用照明及び蓄電池内蔵型照明は通常時に使用する設備であり、継続して使用している。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 16－1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
中央非常用照明 蓄電池内蔵型照明	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、中央制御室の照明の代替設備となり得る。

#### IV-4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係）

本節では、監視測定設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった、モニタリングポストをが非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等が、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

(1) 第31条の設置許可基準規則解釈第5項は、モニタリングポストについて、非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧までの期間を担保電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

(2) 第60条等は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備及び手順等の整備を要求している。第60条等における「原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設備及び手順

- ロ) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備の配備
- ハ) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設備及び手順
- ニ) 代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備及び手順等
- ホ) 敷地外でのモニタリングについては、他の機関との適切な連携体制を構築する手順等
- ヘ) 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段の検討

申請者は、第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合に可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等
- ② モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合に放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等
- ③ 発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型エリアモニタ又は放射能測定装置により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果を記録するための設備及び手順等
- ④ 気象観測設備が機能喪失した場合に可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等
- ⑤ 代替交流電源設備である大容量空冷式発電機からの給電により、モニタリングステーション及びモニタリングポストでの放射線量の監視、測定を継続するための設備及び手順等（※<sup>69</sup>）
- ⑥ 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従って実施する体制の構築
- ⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出され

（※<sup>69</sup>）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4.1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

る放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、第60条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第60条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1)、(2)に関する具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第31条としての要求

申請者は、第31条の規定に適合するため、第31条の設置許可基準規則解釈第5項の追加要求規定について、以下の設備を整備している。

- ① モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置を設置し、電源切替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。
- ② 中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線（一部衛星回線を含む。）によって多様性を備えた設計とする。

規制委員会は、申請者による監視測定設備の設計において、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用所内電源に接続するとともに、外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機からの電力供給が開始されるまでの間についても無停電電源装置により電力を供給することができる方針としていること、また、これらの伝送系は有線及び無線（一部衛星回線を含む。）によって多様性を有するものとする方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

### (2) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

#### ① 対策と設備

申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備している。

- a. モニタリングステーション又はモニタリングポストにより、放射線量を測定し、その結果を記録する。モニタリングステーション及びモニタリングポストを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録。そのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合には、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、放射能測定装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータ及び放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、 $\beta$  線サーベイメータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータ及び放射能測定装置及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。
- g. 重大事故等による周辺汚染に対しては、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリングステーション又はモニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。

規制委員会は、上記 a. から d. の対策が第 60 条等要求事項イ) 及びロ)、上記 e. の対応が第 60 条等要求事項ハ)、上記 f. の対応が第 60 条等要求事項ホ)、上記 g. の対応が第 60 条等要求事項ヘ) に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬型モニタリングポストは、モニタリングステーション、モニタリングポストに対して多様性を備えた設計とし、位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- b. 放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ）は、モニタリングカー搭載機器に対して多様性を備えた設計とし、位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- c. 可搬型エリアモニタ及び電離箱サーベイメータは、必要な台数を確保する。
- d. 可搬型気象観測装置については、気象観測設備に対する位置的分散を図るとともに、代替測定に必要な台数を確保する。
- e. 小型船舶は、周辺海域での放射線量等の測定に必要な台数を確保する。
- f. モニタリングステーション又はモニタリングポストに対して、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬型モニタリングポスト、放射能測定装置は、モニタリングステーション、モニタリングポスト及びモニタリングカー搭載機器に対して、放射性物質の濃度、放射線量の代替測定に必要な台数を確保し、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた数量を確保するとともに、緊急時対策所に保管することで位置的分散を図ること、b)可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータは、必要な台数を確保し、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた数量を確保し、緊急時対策所に保管すること、c)可搬型気象観測装置は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数を確保し、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた数量を確保するとともに、気象観測設備に対して、緊急時対策所に保管することで位置的分散を図ること、d)小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度、放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できるとともに、必要な台数を確保し、故障時のバックアップを加えた台数を確保すること、e)モニタリングステーション及びモニタリングポストは、代替電源設備である大容量空冷式発電機からの給電に対応した設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から e. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①の方針に従って整備する設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 発電所敷地境界付近の放射線量をモニタリングステーション又はモニタリングポストにより測定し、その結果を記録する。モニタリングステーション及びモニタリングポストでは連続した測定を行う。
- b. 重大事故等が発生した後、モニタリングステーション又はモニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順は、2名で可搬型モニタリングポストを順次5台配置する場合には約2時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- c. 重大事故等が発生した後、モニタリングカーに搭載しているダスト・よう素測定装置等が測定機能を喪失したことを確認した場合には、放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する。この手順では、2名で車両にて移動後、測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約1時間で実施する。
- d. 原子炉格納容器排気筒モニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約1時間で実施する。
- e. 廃棄物処理設備排水モニタの指示値等により放射線量を確認し、放水に放射性物質が含まれているおそれがある場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、3名で測定及び記録を行い、約3時間で実施する。
- f. 原子炉格納容器排気筒モニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約1時間で実施する。
- g. 原子炉格納容器排気筒モニタの指示値等により放射線量を確認し、モニタリングが必要と判断された場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を2名で約2時間で実施し、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を含め 2名で 1箇所当たり約2時間で実施する。
- h. 原子力災害対策特別措置法第10条事象と判断した場合には、可搬型エリアモニタによる放射線量を測定する手順に着手する。この手順

では、2名で順次配置を約2時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

- i. 気象観測設備の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置を4名、約3時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- j. 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。
- k. 放射性物質放出のおそれを確認した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手し、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器の養生を実施する。また、バックグラウンド値が通常より高い場合には、設備の除染、土壌の撤去、周辺樹木の伐採等により、バックグラウンド低減対策を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順等を明確化していること、b)原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定については、モニタリングステーション又はモニタリングポストによる測定が行われること、また、モニタリングステーション又はモニタリングポストの代替測定として、可搬型モニタリングポストの運搬、機器据え付け、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、c)空気中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定について、可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータ、放射能測定装置の運搬、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、d)海上での放射性物質の濃度及び放射線量の測定について、小型船舶の準備、放射能測定装置の運搬、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、e)気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定が行われること、また代替測定として、可搬型気象観測装置の運搬、機器据え付け、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、f)敷地外でのモニタリングについての国、地方公共団体との連携体制を整備していること、g)周辺汚染により測定ができなくなることを避けるためのバックグラウンド低減対策の手順等を整備していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が、①a. から g. に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. から d. の対策が第 60 条等要求事項イ) 及びロ)、①e. の対策が第 60 条等要求事項ハ)、①f. の対策が第 60 条要求事項ホ)、①g. の対策が第 60 条要求事項ヘ) に対応するものであること、①a. から g. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 43 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 60 条等に基づく要求事項に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対応における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等対処のための設備及び手順等の多様性を拡げることにより重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、放射線量等を監視測定するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 放射線量等の測定のための自主的な対策としての設備及び手順

申請者は、放射線量等の測定を行うための設備（表Ⅳ-4. 17-1 参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングカーは、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。
- ② モニタリングカーに搭載している測定機器の故障等の場合、Ge $\gamma$  多重波高分析装置、ZnS シンチレーション計数装置及び GM 計数装置による測定に着手する。
- ③ 気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。

#### (2) 放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、モニタリングステーション及びモニタリングポストへの交流電源の供給が途絶えた場合の給電のための設備（表Ⅳ-4. 17-1 参照。）を用いた主な設備及び手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリングステーション又はモニタリングポストの交流電源が喪失した場合には、専用の非常用発電機及び無停電電源装置が自動起動し給電を開始する。起動状況は中央制御室において確認する。
- ② 大容量空冷式発電機からモニタリングステーション又はモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の非常用発電機及び無停電電源装置から大容量空冷式発電機に自動で切り替わる。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． １７－１ 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	多様性拡張設備に位置付けた理由
モニタリングカー	通常時より使用しており、重大事故等時に使用できる場合は、測定手段として有効である。
Ge γ線多重波高分析装置、ZnSシンチレーション計数装置、GM計数装置	モニタリングカーに搭載している測定機器の故障に対して、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較し、測定終了までに時間を要するため、重大事故発生後初期には期待できないものの、放射性物質の濃度測定手段となり得る。
気象観測設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全な場合には、風向、風速その他の気象条件の監視、測定及び記録する手段として有効である。
モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機及び無停電電源装置	モニタリングステーション又はモニタリングポストの受電設備の故障等のため、受電ができない場合に対して、モニタリングステーション又はモニタリングポストの機能維持に有効である。

**Ⅳ－４． １８ 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第３４条、第６１条及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １８ 関係）**

本節では、緊急時対策所について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第３４条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第６１条及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １８ 項（以下「第６１条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

本申請では緊急時対策所として、代替緊急時対策所と緊急時対策所（免震重要棟内）を設置するとしている。また、本申請では、初めに緊急時対策所として代替緊急時対策所が整備され、緊急時対策所（免震重要棟内）設置後においては、代替緊急時対策所は、その機能に係る設備も含めて緊急時対策所として使用しないとしている。

本節では、緊急時対策所としての対策、設計方針等がほぼ同一であることから、代替緊急時対策所について記述し、緊急時対策所（免震重要棟内）については代替緊急時対策所と異なる箇所についてのみ記述することとした。

## 1. 審査の概要

(1) 第34条は、一次冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設置することを追加要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に緊急時対策所を整備する方針であることを確認した。

(2) 第61条等は、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員がとどまることができる適切な措置を講じること、②必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること、③発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること、④重大事故等に対処するために必要な数の対策要員を収容できること及びこれらの手順等を整備することを要求している。第61条等における緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等を整備したものとしている。

イ) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。

ロ) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。

ハ) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。

ニ) 緊急時対策所の居住性が確保され、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。

- ホ) 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件(※<sup>70</sup>)に適合するものとする。
- へ) 対策要員の装備(線量計及びマスク等)が配備され、放射線管理が十分できること。
- ト) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
- チ) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。
- リ) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

また、「重大事故等に対処するために必要な数の対策要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の対策要員を含むものとする。

申請者は、第61条等の要求事項に対応するため、以下の措置を行うための設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 代替緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置。緊急時対策所(免震重要棟内)は、免震構造とする。
- ② 代替緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するため位置的分散を確保する。
- ③ 代替電源設備(代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所(免震重要棟内)用発電機及び大容量空冷式発電機)からの給電を可能とする設備及び手順等(※<sup>71</sup>)を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。
- ④ 遮蔽、空気浄化ファン等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等。
- ⑤ 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件に適合するものとする。
- ⑥ 対策要員の装備(線量計、マスク等)の配備。放射線管理のための手順等。

---

(※<sup>70</sup>)

- ・ 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ・ プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
- ・ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- ・ 判断基準は、対策要員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

(※<sup>71</sup>) 代替電源設備のうち、大容量空冷式発電機に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

- ⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。
- ⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。
- ⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等。
- ⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等。
- ⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の対策要員を収容するための設備及び手順等。

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1)、(2)に関する具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第34条としての要求

申請者は、第34条の追加要求規定に適合するため、以下の設備を整備する方針としている。

- ① 原子炉施設に異常が発生した場合に、発電所内の対応と状況の把握等のため、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。
- ② 免震重要棟内に緊急時対策所を設置した後は、代替緊急時対策所の継続使用する一部のものを除き、代替緊急時対策所は廃止する設計とする。

規制委員会は、申請者による緊急時対策所の設計において、原子炉制御室以外の場所に設置する方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

### (2) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

## ① 対策と設備

申請者は、第 6 1 条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 代替電源からの給電。そのために、代替緊急時対策所用発電機を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、緊急時対策所（免震重要棟内）については、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機用燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機用給油ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 代替緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、代替緊急時対策所エリアモニタ、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、緊急時対策所（免震重要棟内）は、同様の目的で、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所（免震重要棟内）の緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所（免震重要棟内）エリアモニタ、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等に対処するために必要な数の対策要員の収容。そのために、対策要員の装備（線量計及びマスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに 1 週間活動するための飲料水、食料等及びチェン징ングエリア設営用資機材等を新たに整備する。
- d. 代替緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、~~緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS)~~、SPDS データ表示装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 代替緊急時対策所と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備、及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、上記 a. 対策が第 6 1 条等基準要求ハ)、上記 b. の対策が第 6 1 条基準要求ニ)、上記 c. の対策が第 6 1 条等基準要求ヘ)、ト)、チ) 及びリ) に対応するものであることを確認した。

また、上記 a. 及び b. の対策が第 6 1 条等のうち①重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員がとどまるための対策、上記 c. の対策が第 6 1 条等のうち④重大事故等に対処するために必要な数の対策要員を収容するための対策、上記 d. の対策が第 6 1 条等のうち②重大事故等に

対処するために必要な情報を把握するための対策、上記 e. の対策が第 6 1 条等のうち③発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けることの対策に対応するものであることを確認した。

## ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 代替緊急時対策所は、地震力により機能を喪失しないとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置。緊急時対策所（免震重要棟内）は、免震構造とする。
- b. 代替緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。
- c. 代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所に給電するため、多重性を確保する。
- d. 代替緊急時対策所は、居住性を確保し、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替緊急時対策所は、基準地震動に対する地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、緊急時対策所（免震重要棟内）は、基準地震動に対する地震力に対し、免震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、b)代替緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで位置的分散を図ること、c)代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを 3 台保管することで多重性を確保すること、d)代替緊急時対策所は、建屋と一体となった遮蔽、代替緊急時対策所換気設備（空気浄化ファン、空気浄化フィルタユニット及び加圧設備）及び気密性により、代替緊急時対策所にとどまる対策要員の被ばく線量が実効線量において事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とすることを確認した。

なお、対策要員の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件に入れていない評価を行い、代替緊急時対策所は 7 日間で 34mSv、緊急時対策所（免震重要棟内）は 7 日間で 30mSv であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から e. に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的

な要求事項) に適合する措置等を講じた設計方針であることを確認した。

よって、規制委員会は、申請者が①a. から e. に従って整備する重大事故等対処設備について、第61条等要求事項イ) からホ) に適合する設計方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を活用した手順等について、主な手順等は以下のとおりとしている。

#### ③-1 代替電源設備からの給電の手順

- a. 全交流動力電源が喪失し、早期の電源回復が不能の場合には、代替緊急時対策所用発電機の起動の手順に着手する。この手順では、代替緊急時対策所用発電機、代替電源交流電源盤の操作を**総括班他**1名により約10分で実施する。

#### ③-2 居住性を確保するための手順等

- a. 代替緊急時対策所を立ち上げる場合には、代替緊急時対策所空気浄化装置運転の手順に着手する。この手順では、代替緊急時対策所空気浄化装置の操作等を**総括班他**1名により約20分で実施する。
- b. 可搬型エリアモニタ（加圧判断用）の指示が30mSv/h以上又は代替緊急時対策所エリアモニタの指示が0.5mSv/h以上となった場合には、代替緊急時対策所空気浄化装置を停止し、代替緊急時対策所加圧設備による代替緊急時対策所内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、代替緊急時対策所排気手動ダンパ、代替緊急時対策所空気浄化ファン給気手動ダンパ及び空気ポンベ流量調整ユニット出口弁等の操作を**計総括班他**3名により約2分で実施する。
- c. 可搬型エリアモニタ（加圧判断用）及び代替緊急時対策所エリアモニタにて空気吸収線量率等の指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合には、希ガスの放出の収束により、代替緊急時対策所加圧設備による代替緊急時対策所の加圧を停止し、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する手順に着手する。この手順では、代替緊急時対策所加圧設備、代替緊急時対策所空気浄化装置、代替緊急時対策所空気浄化ファン給気手動ダンパ、空気ポンベ流量調整ユニット出口弁、代替緊急時対策所排気手動ダンパの操作を**計総括班他**3名により約2分で実施する。
- d. プルーム通過中において、代替緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員49名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策要員38名との合計87名と想定している。プルー

ム放出のおそれがある場合、この対策要員数を目安とし、最大収容可能人数（100名）の範囲で代替緊急時対策所にとどまる対策要員を判断する。

③-3 必要な数の対策要員の収容に係る手順等

- a. 可搬型エリアモニタにて空気吸収線量率等を監視し、ブルームの通過及び屋外作業可能なレベルまでの線量率低下を確認した場合には、代替緊急時対策所のチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順は、床面養生、ポリハウス及び各資機材の設置等を計2名により約30分で実施する。
- b. 代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めて最大100名を収容する。このため、対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持・管理する。

③-4 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関わる手順等

- a. SPDS データ表示装置は、代替緊急時対策所立ち上げ時に総括班他1名により操作する。
- b. 重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を代替緊急時対策所に配備し、常に最新となるよう維持・管理する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 代替緊急時対策所の居住性を確保するため、代替緊急時対策所換気設備等の空気浄化装置、排気手動ダンパ等の操作手順等を整備していること、c) 代替緊急時対策所用発電機から代替緊急時対策所への給電について、代替緊急時対策所用発電機の起動、代替緊急時対策所発電機へのケーブル接続、代替緊急時対策所発電機への給油等の操作手順等を整備していること、d) 代替緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設置等の手順等を定めていること、e) 対策要員が7日間外部からの支援がなくても代替緊急時対策所の機能を維持できる資機材を確保していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から e. に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. から e. の対策が基準 6 1 条等要求事項ハ)、ニ)、へ) からリ) 及び情報把握、通信連絡、収容数に関する要求に対応するものであること、①a. から e. に従って整備する重大事故等対処設備が基準 6 1 条等要求事項イ) からホ) に適合する設計方針であること、①a. から e. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 6 1 条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等 への 対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所外との通信連絡を行うための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

#### (1) 発電所外との通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所外との通信連絡を行うための設備（表Ⅳ－4. 1 8－1 参照。）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、電力保安通話信用電話設備、無線連絡設備、テレビ会議システム（社内）、及び加入電話設備を使用するとしており、その手順は、「Ⅳ－4. 1 9 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等」において記載のとおりとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等 への 対処 を より確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 1 8－1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電力保安通話信用電話設備、無線連絡設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。

#### IV-4. 19 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 19関係）

本節では、通信連絡設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について確認した。

設計基準対象施設としては、第35条第1項及び同条第2項に基づき追加要求となった、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすること、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 19項（以下「第62条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

##### 1. 審査の概要

- (1) 第35条第1項は、設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすることを追加要求している。また、同条第2項は、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを追加要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第62条等は、原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第62条等における「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 通信連絡設備が、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とするための設備及び手順等

ロ) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等

申請者は、第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機又は大容量空冷式発電機及び手順等（※<sup>72</sup>）

② 計測等行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第62条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1)、(2)に関する具体的な審査内容は以下のとおり。

## 2. 規制要求に対する設備及び手順等

### (1) 第35条としての要求

申請者は、第35条第1項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備している。

① 本発電所内の通信設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。

② 代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）へ事故状態等の把握に必要なデータを転送できる設備として、データ伝送設備を設置する設計とする。

③ これらの設備については、非常用所内電源及び無停電電源に接続する設計とする。

また、第35条第2項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備している。

① 発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信設備を設置する設計とする。

(※<sup>72</sup>) 大容量空冷式発電機に関する設備及び手順等については、「IV-1. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）については、「IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等」において整理。

- ② 緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する設備（以下「データ伝送設備」という。）として、データ伝送設備を設置する設計とする。
- ③ 通信設備及びデータ伝送設備は、有線、無線又は衛星回線による多様性を備えた専用回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。
- ④ これらの設備については、非常用所内電源及び無停電電源に接続する設計とする。

規制委員会は、申請者による設計が、以下の方針としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

- ① 設計基準事故が発生した場合において、本発電所内の人に必要な指示をするため、共通要因又は従属要因によって同時に機能が損なわれないように多様性を確保した通信連絡設備を設ける。
- ② 本発電所外の必要な場所と通信連絡するため、通信連絡設備及びデータ伝送設備が常時使用できるよう、専用通信回線は、共通要因又は従属要因によって同時に機能が損なわれないように通信方式の多様性を有し、輻輳等による制限を受けることなく使用できる。
- ③ これら通信連絡設備等は非常用所内電源及び無停電電源に接続する。

## （２）第 6 2 条等の規制要求に対する設備及び手順等

### ① 対策と設備

申請者は、第 6 2 条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 衛星携帯電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、~~緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）~~、SPDS データ表示装置等へ給電。そのため、代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機又は大容量空冷式発電機を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測等行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を重大事故等対処設備として新たに整備し、衛星携帯電話設備及び携帯型通話設備を重大事故等対処設備として位置付けるとともに増設する。

規制委員会は、上記 a. の対策が第 6 2 条等基準要求イ）、上記 b. の対策が第 6 2 条基準要求ロ）に対応するものであることを確認した。

### ② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 衛星携帯電話設備（固定型）、無線連絡設備、携帯型通話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、~~緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）~~及び SPDS データ表示装置は、代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機又は大容量空冷式発電機から給電され、多様性を有する。
- b. 衛星携帯電話設備、携帯型通話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等は多様性を有する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)衛星携帯電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等は、代替緊急時対策所用発電機、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機及び大容量空冷式発電機から給電され、これらの電源は、水冷であるディーゼル発電機等に対し空冷式であることから、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していること、b)衛星携帯電話設備、無線連絡設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、~~緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）~~は、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式を備えることで、多様性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

### ③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ③-1 代替電源設備からの給電
  - a. 全交流動力電源喪失時において、大容量空冷式発電機、代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機等により、衛星携帯電話設備（固定型）、無線連絡設備、携帯型通話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、~~緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）~~、SPDS データ表示装置への給電に着手する。  
これらのうち大容量空冷式発電機に関する手順は、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計 3 名により、約 15 分で実施する。
- ③-2 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有
  - a. 発電所内

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を現場と中央制御室との間では携帯型通話設備、現場又は中央制御室と代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）との間では衛星携帯電話設備により共有する手順に着手する。これらのうち携帯型通話設備に関する手順は、携帯型通話設備の中継コード接続、電源及び乾電池残量の確認、連絡等を現場と中央制御室で実施する。

b. 発電所外

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）と本店、国、地方公共団体との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認、通信先との接続操作等を代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 衛星携帯電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等は、代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機、大容量空冷式発電機等に接続された所内の電源系統から給電できる手順等を整備すること、c) 炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等は、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により発電所内外で共有される手順等を整備することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. 及び b. に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、上記①a. の対策が第6 2条等要求事項イ)、上記①b. の対策が第6 2条等要求事項ロ) に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第4 3条等に従って適切に整備される方針であることから、第6 2条等に適合するものと判断した。

### 3. 自主的対策のための設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための多様性拡張設備、手順等を整備するとしている。

#### (1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備(IV-4.18-1参照。)を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備、加入電話設備及びテレビ会議システム(社内)は、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処をより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.19-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備、加入電話設備、テレビ会議システム(社内)	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。

#### IV-5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応(重大事故等防止技術的能力基準2.1関係)

重大事故等防止技術的能力基準2.1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

- 一 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

- 二 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
  - 三 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
  - 四 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
  - 五 放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。
- このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 手順書の整備
2. 体制の整備
3. 設備及び資機材の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項及び同項の解釈を踏まえて必要な検討を加えた上で策定されており、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関して必要な手順書、体制及び資機材等が適切に整備される方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 に適合しているものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

## 1. 手順書の整備

申請者は、大規模損壊が発生した場合の手順書の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が原子炉施設の安全性に与える影響、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンス（IV-1. 1 事故の想定参照。）などを考慮する。
- (2) 大規模損壊によって原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備する。
  - ① 原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順及び対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。
  - ② 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、

放水砲等を用いた泡消火についての手順を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。

- ③ 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、原子炉施設の状況把握が困難な場合及び状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう以下の2つの対応を考慮して手順を整備する。
  - a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。
  - b. 中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。
- ④ 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する。
- ⑤ 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加して整備する。

規制委員会は、申請者の手順書の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の手順がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた手順書を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

## 2. 体制の整備

申請者は、大規模損壊発生時の体制について、以下のとおりとしている。

### (1) 教育及び訓練

大規模損壊への対応のための緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（協力会社含む）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時を想定し、通常の指揮命令系統が機能

しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

## (2) 体制の整備

- ① 大規模損壊発生時の体制については、通常 of 緊急時対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるようにするとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提として、以下の基本的な考え方にに基づき整備する。
  - a. 勤務時間外、休日（夜間）においても発電所内又は発電所近傍に事故対応要員 52 名及び専属消防隊 8 名を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。
  - b. 勤務時間外、休日（夜間）における常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。
  - c. 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常 of 原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮する。
  - d. 建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員に、発電所対策本部での役務を割り当てる等の柔軟な対応をとる。
  - e. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの召集に時間を要する場合も想定し、発電所構内の最低要員数により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。
  - f. プルーム放出時には、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は、発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として発電所へ再度非常召集する。
- ② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び緊急時対策本部要員等が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外にも代替可能なスペースも状況に応じて活用する。
- ③ 大規模損壊発生時における発電所外部から支援体制として、本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。また、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要

員の派遣を要請できる体制、プラントメーカ及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を構築する。

規制委員会は、申請者の体制の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

### 3. 設備及び資機材の整備

申請者は、大規模損壊発生時に必要な設備及び資機材の整備について、以下のとおりとしている。

(1) 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、以下の事項を考慮して整備する。

① 共通要因による同等の機能を有する設備の損傷の防止

可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。

② 共通要因による複数の可搬型設備の損傷の防止

同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して、複数箇所に分散して配置する。

(2) 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材は、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、以下のとおり配備するとしている。また、大規模損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に配備する。

① 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材、小型放水砲等を配備する。

② 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。

③ 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備する。また、消火活動専用の通信連絡設備を配備する。

規制委員会は、申請者の設備及び資機材の整備の計画が、共通要因により同時

に機能喪失しないよう十分な配慮を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた設備及び資機材の整備を行う方針としていることから、適切なものと判断した。

## **V 審査結果**

九州電力株式会社が提出した「川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設の変更）」（平成25年7月8日申請、平成26年4月30日、~~及び~~同年6月24日 及び同年9月4日補正）を審査した結果、当該申請は、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係るものに限る。）、第3号及び第4号に適合しているものと認められる。

## 略語等

本審査書で用いられる主な略語等は以下のとおり

略語等	名称又は説明
<u>安全重要度分類指針</u>	<u>発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針</u>
<u>安全評価指針</u>	<u>発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針</u>
<u>溢水ガイド</u>	<u>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</u>
<u>解釈別記 1</u>	<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 1</u>
<u>解釈別記 2</u>	<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 2</u>
<u>解釈別記 3</u>	<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 3</u>
<u>外部火災ガイド</u>	<u>原子力発電所の外部火災影響評価ガイド</u>
<u>格納容器破損モード</u>	<u>格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの</u>
<u>火災防護基準</u>	<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準</u>
<u>火山ガイド</u>	<u>原子力発電所の火山影響評価ガイド</u>
<u>機器条件</u>	<u>重大事故等対処設備の機器条件</u>
<u>技術的能力指針</u>	<u>原子力事業者の技術的能力に関する審査指針</u>
<u>規制委員会</u>	<u>原子力規制委員会</u>
<u>原子炉等規制法</u>	<u>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律</u>
<u>事故シーケンスグループ</u>	<u>炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの</u>
<u>事故条件</u>	<u>評価上想定する事故の条件</u>
<u>地震ガイド</u>	<u>基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド</u>
<u>地盤ガイド</u>	<u>基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド</u>
<u>重大事故等防止技術的能力基準</u>	<u>実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準</u>
<u>重要事故シーケンス</u>	<u>各事故シーケンスグループにおいて事象進展や対策の</u>

	<u>実施の観点から最も厳しい事故シーケンス</u>
<u>申請者</u>	<u>九州電力株式会社</u>
<u>設置許可基準規則</u>	<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</u>
<u>設置許可基準規則解釈</u>	<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</u>
<u>操作条件</u>	<u>重大事故等対処設備の操作条件</u>
<u>大規模損壊</u>	<u>大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊</u>
<u>竜巻ガイド</u>	<u>原子力発電所の竜巻影響評価ガイド</u>
<u>地質ガイド</u>	<u>敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド</u>
<u>津波ガイド</u>	<u>基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド</u>
<u>停止中評価ガイド</u>	<u>実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</u>
<u>内部火災ガイド</u>	<u>原子力発電所の内部火災影響評価ガイド</u>
<u>被ばく評価ガイド</u>	<u>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</u>
<u>評価事故シーケンス</u>	<u>各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス</u>
<u>保安規定</u>	<u>川内原子力発電所原子炉施設保安規定</u>
<u>本申請</u>	<u>川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)(平成25年7月8日申請、平成26年4月30日、同年6月24日及び同年9月4日補正)</u>
<u>本発電所</u>	<u>川内原子力発電所</u>
<u>有効性評価ガイド</u>	<u>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</u>
<u>AED</u>	<u>大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス</u>
<u>AEI</u>	<u>大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さ</u>

	<u>らに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われるが、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス</u>
<u>AEW</u>	<u>大中破断 LOCA が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却は出来るが、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス</u>
<u>ATWS</u>	<u>運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された（必要とされた）にもかかわらず、原子炉安全保護系（あるいは停止系）の故障等により原子炉が緊急停止しない事象</u>
<u>BWR</u>	<u>沸騰水型原子炉</u>
<u>DCH</u>	<u>格納容器雰囲気直接加熱</u>
<u>ECCS</u>	<u>非常用炉心冷却装置</u>
<u>EL</u>	<u>標高</u>
<u>ERSS</u>	<u>緊急時対策支援システム</u>
<u>FCI</u>	<u>溶融燃料－冷却材相互作用</u>
<u>LOCA</u>	<u>冷却材喪失事故</u>
<u>MCCI</u>	<u>溶融炉心コンクリート相互作用</u>
<u>PAR</u>	<u>静的触媒式水素再結合装置</u>
<u>PCT</u>	<u>燃料被覆管最高温度</u>
<u>PDS</u>	<u>プラント損傷状態</u>
<u>PRA</u>	<u>確率論的リスク評価</u>
<u>PWR</u>	<u>加圧水型原子炉</u>
<u>RCP</u>	<u>原子炉冷却材ポンプ</u>
<u>SFP 評価ガイド</u>	<u>実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</u>
<u>SPDS</u>	<u>緊急時運転パラメータ伝送システム</u>
<u>TED</u>	<u>過渡事象が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス</u>
<u>VEI</u>	<u>火山爆発度指数</u>