

平成 23 年（ヨ）第 21 号 玄海原子力発電所 2 号機、3 号機再稼動差止め仮処分  
命令申立事件

債権者 味志陽子 外 89 名

債務者 九州電力株式会社

## 準備書面 2

平成 24 年 1 月 11 日

佐賀地方裁判所 民事部 御中

債務者訴訟代理人弁護士

堤

克

提訴  
印鑑

同

山

内

喜

明



同

松

端

隆



同

齊

藤

芳

朗



同

永

原

豪



同

熊

谷

善

昭



同

池

田

早

織



本準備書面は、債権者ら平成23年10月21日付「主張書面」のうち「第3.緊急安全対策の実施に関する回答」における求釈明に対する回答を行うものである。

### 第1 「第3. 緊急安全対策の実施に関する回答」における求釈明に対する回答

債権者らは、債務者による緊急安全対策の実施に関する回答で、設備の損壊に至る具体的な機序及び根拠について主張することなく仮定に基づいて求釈明を行っており、かかる単なる仮定に基づく求釈明に対して回答する義務は無い。

しかしながら、債務者が講じた緊急安全対策の理解に資する観点から、必要な範囲において回答するが、求釈明の内容が重複する部分もある為、求釈明に係る内容ごとに整理して回答する。

#### 1 求釈明事項1（タービン動補助給水系と原子炉の冷却の関係）

##### （求釈明の概要）

タービン動補助給水系が働かないとき、他に炉の冷却手段はあるか。

タービン動補助給水系において、主蒸気管からタービンまでの蒸気管、または復水タンクからタービン動補助給水ポンプまでの給水管、またはそのポンプから蒸気発生器に至るまでの給水管のどこかが地震で破損した場合、炉の冷却はどうなるのか。

##### （回答）

タービン動補助給水ポンプは、加圧水型（PWR<sup>1</sup>型）原子力発電所において原子炉が緊急停止した場合に備え、原子炉の冷却（原子炉停止時の残留熱の除去）のために設置している設備の一つである。

万一、債権者らが主張するように電動の給水ポンプによる給水ができない状況が発生し、さらに、タービン動補助給水ポンプ自体の故障及びその設備配管の破損によりタービン動補助給水ポンプによる給水もできないと仮定した場合には、原子炉を冷却する手段は他にないことになる。

しかしながら、原子炉を冷却する設備の設計にあたり、十分な設計上の考慮を行うとともに、設備の保全を適切に実施していることから、原子炉の冷却に支障をきたす事態に陥る蓋然性は極めて低い。さらに、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、想定を超える津波が発生した場合でも原子炉を冷却することが可能となるよう緊急安全対策を講じている。

---

<sup>1</sup> PWR : Pressurized Water Reactor.

よって、債権者が懸念するような「原子炉の冷却ができなくなり炉心溶融に至る」事態となる蓋然性はなく、原子炉を安全に冷却することが可能である。

以下、玄海 2 号機及び 3 号機を含む、PWR 型原子力発電所の構成、原子炉緊急停止時の冷却に関する設計上の考慮、設備の保全及び緊急安全対策について詳述する。

#### (1) PWR 型原子力発電所の構成

PWR 型原子力発電所は、原子炉を中心とする「1 次冷却設備」、1 次冷却設備を格納する「原子炉格納容器」、タービンを中心とする「2 次冷却設備」及び「発電機」から構成されている。

1 次冷却設備は、「原子炉」、「蒸気発生器」、「加圧器」、「1 次冷却材ポンプ」及び「1 次冷却材管」から構成されており、原子炉内で核分裂により生じた熱で 1 次冷却材を高温水としたうえで、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器内において 2 次冷却材を高温・高圧の蒸気にする機能を果たしている。

2 次冷却設備は、「蒸気系統」、「タービン」、「復水器」、「主給水ポンプ」、「主蒸気管」等から構成されており、蒸気発生器で発生した蒸気をタービンに導き、タービンを回転させ、タービンに同軸で直結された発電機を回し、発電する機能を持っている。

タービンを回転させた蒸気は、復水器において海水で冷却されて水となり、主給水ポンプで再び 2 次冷却材として蒸気発生器へ送られている(図 1)。

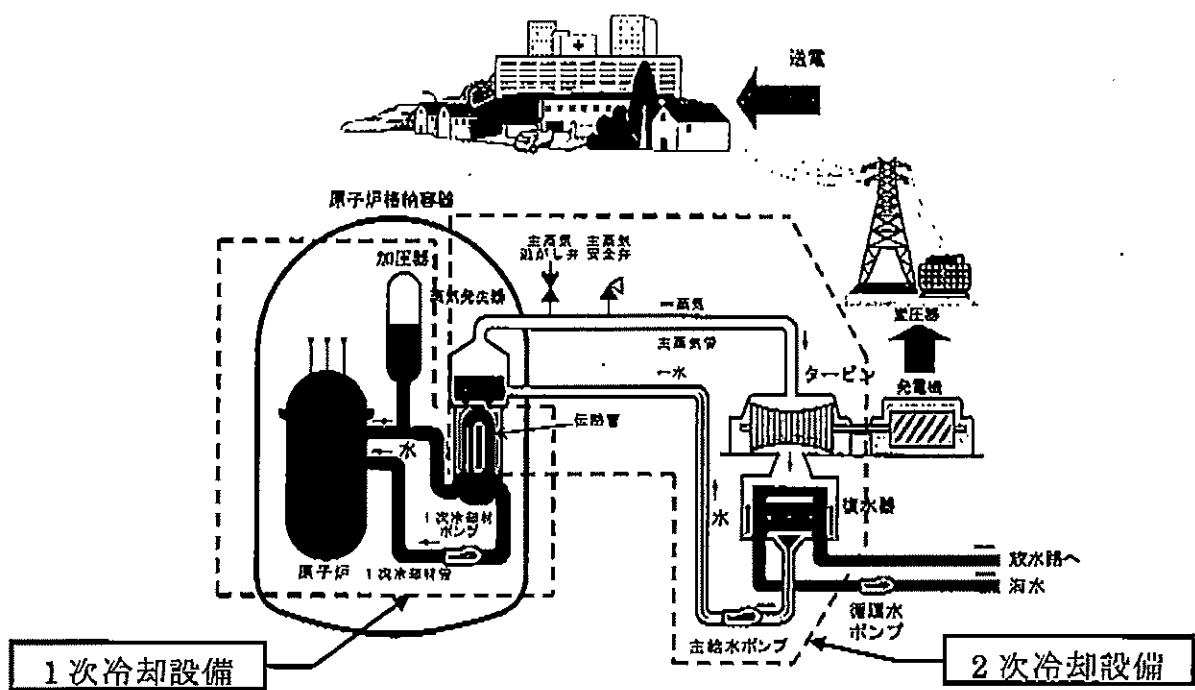


図 1 PWR 型原子力発電所の構成

このように、PWR 型原子力発電所では、原子炉内で発生した熱を、蒸気発生器を介して 2 次冷却材に伝えることで冷却し、2 次冷却材が加熱されて生じた蒸気によってタービンを回転させ、発電を行っている。

## (2) 設計上の考慮

原子力発電所で地震等により原子炉が緊急停止した場合、核分裂による熱の発生はなくなるものの、原子炉内の核分裂生成物の崩壊に伴う残留熱は引き続き発生し続ける。したがって、原子炉の残留熱によって燃料及び 1 次冷却材の温度・圧力が過度に上昇して設備の損傷等が発生することにより健全性を失ってしまうことがないよう、原子炉の残留熱を確実に除去する必要がある。

PWR 型原子力発電所においては、緊急停止した場合に備え、2 次冷却材の循環に通常用いている主給水ポンプに加えて補助給水ポンプが起動し、別途設けているタンクから補助給水ポンプにより蒸気発生器へ 2 次冷却材を補給し、1 次冷却材と熱交換することにより、必要な除熱ができるよう設計している。その際、1 次冷却材との熱交換により蒸気と

なった2次冷却材を、必要に応じ主蒸気逃がし弁（玄海2号機においては、主蒸気大気放出弁）もしくは主蒸気安全弁により大気へ放出することで、原子炉を冷却することができる（図2）。

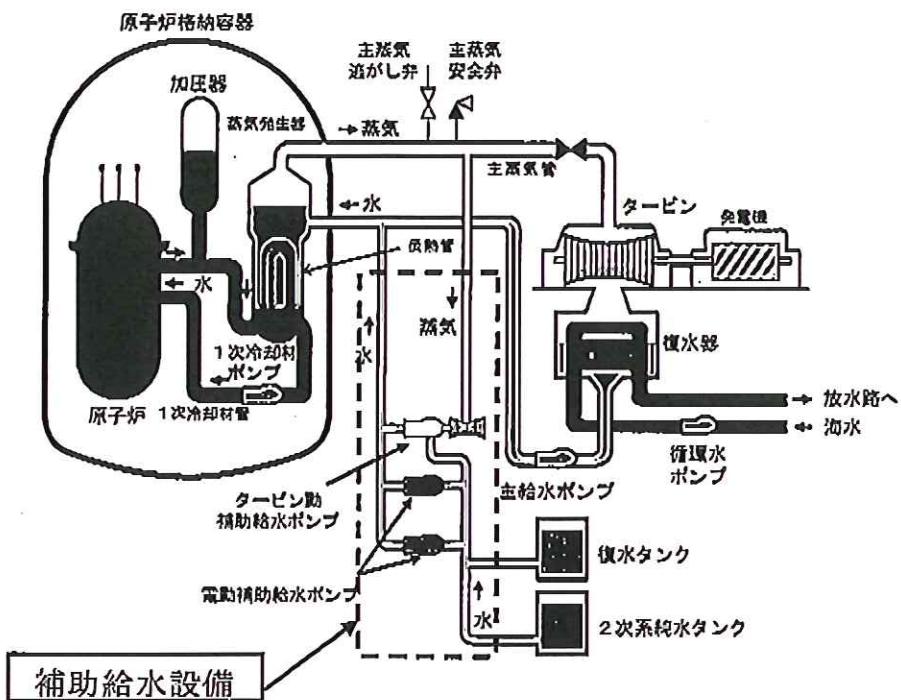


図2 補助給水設備による原子炉の冷却

2次冷却材の補給に用いる補助給水ポンプは、信頼性確保の観点から多重化（電動2台、タービン動1台）しており、余裕を持った設計としている。

さらに、電動補助給水ポンプ(2台)の駆動源である交流電源については、複数回線で構成された外部電源及び複数台の非常用ディーゼル発電機により多重化されており、外部電源が喪失した場合でも、非常用ディーゼル発電機によって電源供給が可能である。

また、タービン動補助給水ポンプは交流電源を駆動源とせず、蒸気発生器で発生した蒸気を駆動源とするポンプであり、万が一、外部電源及び非常用ディーゼル発電機のどちらも機能せず、全交流電源喪失となった場合にも、蒸気発生器への2次冷却材の供給が可能であり、蒸気発生器を介して原子炉を安全に冷却することが可能である。

### (3) 設備の保全

債権者らの求釈明にあるタービン動補助給水ポンプは、その重要性か

ら、日々の巡回点検（目視点検）、月毎の起動試験（ポンプ及び配管に異常な振動・異音・異臭・漏えいがなく動作可能であることを確認）、定期検査での分解検査及び機能検査（蒸気発生器水位等の信号によりポンプが自動起動すること、ポンプの容量・揚程に問題のないこと、異常な振動・異音・異臭・漏えいがなく問題ないことを確認）でその健全性を確認しているため、当該ポンプが機能不全に陥る蓋然性は低い。また、タービン動補助給水ポンプを含む補助給水設備配管についても構造強度評価を実施し、適切な耐震設計を行っており、地震による配管の破損により、系統の機能を喪失する蓋然性は低い。

#### (4) 緊急安全対策の実施

福島第一原子力発電所事故のような設計上の考慮を上回る事象（想定外の津波）に対しては、答弁書でも述べたとおり、緊急安全対策（答弁書33頁「第3章 緊急安全対策の実施」）として、安全上重要な機器を設置しているエリアの浸水防止措置を行うことで、非常用ディーゼル発電機、タービン動補助給水ポンプ等、蒸気発生器による除熱に必要な安全上重要な機器が設置されているエリアへの浸水防止を図っている。さらに、蒸気発生器への給水源の確保等を行うことで、通常、2次冷却材の補給に用いている復水タンク<sup>2</sup>及び2次系純水タンク<sup>3</sup>の水位が低下した場合にも、これまでタービン動補助給水ポンプに直接水を補給するラインを設けていなかったり過水貯蔵タンク<sup>4</sup>等から冷却水を供給することが可能となり、補助給水ポンプによる継続的な原子炉の冷却を可能としている。

## 2 求証明事項2（耐震安全評価結果）

### (求証明の概要)

これら配管の劣化状態はどうなっているか、調査結果を示すこと。検査はどの部位を何年ごとに行っていて、直近の検査はいつで、その結果はどうだ

<sup>2</sup> 復水タンク：外部電源喪失時等において、蒸気発生器へ給水する補助給水ポンプの給水源となるタンク。

<sup>3</sup> 2次系純水タンク：2次冷却材の補給及び2次冷却設備に供給する純水の貯蔵に用いるタンク。

<sup>4</sup> ろ過水貯蔵タンク：発電所内で所内用水、消防設備に用いる水及び純水を作り出す純水装置に用いる水を貯蔵するタンク。

ったかを示されたい。

これら配管について、劣化を考慮した場合の耐震解析結果を示されたい。

(回答)

#### (1) 配管劣化に係る検査

原子力発電所の配管には水や蒸気が流れしており、この水や蒸気の流れの作用によって配管内壁が徐々に摩耗・腐食し薄くなる箇所があることから、これらの経年劣化管理として配管減肉の管理が必要となる。

債権者らが主張書面で述べている主給水設備配管については水が、また、主蒸気設備配管については蒸気が運転中は常に流れているため、配管減肉管理が必要である。一方、事故時に備える補助給水設備配管については、常に水の流れがあるものではなく、配管減肉管理の必要性は低く、法令上も配管減肉管理が求められているものではない。

すなわち、配管減肉は、水や蒸気が流れることにより発生するため、主に事故時に使用する系統など、使用時間が短く（流れが発生する時間が短く）減肉の発生が無視できる配管や流れのない配管等については、配管減肉管理の対象からは除外することができるからである。このことは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 (JSME S NG1-2006)」<sup>5</sup>にも規定されているところである。また、原子力安全・保安院が制定した「原子力発電工作物の保安のための点検、検査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈（内規）」においても「技術基準<sup>6</sup>第9条への適合性を確認するために行う検査のうち、配管の摩耗を確認するための十分な方法」の解釈が定められており、玄海原子力発電所の型式であるPWRにおいては同規格に規定する方法で試験を行うこととされている【乙 15「原子力発電工作物の保安のための点検、検査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈（内規）」11～12頁、乙 16「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（2006年版）JSME S NG1-2006」16頁】。

しかしながら、玄海2号機及び3号機では法令に基づく検査が求められている主給水設備配管、主蒸気設備配管はもとより、検査が求められ

<sup>5</sup> 日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 (JSME S NG1-2006)」：加圧水型原子力発電所に適用する配管減肉管理の選用指針としての技術的細目を定めた規格。

<sup>6</sup> 技術基準：「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）」。原子力発電設備の健全性を保つために必要な技術的な要件を定めた技術基準。

ていない補助給水設備配管についても配管減肉管理を実施しており、この規格に基づき部位毎に測定の都度、余寿命を考慮した適切な次回検査時期を定め、定期検査毎に計画的に配管肉厚測定を実施しており、劣化の進展を考慮しても、配管の肉厚が基準値を下回らないよう適切に管理し、必要に応じ取替えている。

#### (2) 配管耐震解析結果

準備書面 1において回答した通り、答弁書 31 頁表 5 の計算に当たり、配管のうち主給水設備配管について経年劣化を考慮した解析を実施しているが、補助給水設備配管は主給水設備配管には該当しないため、経年劣化を考慮した解析結果はない。

### 3 求釈明事項 3 (ディーゼル発電機とタービン動補助給水ポンプの位置関係) (求釈明の概要)

玄海 1・2 号機でも 3・4 号機でも、タービン動補助給水ポンプは非常用ディーゼル発電機より下の位置に置かれている(乙 10 号証参考図-1 (1/2) 及び (2/2))。非常用ディーゼル発電機が津波で停止することが想定されているのに、なぜタービン動補助給水ポンプは健全だと仮定できるのか。

#### (回答)

玄海原子力発電所の各機器の位置関係の概要は図 3 の通りであるが、既に答弁書で述べた通り、非常用ディーゼル発電機及びタービン動補助給水ポンプ等、蒸気発生器による除熱に必要な安全上重要な機器が設置されている箇所には浸水防止措置が講じられており、津波による浸水で非常用ディーゼル発電機及びタービン動補助給水ポンプが被水する蓋然性は低い。

債務者は、緊急安全対策において、債権者らの指摘するとおり、津波に起因する緊急時対応操作フロー(乙 10 号証 5 頁図 1)にて、非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定したが、かかる機能喪失は、非常用ディーゼル発電機が津波により被水することを想定したためではない。かかる機能喪失は、津波による浸水により海水ポンプが停止することによって非常用ディーゼル発電機の冷却を担う海水冷却機能が喪失する結果によるものである(図 3)。

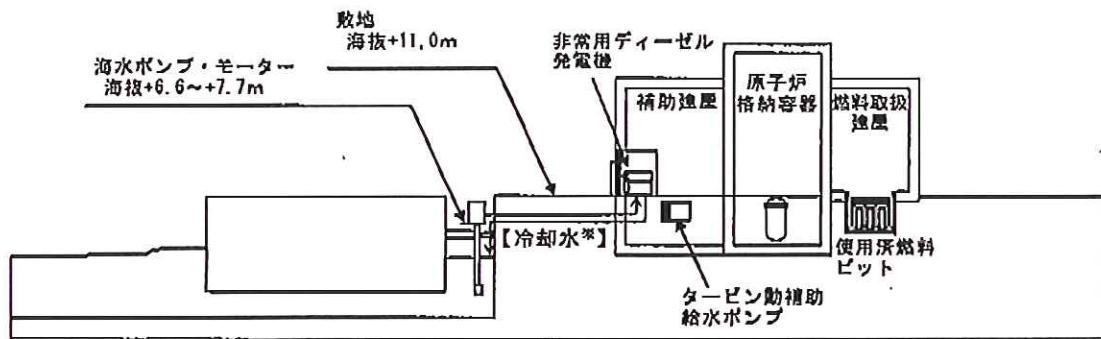


図3 原子力発電所 建屋・機器等の設置高さ（イメージ）

したがって、非常用ディーゼル発電機が津波による浸水で停止することを想定したことを前提とする債権者らの求釈明はその前提に誤認がある。

#### 4 求釈明事項4（燃料集合体を移送する水路とタービン動補助給水ポンプの位置関係）

##### （求釈明の概要）

玄海3／4号機では、タービン動補助給水ポンプは原子炉から使用済燃料ピットに燃料集合体を移送する水路の下に位置している。その水路が地震で破損した場合、タービン動補助給水ポンプも停止するのではないか。

##### （回答）

玄海3号機及び4号機では、タービン動補助給水ポンプは原子炉から使用済燃料ピットに燃料集合体を移送する水路より下に位置しているが、水路の真下には位置しておらず、水路から水平方向に40m以上離れた位置にある。したがって、債権者らが主張する状況は想定できない。

#### 5 求釈明事項5（運転操作手順）

##### （求釈明の概要）

答弁書35頁に書かれている運転操作手順を書いた手順書を提出されたい。

##### （回答）

債務者においては、想定される全交流電源喪失事象に備えるため、従来から全交流電源喪失時の運転操作手順書を定め、全ての交流電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させるための運転操作手順を記載していたが、今般の福島第一原子力発電所事故を踏まえ、緊急安

全対策として、高圧発電機車の緊急停機や蒸気発生器への給水源確保、使用済燃料ピットへの注水に係る保修部門等とのやりとり等を追記した。

参考として、以下に全交流電源喪失時の監視操作内容の概要を示す。

1. 原子炉トリップを確認する。
2. タービントリップを確認する。
3. タービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に給水されていることを確認する。
  - ・保修部門へ復水タンクへの水補給準備を依頼する
4. ディーゼル発電機手動起動により非常用母線<sup>7</sup>の電源回復操作を行う。
  - ・ディーゼル発電機による電源回復ができない場合は、外部電源による電源回復操作を行う。
  - ・電源が回復されれば、モード3（高温停止状態）<sup>8</sup>に移行する。
  - ・電源が回復しない場合、代替電源・使用済燃料ピット水源確保の準備を関係各所へ依頼する。
5. 主要機器の自動起動ブロック<sup>9</sup>を行う。
6. 不要な直流負荷<sup>10</sup>を切り離す。
7. 隣接ユニットの非常用母線から号機間電源融通<sup>11</sup>を行い、原子炉の残留熱除去に必要な機器を起動する。なお、電源が確立されるまでの間、「順序8～11」の操作を並行して行う。
8. 蒸気発生器の給水及び蒸気ラインの隔離を確認する。
9. 復水タンク水位が補助給水系代替水源切替水位となれば、補助給水系の水源を代替水源に切替える。
10. 使用済燃料ピット水位・温度を継続的に確認し、必要があれば補給を行う。

<sup>7</sup> 非常用母線：非常用ディーゼル発電機、外部電源線からの受電により、原子炉を安全に止めるために必要な機器に対し電源が供給できるよう、独立して設けた電源線（母線）。

<sup>8</sup> モード3（高温停止状態）：原子炉が未臨界に保たれ、かつ、1次冷却材温度が177°C以上に保たれた状態。

<sup>9</sup> 自動起動ブロック：「非常用炉心冷却系作動信号」等の、原子炉を安全に停止するために働く自動起動信号をしゃ断する操作。原子炉が停止した後の運転操作が、新たに発生した自動起動信号により意図せずに影響を受けることを防止する。

<sup>10</sup> 直流負荷：機器の操作や監視を行う制御盤の動作及び制御盤から現場の機器を駆動するための信号等に用いられる直流電源の負荷。

<sup>11</sup> 号機間電源融通：原子力発電所では、外部電源が喪失した際、所内に隣接する他の号機からの電源供給が可能となるよう、号機間の電源（母線）をつなぐことが可能な電源構成としている。

11. 主蒸気逃がし弁（主蒸気大気放出弁）により 1 次冷却設備の冷却を行う。
12. 非常用炉心冷却系作動信号<sup>12</sup>、原子炉格納容器スプレイ系作動信号<sup>13</sup>が発信された場合は、格納容器隔離<sup>14</sup>の作動状況を確認後、作動信号をリセットし、必要な機器の作動は非常用母線の電源回復後に手動にて行う。
13. 非常用母線電源もしくは号機間電源融通により電源が確立された場合は、モード 3（高温停止状態）に移行する。
14. 号機間電源融通中に非常用母線の電源が回復した場合は、号機間電源融通を解除する。
15. 号機間電源融通ができない場合は高圧発電機車の接続を保修部門に依頼し、電源を回復する。  
なお、全交流電源喪失時の運転操作手順書については、保安上の問題が生じる恐れがあるため、提出は出来ない。

## 6 求釈明事項 6（緊急安全対策における使用済燃料ピットへの注水） (求釈明の概要)

使用済燃料ピットに水を補給する補給源については答弁書でいろいろ書かれているが、地震で地盤等が破壊されたという条件のもとで、どのようにしてピットまで水を運ぶのかその具体的方法を示されたい。

### (回答)

使用済燃料ピットへの注水に関しては、答弁書でも述べたとおり（答弁書 38 頁「才 使用済燃料ピットへの注水」）使用済燃料ピットへの注水に通常用いている 2 次系統純水タンク等と使用済燃料ピットとの水面の高さの

<sup>12</sup> 非常用炉心冷却系作動信号：原子炉に異常が発生した際に、原子炉の出力上昇を抑えるために、炉心にほう酸水を注入するための「高圧注入ポンプ」「余熱除去ポンプ」などの非常用炉心冷却設備の機器を自動的に起動させる信号。

<sup>13</sup> 原子炉格納容器スプレイ系作動信号：原子炉施設に異常が発生し、1 次冷却材が原子炉格納容器内に放出された場合に、格納容器内の圧力を下げ、空気中の放射性ヨウ素を除去するため、ヨウ素を吸収する性質を持つ活性ソーダをほう酸水に添加しながら格納容器内にスプレーさせる「格納容器スプレイポンプ」を自動的に起動させる信号。

<sup>14</sup> 格納容器隔離：原子炉施設に異常が発生し、1 次冷却材が原子炉格納容器内に放出された場合等（「非常用炉心冷却系作動信号」「原子炉格納容器スプレイ系作動信号」が発信した場合を含む）には、原子炉格納容器を貫通する配管の弁を自動的に閉じ、格納容器の内側と外側を隔離する。

違いにより、タンクの水はポンプ等を使用せずとも使用済燃料ピットへの補給が可能である。

答弁書でも述べたとおり仮設ポンプ及び仮設ホースは、これらの通常用いているタンクによる補給ができない場合に備え配備しているものであり、玄海原子力発電所の構内においては、緊急安全対策に用いる仮設ポンプ、仮設ホースを所定の位置に運搬するためのルートは複数を想定していること、また、新潟県中越沖地震を踏まえ地盤改良<sup>15</sup>を行っていることから、地震発生時においても、使用済燃料ピットに注水が可能である。

以上

---

<sup>15</sup> 地盤改良：地震による影響で道路に段差が生じることを防ぐため、道路下部の地盤を強固に改良すること。