

平成 23 年 (ワ) 第 812 号, 平成 24 年 (ワ) 第 23 号, 平成 27 年 (ワ) 第 374 号  
九州電力玄海原子力発電所運転差止請求事件

原告 石丸ハツミ 外  
被告 九州電力株式会社

準備書面 17

(安全確保対策)

令和元年 10 月 11 日

佐賀地方裁判所 民事部合議 2 係 御中

被告訴訟代理人弁護士

堤 克彦



同 山 内 喜 明



同 松 崎 隆



同 斉 藤 芳 朗



同 永 原 豪



同 熊 谷 善 昭



同 家 永 由 佳 里



同 渡 邊 洋 祐



同 恩 穂 井 達 也



同 池 田 早 織



## 目 次

第 1	はじめに .....	3
第 2	原子力発電所の仕組み .....	3
1	原子力発電と火力発電 .....	3
2	原子炉の種類 .....	4
第 3	事故防止に係る安全確保対策 .....	6
1	異常発生防止対策 .....	8
(1)	原子炉の固有の安全性（自己制御性） .....	8
(2)	余裕のある設計 .....	9
(3)	誤動作や誤操作による影響を防止するための設計 .....	10
2	異常拡大防止対策 .....	10
(1)	異常を早期に検知する .....	11
(2)	原子炉を「止める」 .....	12
3	放射性物質異常放出防止対策 .....	16
(1)	1次冷却材喪失事故（LOCA）時の炉心冷却（原子炉を「冷やす」） .....	17
(2)	放射性物質を「閉じ込める」 .....	21
4	小括 .....	24
第 4	福島第一原子力発電所事故を契機とした安全確保対策 .....	25
1	福島第一原子力発電所事故の概要 .....	25
2	福島第一原子力発電所事故を契機とした被告の対応 .....	26
(1)	事故防止に係る安全確保対策の再評価 .....	26
(2)	更なる安全確保対策の実施 .....	26
第 5	まとめ .....	29

## 第1 はじめに

本書面では、玄海原子力発電所3号機及び4号機（以下それぞれ「玄海3号機」及び「玄海4号機」といい、総称して「本件原子力発電所」という。）における安全確保対策の全体像を明らかとする観点から、まず第2において原子力発電所の仕組みについて述べ、次に第3において被告が本件原子力発電所の建設時以来講じてきた事故防止に係る安全確保対策について述べ、事故等の発生によって放射性物質が周辺環境に異常に放出されないための対策が講じられていることを示す。その上で、第4において平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による現東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下「福島第一原子力発電所事故」という。）を契機とした事故防止に係る更なる安全確保対策の内容を概略的に述べ、被告が安全確保対策をより一層充実させていることを示す。

## 第2 原子力発電所の仕組み

### 1 原子力発電と火力発電

原子力発電所は、原子炉でウラン<sup>235</sup>等を核分裂させ、その際に生じるエネルギーを蒸気の形で取り出し、蒸気でタービンを回し、タービンにより駆動される発電機で発電を行っている。この仕組みは、原理的には、火力発電におけるボイラを原子炉に置き換えたものである（図1）。

---

<sup>1</sup> ウラン235：原子核の中の陽子数と中性子数の合計が235個であるウラン。

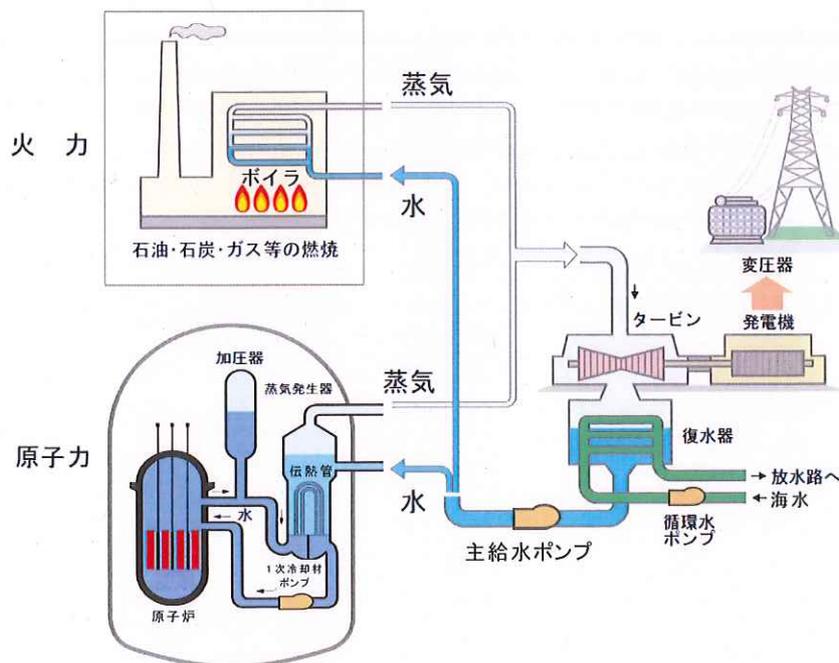


図1 火力発電と原子力発電の比較

## 2 原子炉の種類

原子炉には、減速材<sup>2</sup>及び冷却材の組み合わせによっていくつかの種類があり、そのうち減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして軽水<sup>3</sup>を用いるものを「軽水型原子炉」という。

軽水型原子炉を用いた原子力発電所は、大きく分けて2種類あり、一つは、原子炉の中で冷却材を沸騰させ、そこで発生した蒸気を直接タービンに送る沸騰水型原子炉（BWR<sup>4</sup>）を使用する原子力発電所（以下「沸騰水型原子力発電所」という。）である（図2）。東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所は、沸騰水型原子力発電所である。

<sup>2</sup> 減速材：原子炉内で核分裂で発生した中性子は高速のため、中性子の速度を次の核分裂に適したスピードに減速させるためのもので、本件原子力発電所では軽水（水）を使用している。

<sup>3</sup> 軽水：減速材として用いる分子量18の水分子で構成される普通の水。

<sup>4</sup> BWR：Boiling Water Reactor（沸騰水型原子炉）の略。

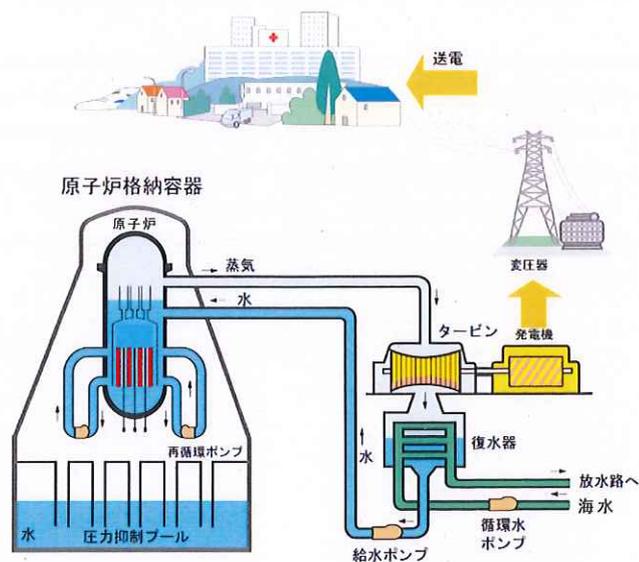


図2 沸騰水型原子力発電所の仕組み

もう一つは、高压の1次冷却材を原子炉で高温水とし（1次冷却材が沸騰しないよう加圧している。）、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器で高温水の持つ熱エネルギーを、2次冷却設備を流れている2次冷却材（放射性物質を含んでいない。）に伝えてこれを蒸気に変え、この蒸気をタービンに送る加圧水型原子炉（PWR<sup>5</sup>）を使用する原子力発電所（以下「加圧水型原子力発電所」という。）である。本件原子力発電所は、加圧水型原子力発電所であり（図3）、仮に、2次冷却設備に異常が発生しても、前述のとおり2次冷却材は放射性物質を含んでいないため、放射性物質が周辺環境に放出されることはない。また、1次冷却設備に異常が発生しても、後述する多重の障壁を設けており、放射性物質が周辺環境に異常に放出される危険性はない。

<sup>5</sup> PWR : Pressurized Water Reactor（加圧水型原子炉）の略。

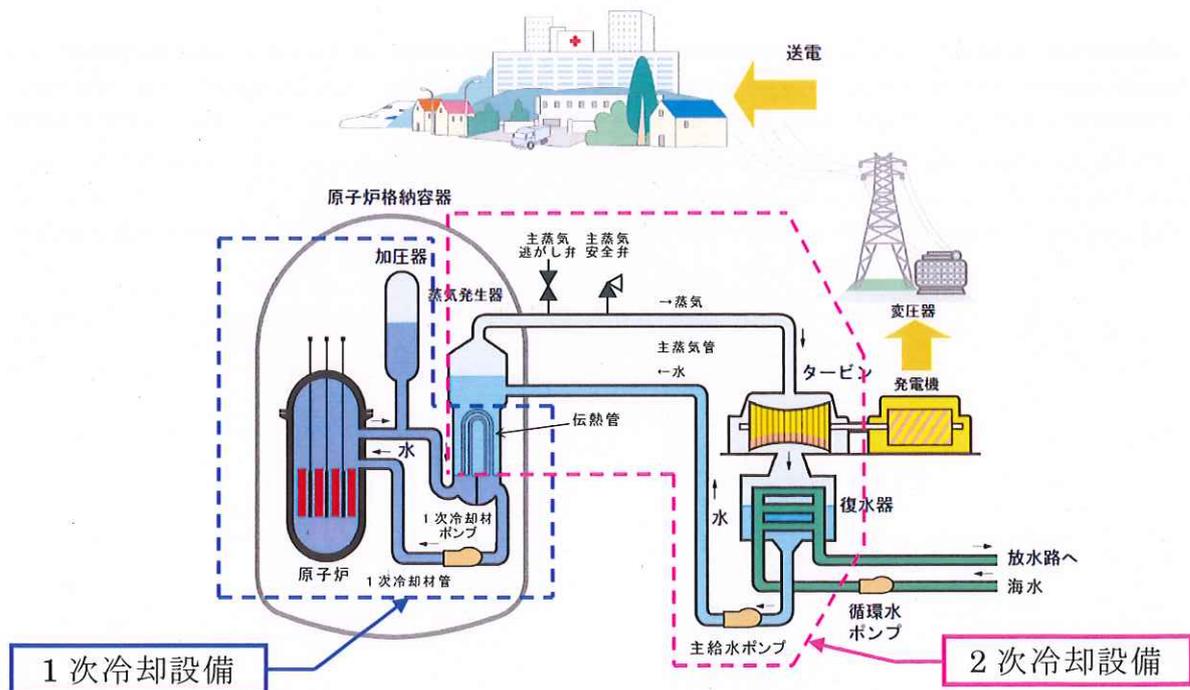


図3 加圧水型原子力発電所の仕組み

### 第3 事故防止に係る安全確保対策

本件原子力発電所においては、放射性物質が周辺環境に異常に放出される危険性を顕在化させないため、何らかの異常または事故が発生した場合であっても多重の障壁（燃料ペレット<sup>6</sup>、燃料被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ<sup>7</sup>、原子炉格納容器（鋼板）、原子炉格納容器（コンクリート））（図4）の健全性を維持するため、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全上重要な設備を働かせる事故防止に係る安全確保対策を講じている【乙124（5～6、9～10頁）】。この安全上重要な設備については、その安全機能を喪失しないよう基準地震動に対する耐震安全性等を備えるとともに、多重性または多様性及び独立性を有する設備とするなど、様々な保守

<sup>6</sup> 燃料ペレット：ウランと酸素の化合物である二酸化ウランを焼き固めたもの。本件原子力発電所で使用するウランは、そのままでは融点が低いため、酸化物にして融点を高めており、このウラン酸化物を粉末状にして円筒形の磁器のように焼き固めることで、核分裂によってできた放射性物質をペレット内に保持する。

<sup>7</sup> 原子炉冷却材圧力バウンダリ：原子炉の通常運転時に、1次冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に圧力障壁を形成するもので、それが破壊されると1次冷却材喪失事故となる範囲をいい、原子炉や1次系配管等が含まれる。

性を確保し高い信頼性を持たせている。

そして、事故防止に係る安全確保対策を講ずるにあたっては、「第1段階 異常発生防止対策」、「第2段階 異常拡大防止対策」、「第3段階 放射性物質異常放出防止対策」の3段階の防護策を用意し、それぞれの段階について、後続の段階に期待せず当該段階で異常の発生等を防止するという多重防護の考え方を採用している（図5）【乙124（9～10頁）】。

以下に、多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策について詳述する。

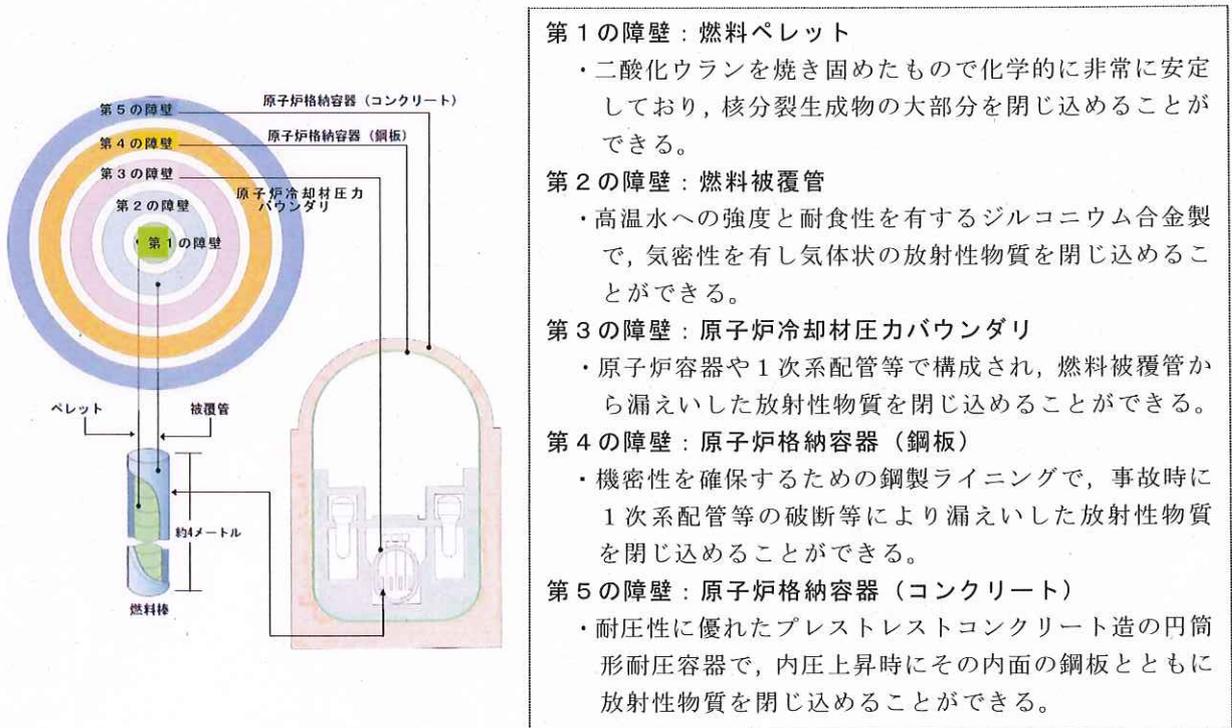


図4 放射性物質を周辺環境に放出させないための多重の障壁

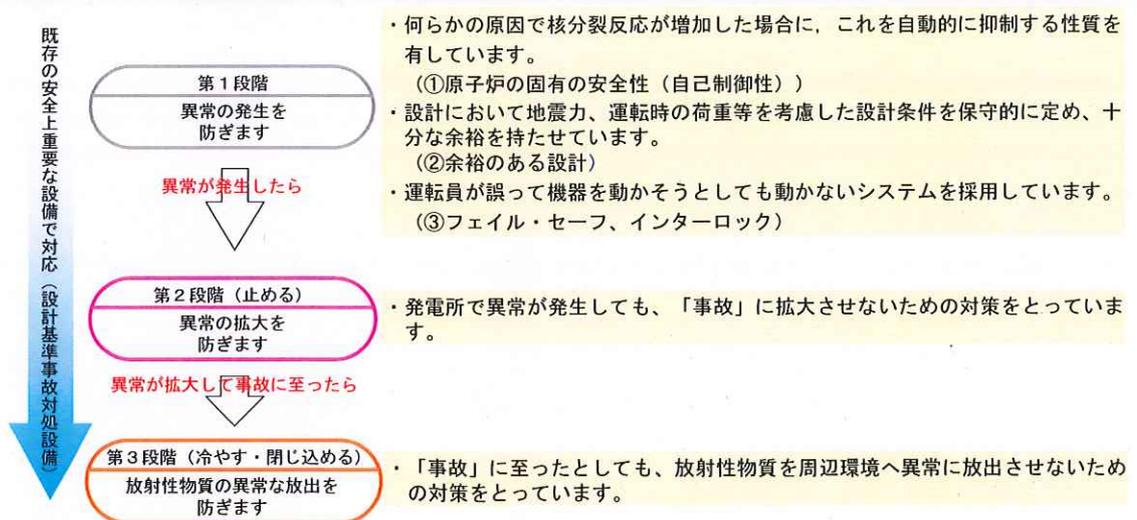


図5 本件原子力発電所における基本的な安全確保対応の流れ

## 1 異常発生防止対策

本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策の基本は、何らかの異常が発生した場合、さらに事故に至った場合に原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全上重要な設備を働かせることにより、多重の障壁の健全性を維持して放射性物質を閉じ込めることにあるが、原子炉の安定した運転を維持し、そもそも異常が発生すること自体を未然に防止することは、事故防止の観点からは極めて重要である。このため本件原子力発電所においては、以下の対策を講じている。

### (1) 原子炉の固有の安全性(自己制御性)

本件原子力発電所の原子炉は、制御棒及び制御材(ほう素)により、核分裂連鎖反応を安定した状態に制御できるが、この制御によらず、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合に、これを自動的に抑制するという性質(原子炉の固有の安全性という。)を有しており、このことが原子炉の安定した運転を維持する上での前提となっている。具体的には、燃料の大部分に核分裂しにくい性質を有するウラン238を使用することで燃料のドップラー効果<sup>8</sup>、また、減速材として水を使用することで減速材の温度効果

<sup>8</sup> 燃料のドップラー効果:燃料の大部分は核分裂しにくい性質を有するウラン238が占めて

(密度効果)<sup>9</sup>をそれぞれ有し、核分裂反応が急激に増加した場合であっても、それが自動的に抑制される（原子炉の固有の安全性）。（図6）

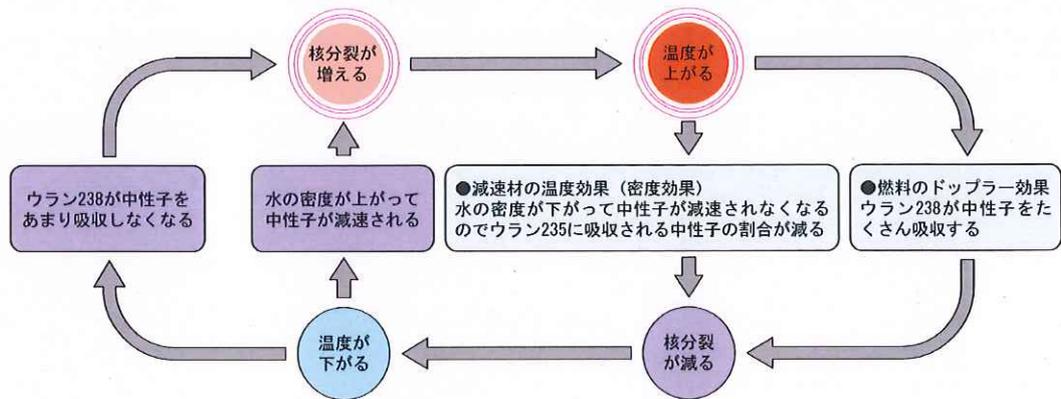


図6 原子炉固有の安全性

## (2) 余裕のある設計

本件原子力発電所は、1次冷却材（放射性物質を含む）を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等については、その健全性を確保するため、設計において地震力、内圧、外圧等の荷重や温度、放射線、水質などを考慮した設計条件を保守的（安全側）に定め、十分な余裕を持たせるとともに、その材料には強度等の特性に優れ、かつ、欠陥のない信頼性の高い品質のものを使用している。例えば、本件原子力発電所の原子炉容器に対しては、平常運転圧力（約15.4MPa[gage]<sup>10</sup>）を上回る最高使用圧力（17.16MPa[gage]）を設定し、この圧力により容器が受ける応力を保守的に（安全側に大きく）評価した上で、その応力に対し、機器の変形を弾

いるが、このウラン238は、その温度が上昇すると中性子を吸収しやすくなるという性質を有している。そのため、何らかの原因で核分裂が増加すると、燃料の温度が上昇しウラン238に吸収される中性子の割合が高くなり、ウラン235に吸収される中性子の数が減少するため、核分裂の増加が抑制され、出力が低下することとなる。

<sup>9</sup> 減速材の温度効果(密度効果)：原子炉の出力が上昇して減速材の温度が高くなると、その密度が低下するため、中性子が減速材と衝突しづらくなり、減速する中性子が少なくなる。結果として、ウラン235に吸収される中性子の数が減少するため、核分裂が抑制され、出力が低下することとなる。

<sup>10</sup> Pa[gage]：大気圧を0 Paとして表示する圧力（大気圧基準）を示す。

性領域<sup>11</sup>に留め、十分耐える設計としている。

### (3) 誤動作や誤操作による影響を防止するための設計

本件原子力発電所においては、誤動作や誤操作により異常が発生することを防止するため、異常が発生した場合に常に安全側に作動するフェイル・セーフ・システム<sup>12</sup>や、ある条件が揃わなければ操作しようとしても動かないようなインターロック・システム<sup>13</sup>の仕組みを採用している。

以上のとおり、これらの「第1段階 異常発生防止対策」により、核分裂生成物の大部分は燃料ペレット内（第1の障壁）に、一部の気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内（第2の障壁）にそれぞれ保持される。また、この時は、当然、他の障壁（原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器（鋼板）、原子炉格納容器（コンクリート））の健全性も維持されている。

## 2 異常拡大防止対策

本件原子力発電所においては、前記「第1段階 異常発生防止対策」で述べたとおり、異常を発生させないための種々の対策を行っている。しかしながら、それにもかかわらず運転中に何らかの異常が発生した場合には、その異常の拡大をできる限り防止するために、①まず何よりもこの異常の発生を早期にかつ確実に検知し、②必要に応じて原子炉を停止し、そこで発生する熱エネルギーを低減させることが重要である。

このため、以下のとおり、異常の発生を早期にかつ確実に検知するための

<sup>11</sup> 弾性領域とは、材料が応力を受けると変形するものの、応力を取り除けばもとの状態に戻る領域のことをいう。容器や配管にかかる応力が作用した場合でも、この領域にあれば例えば地震による加速度により繰り返し応力を受けても、材料の健全性は維持される。

<sup>12</sup> フェイル・セーフ・システム：故障や誤作動・誤動作による障害が発生した場合、常に安全側に制御すること。例えば、制御棒を保持している制御棒駆動装置の電源が何らかの原因で喪失した場合、電源喪失により制御棒駆動装置による保持力が失われることで、自重により制御棒が炉心に落下し、原子炉は自動停止する。また、一部の空気作動弁は、供給空気がなくなった場合に、安全側へ作動する。

<sup>13</sup> インターロック・システム：誤った操作や機械の誤操作で起こる事故を防止するための仕組み。例えば、運転員が誤って制御棒を引き抜こうとしても所定の手順を踏まなければ制御棒の引抜きができない。また、ポンプの破損防止のため、決められた吐出圧力以上になるとポンプは自動的に停止する等の仕組みをいう。

計測制御設備や原子炉を緊急停止させる原子炉保護設備を備えている。

(1) 異常を早期に検知する

本件原子力発電所においては、何らかの異常が発生した場合、原子炉を停止するなどの措置がとれるように、この異常の発生を早期にかつ確実に検知する計測制御設備を設置している（表1）。すなわち、原子炉の出力や1次冷却材の流量、温度、圧力及び原子炉格納容器内雰囲気中の放射性物質の濃度等の各変化が示す異常の兆候は、原子炉容器や原子炉格納容器等に設置されている中性子束計<sup>14</sup>、流量計、圧力計及びエリアモニタ等がこれを検知し、その程度に応じて中央制御室の制御盤に警報を発することにより、運転員（24時間体制）は直ちに原子炉の停止などの適切な対応をとることができる。

また、検出器があらかじめ定めた許容値を超える異常値を検知した場合は、中央制御室の制御盤に警報が発せられるとともに、後述のとおり原子炉等に自動でトリップ（停止）信号を発する原子炉保護設備を設置している。

---

<sup>14</sup> 中性子束計：原子炉容器の外側に設置されており、単位時間あたりに単位面積を通過する中性子数（束， $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ）を検知することにより、原子炉停止状態から定格出力の120%までの原子炉出力を計測することができる検出器。

表1 異常を早期に検知するための計測制御設備（検出器）の例

検知項目	検出器
原子炉の運転（核分裂）状況に係る異常の兆候	中性子束計，1次冷却材温度計，1次冷却材圧力計
燃料被覆管からの核分裂生成物の漏えい	1次冷却材モニタ（1次冷却材の放射線量の測定）
原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい	1次冷却材流量計，格納容器サンプ水位計，エリアモニタ（原子炉格納容器内の放射線量の測定）
1次冷却材ポンプの異常	1次冷却材ポンプ振動計，1次冷却材ポンプ電動機電圧計・電流計・周波数計，ITV（テレビモニタ）
1次冷却材システムの異常（異物等）	ルースパーツモニタ（音響計）
地震加速度	地震加速度計，原子炉停止用地震感知器

(2) 原子炉を「止める」

ア 本件原子力発電所は，原子炉を「止める」ための設備として，制御棒及び制御棒駆動装置を備えるとともに，化学体積制御設備を設置している。

検出器が異常の発生（前述の原子炉の自動トリップに係るものを除く）または異常の兆候を検知した場合には，必要に応じ，運転員が原子炉の停止操作を行い，制御棒を電動駆動で炉心に挿入して原子炉を停止する（制御棒が中性子を吸収し核分裂反応が停止する。）。

一方，燃料被覆管や原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に重大な影響を及ぼすおそれがある異常が発生した場合や，放射性物質の異常放出に至るおそれのある事故が発生した場合，すなわち検出器が検知した値があらかじめ定めた許容値を超える異常な状態になった場合には，前述の原子炉保護設備から原子炉トリップ信号が発せられ，原子炉を緊急停止させる（表2）。平常運転時には制御棒駆動装置により燃料集合体からほぼ全部を引き抜かれた状態で保持されている制御棒が，原子炉トリップ信号によって原子炉トリップ遮断器が自動的に開放され（制御棒を保持している制御棒駆動装置への電源が遮断され），制御棒駆動装置による保持力を失い，自重で炉心に落下，原子炉を緊急停止させる（図7）。原

子炉を緊急停止させることにより、燃料から発生する熱エネルギーを低減させ、異常の拡大及び事故への発展を防止する。あわせて、タービン及び発電機が自動停止する。また、化学体積制御設備から高濃度のほう酸水を原子炉に注水することでも、原子炉を停止することができる（ほう酸が中性子を吸収し核分裂反応が停止する。）。

表2 原子炉トリップ信号の一覧

中性子源領域中性子束 高
中間領域中性子束 高
出力領域中性子束 高
出力領域中性子束変化率 高
過大温度 $\Delta T$ 高
過大出力 $\Delta T$ 高
加圧器水位 高
非常用炉心冷却設備 (ECCS) 作動
原子炉圧力 高
原子炉圧力 低
1次冷却材流量 低
1次冷却材ポンプ電源電圧 低
1次冷却材ポンプ電源周波数 低
タービントリップ
蒸気発生器水位 低
地震加速度 高 (水平方向/鉛直方向)
手動トリップ

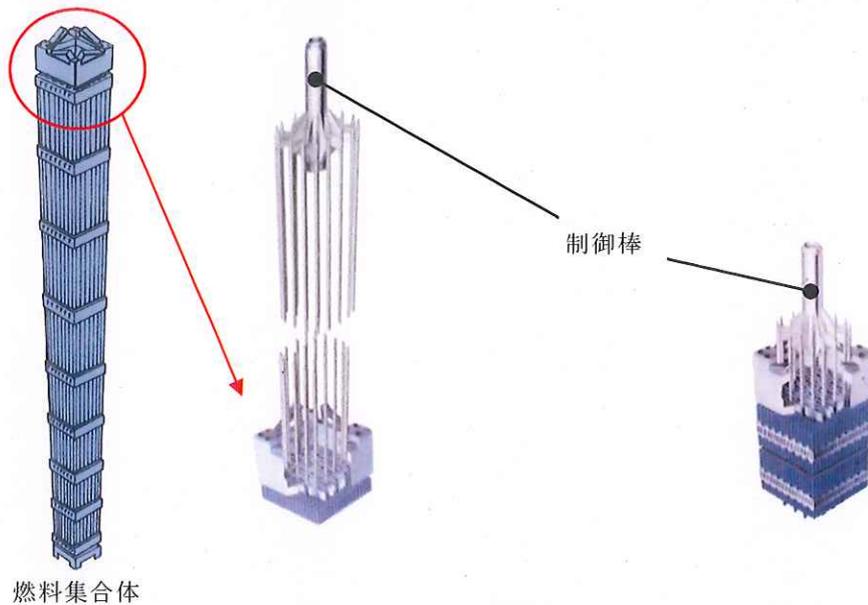
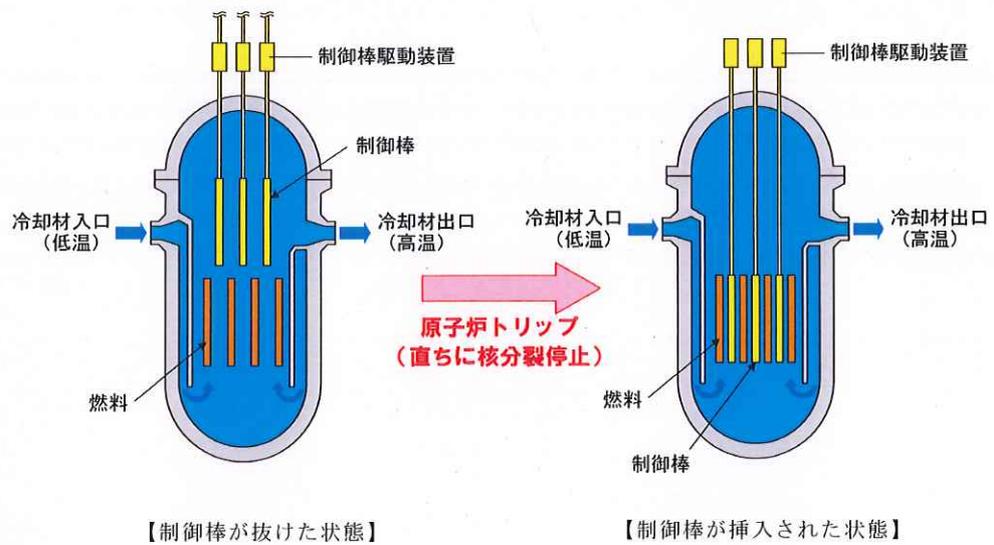


図7 原子炉緊急停止時の制御棒の動作

原子炉トリップ信号が発せられる一例として、本件原子力発電所の各号機に設置している原子炉停止用地震感知器が地震発生時における運転中原子炉の運転継続に係る設定値（以下「原子炉停止用地震感知器の設定値」という。）を超過する地震加速度を検知した場合、原子炉保護設備からの原子炉トリップ信号が発信され、原子炉は緊急停止する。原子炉停止用地震感知器の設定値は、水平方向 170 ガル以下、鉛直方向 80 ガル以下と、基準地震動による最大加速度に対して低いレベルに設定されている。なお、本件原子力発電所の運転開始以降、上記設定値を超過す

る地震加速度により原子炉が緊急停止したことはない。

イ また、原子炉が緊急停止した後も、燃料から崩壊熱<sup>15</sup>が発生し続けるため、これを除去（冷却）し続けることが必要である。前述した地震による原子炉の緊急停止後も、通常停止時に用いる主給水ポンプ等が健全であれば、通常停止時と同じ流れで原子炉を冷却する（図8）。以下に、原子炉緊急停止時における原子炉冷却の流れについて説明する。

原子炉の緊急停止時は、①定格出力状態から瞬時に原子炉が停止し、あわせてタービン及び発電機も自動停止する。②原子炉の停止後、主給水ポンプで蒸気発生器への給水を継続することにより、蒸気発生器で1次冷却材の熱を2次冷却材へ伝え、蒸気となった2次冷却材（放射性物質を含まない）をタービンバイパス系により復水器で水に戻す、または主蒸気逃がし弁から大気に逃がすことにより、原子炉の崩壊熱を除去する。③その後、1次冷却材の温度及び圧力が177℃、約3MPaになった段階で、余熱除去ポンプで1次冷却材を余熱除去冷却器<sup>16</sup>に送り、余熱除去冷却器で1次冷却材の熱を原子炉補機冷却系の水に伝え最終的な熱の逃がし場である海へ移送、1次冷却材の温度及び圧力を60℃、0.3MPaまで下げる（冷却完了）。また、④主給水ポンプが何らかの要因で使用できない場合は、後述する補助給水設備により、蒸気発生器へ給水する。

<sup>15</sup> 崩壊熱：原子炉の運転中に、燃料の核分裂もしくは中性子の吸収により生じた放射性物質が放射性崩壊する際に発生する熱。原子炉の停止後も発生が継続するが、時間とともに少なくなっていく。

<sup>16</sup> 余熱除去冷却器：原子炉に注水され燃料の崩壊熱を奪って温度が上昇した1次冷却材と余熱除去冷却器内を流れる原子炉補機冷却水との間で熱交換を行い、1次冷却材の水温を下げる設備。原子炉補機冷却水は原子炉補機冷却系の原子炉補機冷却水設備から供給され、1次冷却材との熱交換により水温が上昇した原子炉補機冷却水は、原子炉補機冷却水冷却器にて海水ポンプ等の原子炉補機冷却海水設備から供給された海水との熱交換で冷却される。

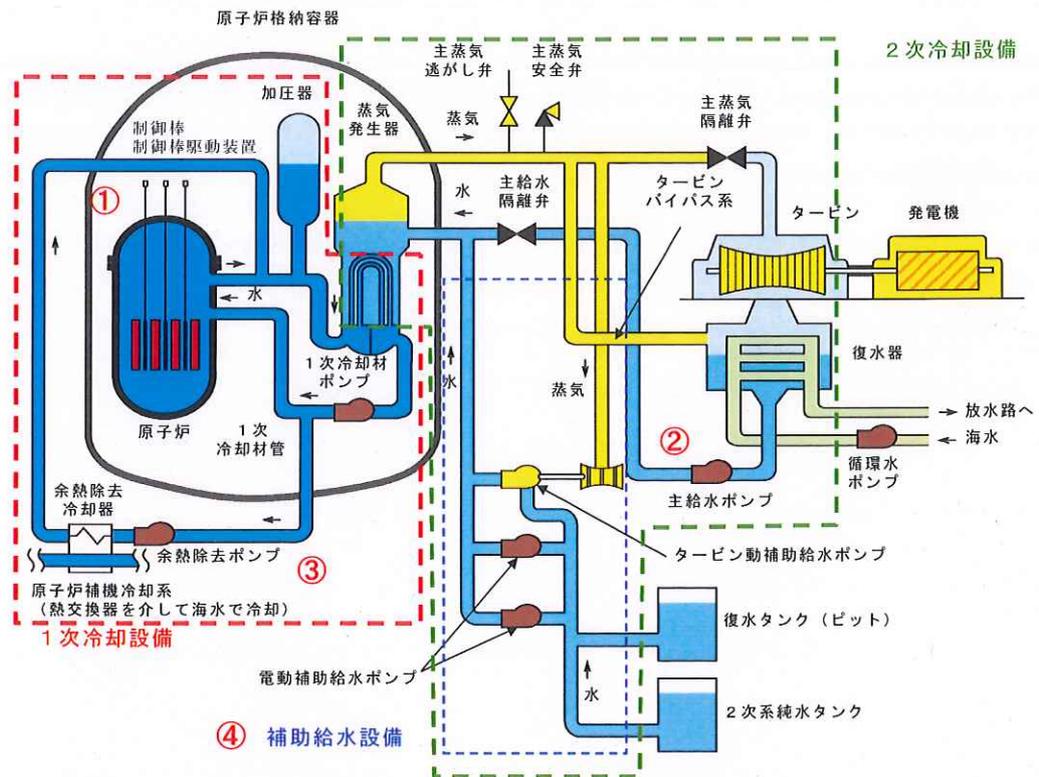


図8 原子炉停止後に崩壊熱を除去する冷却設備の概略図

以上のとおり、異常発生時には、前記「第2段階 異常拡大防止対策」により、異常の発生を早期にかつ確実に検知し、必要に応じて原子炉を「止める」こと、すなわち燃料から発せられる熱エネルギーを低減し、冷却することによって、燃料ペレット及び燃料被覆管の健全性を維持する。このため、平常運転時と同様、核分裂生成物の大部分は燃料ペレット内（第1の障壁）に、一部の気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内（第2の障壁）にそれぞれ保持される。いうまでもなく、この場合、他の障壁（原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器（鋼板）、原子炉格納容器（コンクリート））の健全性も維持される。

### 3 放射性物質異常放出防止対策

本件原子力発電所においては、何らかの異常が発生した場合、前記「第2段階 異常拡大防止対策」で述べたとおり、この異常の発生を早期にかつ確

実に検知し、必要に応じて原子炉を停止し、冷却することにより、放射性物質は燃料ペレット及び燃料被覆管内（第1及び第2の障壁）に閉じ込められる。また、仮に燃料被覆管が破損して放射性物質が漏出するような事故が生じて、燃料被覆管の外側の障壁である原子炉冷却材圧力バウンダリ（第3の障壁）の健全性が損なわれなければ、放射性物質は原子炉冷却材圧力バウンダリ外に漏えいすることはない。

一方、配管の健全性確保には万全を尽くしているが、万一原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破損等により1次冷却材が流出する事故（以下「LOCA<sup>17</sup>」という。）のような事象が発生した場合、1次冷却材が原子炉格納容器内に流出し、1次冷却材により蒸気発生器へ熱エネルギーを運ぶ機能が低下（原子炉を冷やす機能が低下）することによって、そのままでは炉心の冷却ができなくなり、燃料の損傷、原子炉容器の損傷につながりかねない。

このため、原子炉を「冷やす」設備として非常用炉心冷却設備（以下「ECCS<sup>18</sup>」という。）を設けている。あわせて、LOCAのように原子炉冷却材圧力バウンダリによる放射性物質の閉じ込めが期待できない事故が発生した場合に1次冷却材とともに漏えいした放射性物質を閉じ込めるため、原子炉格納容器や後述する原子炉格納容器スプレイ設備等を設けている。

以下、周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止するための対策についてLOCAを例に説明する。

(1) 1次冷却材喪失事故（LOCA）時の炉心冷却（原子炉を「冷やす」）

仮にLOCAが発生した場合、その配管破断部から漏えいした高温（約300℃）・高圧（約150気圧）の1次冷却材は、瞬時に原子炉格納容器（内部は大気圧とほぼ同じ圧力）に高温・高圧の蒸気となって噴出し、1次冷却材圧力の著しい低下や、原子炉格納容器圧力の上昇等の異常が発生する。検出器がこれらの異常を検知した場合、ECCSは原子炉保護設備から発

<sup>17</sup> LOCA : Loss of Coolant Accident（1次冷却材喪失事故）の略

<sup>18</sup> ECCS : Emergency Core Cooling System（非常用炉心冷却設備）の略

せられる非常用炉心冷却設備作動信号により自動作動する（原子炉は原子炉トリップ信号により緊急停止する。）。

ECCSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するいかなる配管の破断等を想定しても炉心の重大な損傷を防止するに十分な量のほう酸水を、原子炉容器内に注入することができる能力を備えており、①高圧注入系、②低圧注入系及び③蓄圧注入系という複数の注水系統を有する。LOCAの発生により、高圧注入系の高圧注入ポンプ及び低圧注入系の余熱除去ポンプが直ちに自動作動し、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力が高い際には高圧注入系が、その後原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力が低下すると低圧注入系が、それぞれ有効に働き、ほう酸水を原子炉容器内に注水する。蓄圧注入系の蓄圧タンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力が一定程度低下した時点で自動開放し、ほう酸水を原子炉容器内に注水する。これにより、原子炉の緊急停止後も発生する燃料の崩壊熱を除去することによって、燃料ペレット及び燃料被覆管の健全性は維持される。

安全上重要な設備であるECCSは、以下のとおり、多重性または多様性及び独立性を有する設備である（図9）。

①高圧注入系は1台で十分な量を燃料取替用水タンク（ピット）<sup>19</sup>から炉心へ注水できる容量の高圧注入ポンプを2台分離して設置（2系列）し、同ポンプの電動機は各々独立した非常用母線に接続している。また、外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機等からの電力を受電できる。さらに、燃料取替用水タンク（ピット）のほう酸水量が減少した場合には、水源を④格納容器再循環サンプ<sup>20</sup>に切り替え（循環モード）、原子炉格納容器の底に溜まった水を冷却し、再度注入することができる。

②低圧注入系は1台で十分な量を燃料取替用水タンク（ピット）から炉心へ注水できる容量の余熱除去ポンプを2台分離して設置（2系列）し、高圧注入系と同様、非常用ディーゼル発電機の利用、格納容器再循環サンプか

<sup>19</sup> 燃料取替用水タンク：ほう酸水を貯えるタンク。事故等発生時、ECCS、原子炉格納容器スプレイ設備の水源となる。（玄海4号機では燃料取替用水ピットという。）

<sup>20</sup> 格納容器再循環サンプ：原子炉格納容器の床面に設置された、1次冷却設備から漏えいした1次冷却材（ECCSにより注入されたほう酸水を含む。）及び原子炉格納容器スプレイ設備からスプレイされたほう酸水を溜める槽。

らの給水ができる。高圧注入系，低圧注入系とも2系列あり，何らかの要因により1系列が使用できない場合は，もう1系列にて十分に炉心を冷却できる。

③蓄圧注入系は高濃度のほう酸水を貯える蓄圧タンク（4基）と1次冷却設備を配管で接続した装置で，蓄圧タンクは窒素ガスで加圧されており，1次冷却材の圧力が一定程度低下した場合に，外部電源等の駆動源（電源）を必要とせず，逆止弁の自動開放によってほう酸水を原子炉に自動的に注入することができる。

なお，①，②，③いずれかの方法により炉心に注水されたほう酸水は，燃料の崩壊熱を奪って自身の温度が上昇し格納容器再循環サンプに溜まることとなるが，⑤余熱除去冷却器（2基）によって冷却することができ，水源を格納容器再循環サンプに切り替え注水する際は，冷却されたほう酸水を注水することができる。

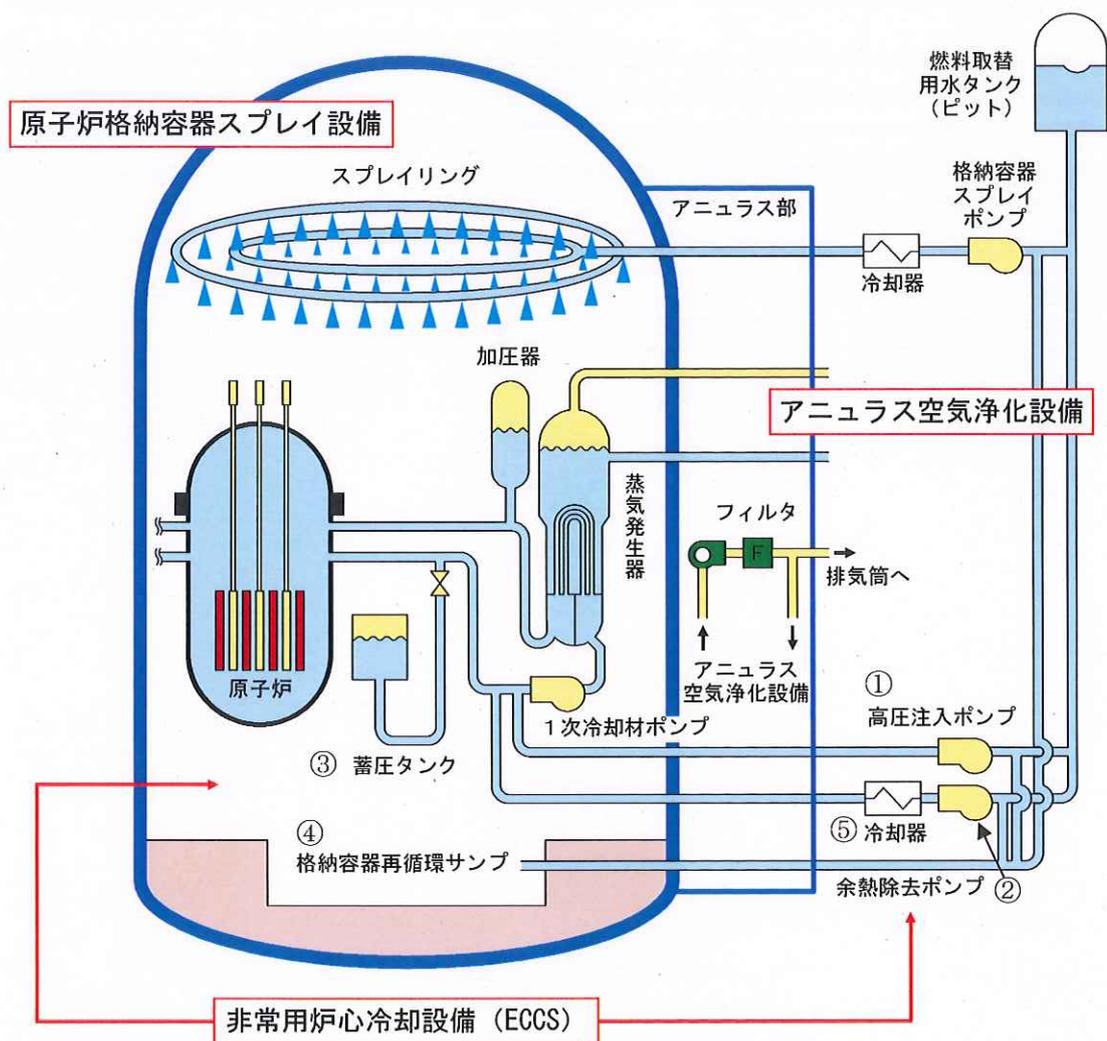


図9 ECCS等の概略図

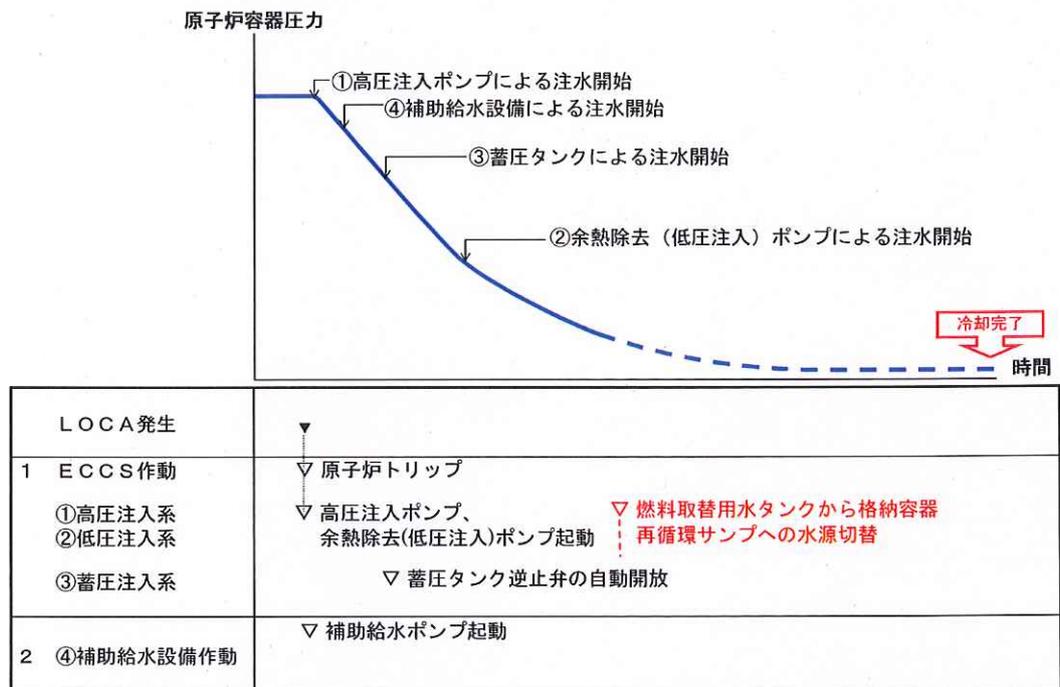
また、ECCSが作動した場合、蒸気発生器を通じた崩壊熱の除去（冷却）のため、主給水ポンプとは別の水源（復水タンク<sup>21</sup>等）から蒸気発生器に水を送る補助給水設備が自動作動する（16頁、図8）。

安全上重要な設備である補助給水設備は、蒸気発生器への注水のためのポンプを複数備えるなど多重性または多様性及び独立性を有する設備である。具体的には、1台で冷却のための十分な能力を有する注水ポンプを、本件原子力発電所の各号機に電動機により駆動する電動補助給水ポンプを

<sup>21</sup> 復水タンク：2次冷却設備への補給水を貯えるタンクで、原子炉運転中は常に満水状態にある（玄海4号機においては復水ピットという。）。事故等発生時には、補助給水設備の水源となる。

2台、動力源として電力を必要とせず蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプを1台備えている。また、電動補助給水ポンプの電動機は、外部電源が失われた場合でも非常用ディーゼル発電機等から電源供給を受けることができ、タービン動補助給水ポンプは主蒸気管から分岐した蒸気で駆動するため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電源が失われた場合にも運転できる。

これまで述べてきたECCS及び補助給水設備によるLOCA時における原子炉等への注水の流れについて、図10にその概略を示す。



※ LOCAによる1次冷却材の漏えい量が多い場合は、原子炉容器の圧力が図のような緩やかな圧力の低下ではなく、直ちに低下するため、高圧注入系、低圧注入系及び蓄圧注入系のほう酸水がほぼ同時に炉心へ注入され、事象発生の数十分後に再循環モードとなる。また、この場合は、1次冷却材の自然循環が期待できないため、補助給水設備による蒸気発生器を通じた崩壊熱の除去は効果的ではない。

図10 LOCA時における原子炉等への注水の流れ

## (2) 放射性物質を「閉じ込める」

### ア 原子炉格納容器

LOCAのように原子炉冷却材圧力バウンダリ（第3の障壁）に障壁

としての機能を期待できない事故が発生した場合に備え、放射性物質を閉じ込める障壁として、その外側に原子炉格納容器（鋼板）（第4の障壁）及び原子炉格納容器（コンクリート）（第5の障壁）を設けている。

原子炉格納容器は、耐圧性に優れたプレストレストコンクリート造とし、その内面に機密性を確保するための鋼製ライニングを設けた円筒形容器（内高約65m、内径約43m、胴部厚約1.3m）で、原子炉容器や蒸気発生器等を格納する。LOCAが発生した場合等においては、圧力障壁となり、放射性物質の放出に対する障壁（外部しゃへい）となる。その基礎は直接岩盤で支持するとともに、建設時には、原子炉格納容器の建設完了後、最高使用圧力の1.125倍の耐圧試験を行い、漏えいのないことを確認するとともに、運転開始後も定期的に確認している。

後述する原子炉格納容器スプレイ設備とあわせ、原子炉格納容器の障壁としての機能はLOCA時等においても確保される。

#### イ 原子炉格納容器スプレイ設備

LOCA等の事故発生時における原子炉格納容器内の圧力・温度の上昇から原子炉格納容器を守り、放射性物質を「閉じ込める」機能を失わせないため、原子炉格納容器スプレイ設備が備えられている（20頁、図9）。

原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ（2台）、スプレイリング及び格納容器スプレイ冷却器等で構成され、燃料取替用水タンク（ピット）内のほう酸水に苛性ソーダを混ぜた冷却水を原子炉格納容器内に噴霧する設備であり、原子炉格納容器圧力の異常高が検知された時点で自動作動する。

このような設備を具備しているのは、第一に、LOCAにより高温・高圧（約300℃、約150気圧）の1次冷却材が蒸気の状態では原子炉格納容器内に充満した場合、原子炉格納容器内の圧力・温度が上昇し、原子炉格納容器が破損するおそれがあるところ、スプレイリングから冷却水を原子炉格納容器内に噴霧することによって、蒸気を凝縮し水に変え（体積を

減少させ)、原子炉格納容器内の圧力・温度を低下させるためである。第二に、冷却水にヨウ素除去薬品タンク内の苛性ソーダを添加することによって、LOCAにより原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材(蒸気)に含まれる放射性ヨウ素を苛性ソーダと反応させ、冷却水に取り込み減少させるためである。燃料取替用水タンク(ピット)の水量が減少した場合には、水源を格納容器再循環サンプに切り替え、原子炉格納容器の底に溜まった水を再利用して注水することができるのはECCSと同様である(燃料の崩壊熱で水温が上昇しているが、格納容器スプレイ冷却器により冷却し、冷却した水を噴霧できる。)

#### ウ アニュラス空気浄化設備

LOCA発生時には、前述のとおり核分裂により生成した放射性物質が1次冷却材(蒸気)に含まれ原子炉格納容器内に放出されることから、この放射性物質を捕捉し、周辺環境への放出を極力抑制するためにアニュラス空気浄化設備が設置されている(20頁、図9)。

アニュラス部<sup>22</sup>に設置されたアニュラス空気浄化設備(2台)は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット(よう素フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型)等により構成された設備で、ECCSの作動と同時に自動作動する。アニュラス空気浄化ファンの作動によりアニュラス部の圧力を原子炉格納容器より負圧にし、アニュラス部に漏れ出た原子炉格納容器の空気(蒸気)に含まれる放射性物質をよう素フィルタ(よう素除去効率:95%以上)及び微粒子フィルタ(粒子除去効率:99%以上)により除去する。

以上のとおり、LOCA等により一部の放射性物質が原子炉冷却材圧力バウンダリ外に流出した場合においても、前記「第3段階 放射性物質異常放出防止対策」により、炉心の著しい損傷を防ぎ、大部分の核分裂生成物は燃料ペレット、燃料被覆管及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に保持さ

<sup>22</sup> アニュラス部:原子炉格納容器を取り巻く、密閉された空間。

れ、放射性物質を原子炉格納容器に確実に閉じ込めることで、放射性物質の周辺環境への異常な放出は防止される。

#### 4 小括

以上のとおり被告は、本件原子力発電所において、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策を講じている。したがって、事故等の発生により多重の障壁の健全性が損なわれることはなく、放射性物質が周辺環境に異常に放出されるようなことはない。

なお、被告は、安全上重要な設備をはじめとした本件原子力発電所の設備について、健全に維持し異常発生の未然防止を図るため、定期的に設備・機器の点検、検査、取替え等を実施している。具体的には、保全プログラム<sup>23</sup>において保全を行うべき対象範囲を定め、保全重要度<sup>24</sup>に応じて点検計画、補修・取替え・改造計画といった保全計画を立て、その保全計画に従って点検・補修等を実施している。また、保全計画においては、設備が関係法令、関係規格、基準に適合していることを確認するとともに、設備の重要性を勘案して、必要に応じて事故事例・科学的知見も考慮することとされており、被告は事故事例・科学的知見等を入手した場合には、必要な点検・補修等を実施している。

また、玄海3号機（平成6年3月営業運転開始）及び玄海4号機（平成9年7月営業運転開始）は、営業運転開始以降、約25年間にわたり順調な運転実績を積み重ねており、これまで1次冷却設備が原因で原子炉を緊急停止した実績はなく、ECCSの動作を伴う原子炉の緊急停止の実績もない。

---

<sup>23</sup> 保全プログラム：保全の計画、実施、評価及び改善の活動を行うために必要なプロセス及びその内容を適切な単位ごとに具体的に定めたもの。

<sup>24</sup> 保全重要度：安全機能、リスク情報、供給信頼性及び運転経験等を勘案して保全プログラムを実行する際における構築物、系統及び機器の重要さ度合い。

## 第4 福島第一原子力発電所事故を契機とした安全確保対策

### 1 福島第一原子力発電所事故の概要

平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震に伴い福島第一原子力発電所事故が発生した。この事故においては、地震発生後直ちに原子炉は停止したものの、地震により同発電所への送電設備等が損傷したため外部電源が失われたこと(①)、その後襲来した津波により外部電源喪失後に作動していた非常用ディーゼル発電機が停止し、同じく津波により原子炉の熱を海に逃がすための海水ポンプも破損したこと、さらに計測や制御のために必要な直流電源が喪失したこと(②)により、事故防止に係る安全確保対策が奏功せず炉心の著しい損傷に至り(③、④、⑤)、格納容器等も損傷し(⑥、⑦)、放射性物質が周辺環境に多量に放出された(図11)。

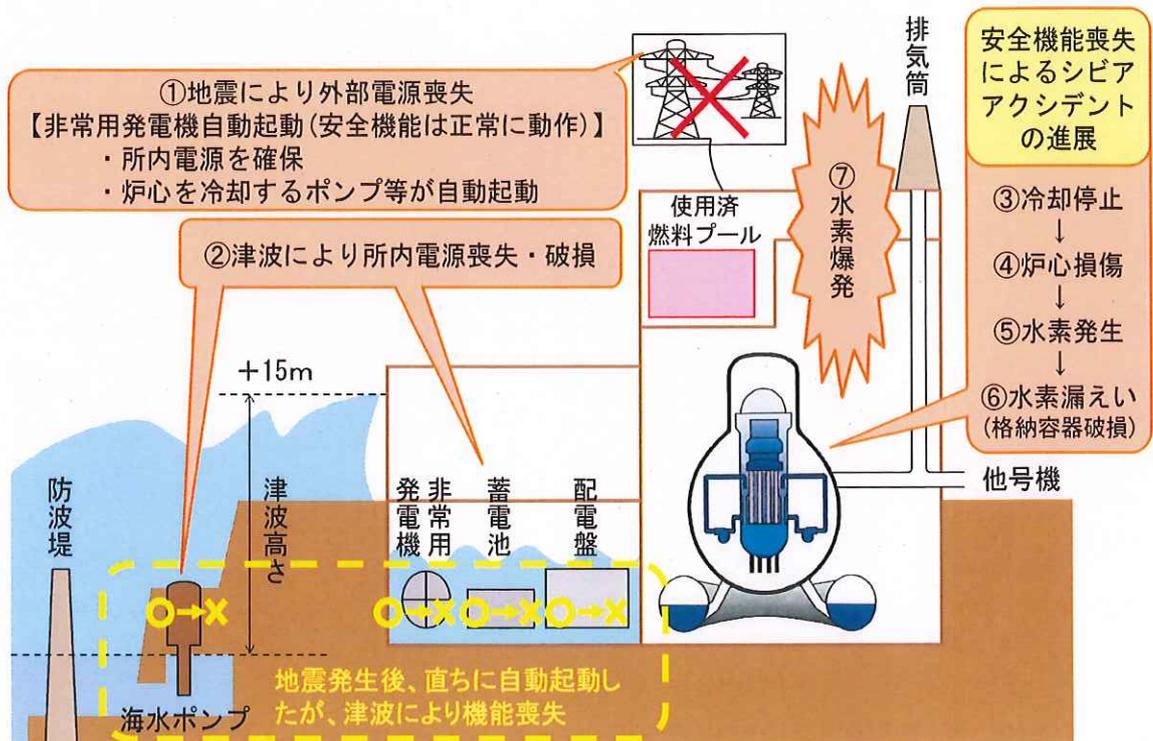


図11 福島第一原子力発電所事故の概要

## 2 福島第一原子力発電所事故を契機とした被告の対応

### (1) 事故防止に係る安全確保対策の再評価

被告は、前記第3で述べた第1段階から第3段階までの「既存の安全上重要な設備での対応」（8頁，図5）について、本件原子力発電所に係る自然的立地条件（地盤，地震，津波等）を十分に把握した上でその特性を踏まえた設計及び建設を行い，建設以降も随時，最新の知見に基づいた評価・検討を実施し，安全上重要な設備がその機能を失うことのないことを確認してきたが，福島第一原子力発電所事故を契機として，地震や津波など安全上重要な設備が一斉にその機能を失うような共通要因故障の原因となりうる自然的立地条件の想定を従前以上に厳しく（安全側に）した上で，火山や竜巻などの他の自然現象も想定し（表3），これらが本件原子力発電所に及ぼす影響について再評価を行い，既存の安全上重要な設備がその機能を失うことのないことを確認した。

表3 主な自然現象の想定

	福島第一原子力発電所 事故前	福島第一原子力発電所 事故後
地震 (基準地震動の最大加速度)	540ガル	620ガル
津波 (津波高さ)	約2m	約6m (<敷地高さ約11m)
火山 (降下火砕物の層厚)	—	10cm
竜巻 (最大風速)	—	100m/s

### (2) 更なる安全確保対策の実施

上記のとおり，第1段階から第3段階までの「既存の安全上重要な設備での対応」により，本件原子力発電所の多重の障壁の健全性が損なわれることはないが，被告は，多重の障壁の健全性を維持するために設けている，原子炉を「止める」「冷やす」，放射性物質を「閉じ込める」という信頼性の高い安全上重要な設備がその安全機能を喪失するような事

態も想定し、そのような場合に事象の進展，拡大を防止し，炉心の著しい損傷や原子炉格納容器の破損を防止するため，「第4段階 放射性物質異常放出防止対策」及び「第5段階 放射性物質の放出を極力抑える」ための「更なる安全確保対策」として，常設及び可搬式の設備（注水設備，電源設備等）を新たに配備するとともに（図12），その手順等を定め，訓練を繰り返し実施し，より一層安全確保対策を充実させている（図13）。

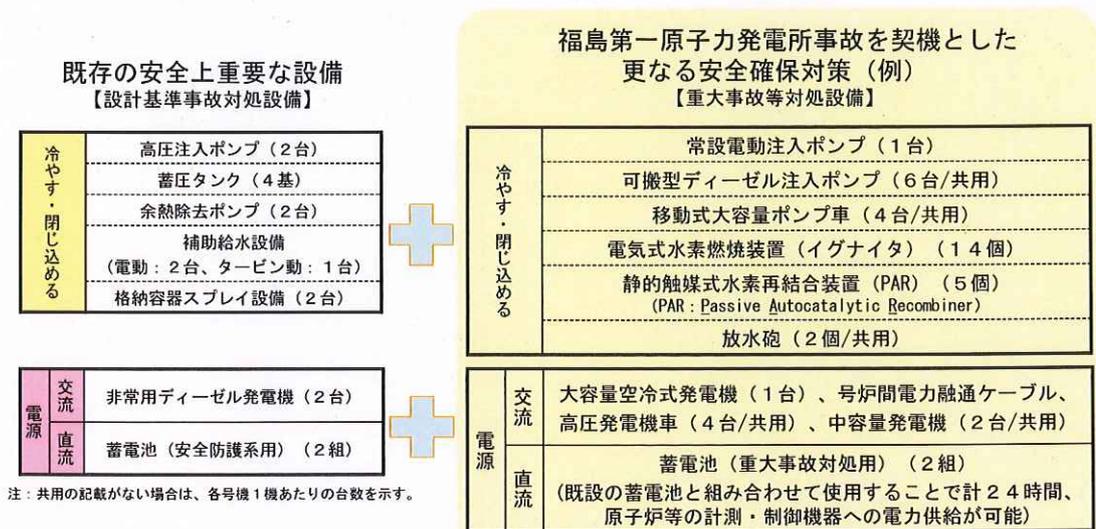


図12 新たに配備した常設及び可搬型の主な設備

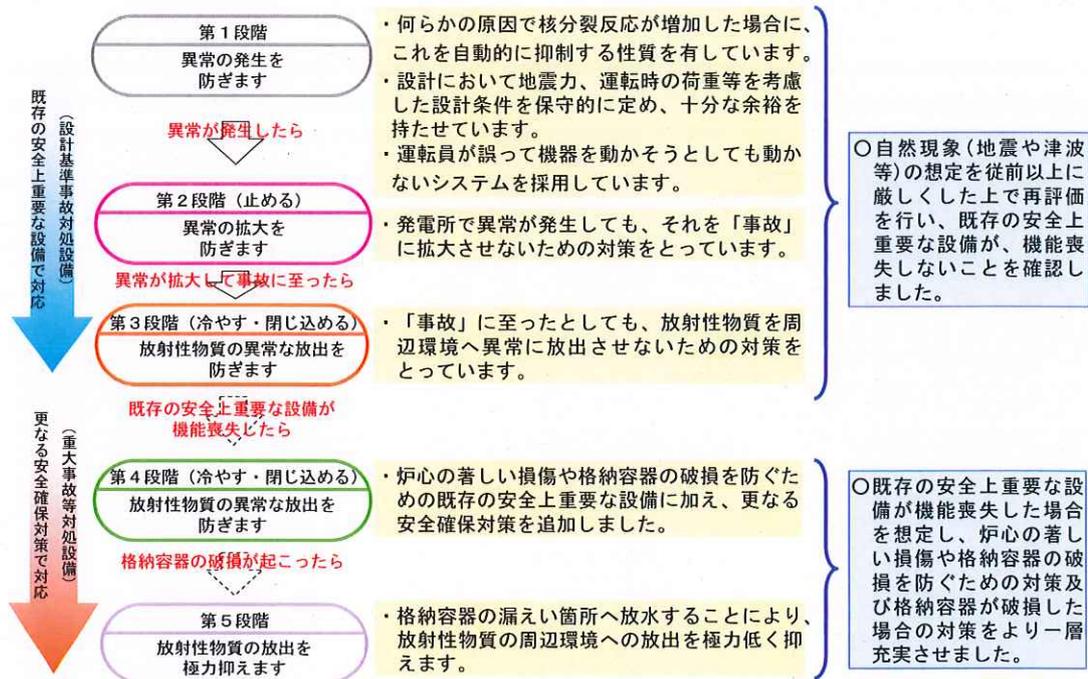


図 1 3 本件原子力発電所における安全確保対応の流れ  
 （福島第一原子力発電所事故後）

一例として、福島第一原子力発電所事故の要因となった全交流電源喪失に対する電源確保対策の強化について述べると、被告は、安全上重要な設備等に電源供給できる十分な容量を有する大容量空冷式発電機を各号機に1台、新たに設置している。大容量空冷式発電機は、設置場所（津波の到達しない強固な地盤の高台）から建屋内受電盤まで送電ケーブルを常設しており、中央制御室からの操作で速やかに起動でき、燃料については7日間の連続運転が可能な量を発電所内に確保している。さらに大容量空冷式発電機の機能喪失に備え、他号炉の非常用ディーゼル発電機から電力融通を受けるための設備（号炉間電力融通電路（予め敷設済）、予備ケーブル（号炉間電力融通用））や高圧発電機車、中容量発電機車を設置または津波の到達しない強固な地盤の高台に配備している<sup>25</sup>。【乙

<sup>25</sup> 原子炉等の状態監視のための計測制御機器については、外部電源または非常用ディーゼル発電機、さらには大容量空冷式発電機等から電源供給するが、いずれの電源も機能喪失した場合には、自動的に蓄電池（安全防護系用）から供給される。参加人は、新規制基準を踏まえ、新たに蓄電池（重大事故等対処用）を追加設置し、両蓄電池を併せることで8時間、さらに必要な負荷以外の切り離しを行うことで16時間の計24時間、原子炉等の計測

## 第5 まとめ

被告は、多重の障壁（燃料ペレット，燃料被覆管，原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器（鋼板），原子炉格納容器（コンクリート））により放射性物質を閉じ込め，事故等発生時においても多重の障壁の健全性を維持するため，原子炉を「止める」「冷やす」，放射性物質を「閉じ込める」という事故防止に係る安全確保対策を講じており，事故等により多重の障壁の健全性が損なわれることはない。

更には，福島第一原子力発電所事故を契機として，安全上重要な設備がその安全機能を喪失するような事態も想定し，事故防止に係る安全確保対策を一層充実させており，放射性物質が周辺環境に異常に放出される現実的危険性はない。

以上

---

制御機器への電源供給を可能としている。さらに蓄電池が枯渇した場合に備え，可搬型直流電源設備（直流電源用発電機及び可搬型直流変換機）を新たに配備している。