

平成25年(行ウ)第13号

玄海原子力発電所3号機, 4号機運転停止命令義務付け請求事件

原告 石丸 ハツミ 外

被告 国

参加人 九州電力株式会社

### 準備書面 1

(安全確保対策)

平成30年3月16日

佐賀地方裁判所 民事部合議2係 御中

参加人訴訟代理人弁護士

永原



同

熊谷善昭



同

家永由佳里



同

恩穂井達也



同

渡邊洋祐



## 目 次

第 1	はじめに .....	4
第 2	本件原子力発電所の概要 .....	5
1	玄海 3 号機 .....	5
2	玄海 4 号機 .....	5
第 3	事故防止に係る安全確保対策 .....	5
1	異常発生防止対策 .....	7
(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 .....	8
(3)	誤動作や誤操作による影響を防止するための設計 .....	9
2	異常拡大防止対策 .....	9
(1)	異常を早期に検知する .....	10
(2)	原子炉を「止める」 .....	11
3	放射性物質異常放出防止対策 .....	15
(1)	1 次冷却材喪失事故（LOCA）時の炉心冷却（原子炉を「冷やす」） .....	16
(2)	放射性物質を「閉じ込める」 .....	20
4	小括 .....	23
第 4	新規制基準を踏まえた安全確保対策の強化 .....	24
1	新規制基準の概要 .....	24
2	新規制基準を踏まえた参加人の対応 .....	25
(1)	事故防止に係る安全確保対策の強化 .....	25
(2)	重大事故等対策の実施 .....	25
3	新規制基準のもとでの設置変更許可 .....	27
第 5	原告らの主張に対する反論 .....	27
1	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工場等外へ	

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てい ること .....	27
(1) 参加人の措置の状況（有効性評価） .....	28
(2) 原告らの主張に対する反論 .....	40
2 原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための設備を備えてい ること .....	46
(1) 参加人の対策 .....	46
(2) 設備及び手順の有効性評価 .....	53
(3) 原告らの主張に対する反論 .....	53
3 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を備えていること	58
(1) 参加人の対策 .....	58
(2) 原告らの主張に対する反論 .....	61
第6 まとめ .....	62

## 第1 はじめに

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。）を踏まえ改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「改正原子炉等規制法」という。）のもと施行された「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」（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技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）等（以下、設置許可基準規則と技術基準規則等を総称して「新規制基準」という。）においては、安全確保対策に関し、従来の規制基準でも要求されていた事故防止に係る安全確保対策の強化に加えて、新たに重大事故等対策を講じることが求められることとなった。本訴訟では、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うち、上記の重大事故等対策が新規制基準に適合しているかが争点とされている。

本書面では、本件原子力発電所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において本件原子力発電所の概要について述べ、次に第3において参加人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において新規制基準の施行を受け強化された事故防止に係る安全確保対策及び新たに要求された重大事故等対策の内容を概略的に述べ、参加人が安全確保対策をより一層強化し、平成29年1月18日に設置変更許可処分を受けたことを示す。最後に第5において、原告らが主張する参加人の重大事故等対策について述べたうえで、必要な範囲で原告らの主張に対する反論を行うことにより、平成29年1月18日付けでなされた本件原子力発電所に係る原子炉設置変更許可処分の違法を述べる原告らの主張に理由がないことを明らかとする。

## 第2 本件原子力発電所の概要

### 1 玄海3号機

玄海3号機は、昭和59年10月12日に国から原子炉設置変更許可を受け、昭和60年8月に建設工事に着工し、完成後の平成6年3月18日に営業運転を開始した。その後、数次にわたる変更許可を受けつつ順調に運転を続けてきた。平成23年3月の福島第一原子力発電所事故後は運転を停止し定期検査に入っており、参加人は平成25年7月12日に玄海3号機に係る原子炉設置変更許可申請を行い、平成29年1月18日に原子炉設置変更許可を受けた。その後平成29年8月25日に工事計画認可、平成29年9月14日に保安規定認可を受け、現在は国の使用前検査を受けている。

### 2 玄海4号機

玄海4号機は、昭和59年10月12日に国から原子炉設置変更許可を受け、昭和60年8月に建設工事に着工し、完成後の平成9年7月25日に営業運転を開始した。その後、数次にわたる変更許可を受けつつ順調に運転を続けてきた。平成23年3月の福島第一原子力発電所事故後は運転を停止し定期検査に入っており、参加人は平成25年7月12日に玄海4号機に係る原子炉設置変更許可申請を行い、平成29年1月18日に原子炉設置変更許可を受けた。その後平成29年9月14日に工事計画認可及び保安規定認可を受け、現在は国の使用前検査を受けている。

## 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、燃料被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ<sup>1</sup>、原子炉格納容器（鋼板・コンクリート一体型））（図1）の健全性を維持

<sup>1</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。

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【丙1(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、「異常発生防止対策」、「異常拡大防止対策」、「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2)【丙1(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。

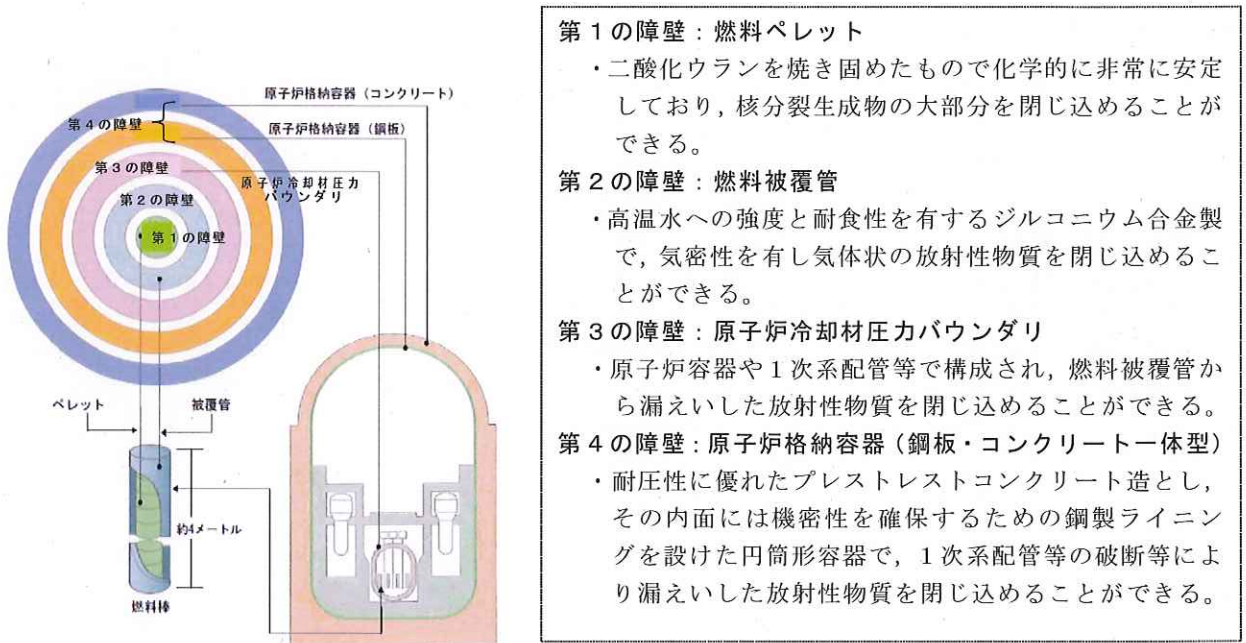


図1 放射性物質を「閉じ込める」多重の障壁

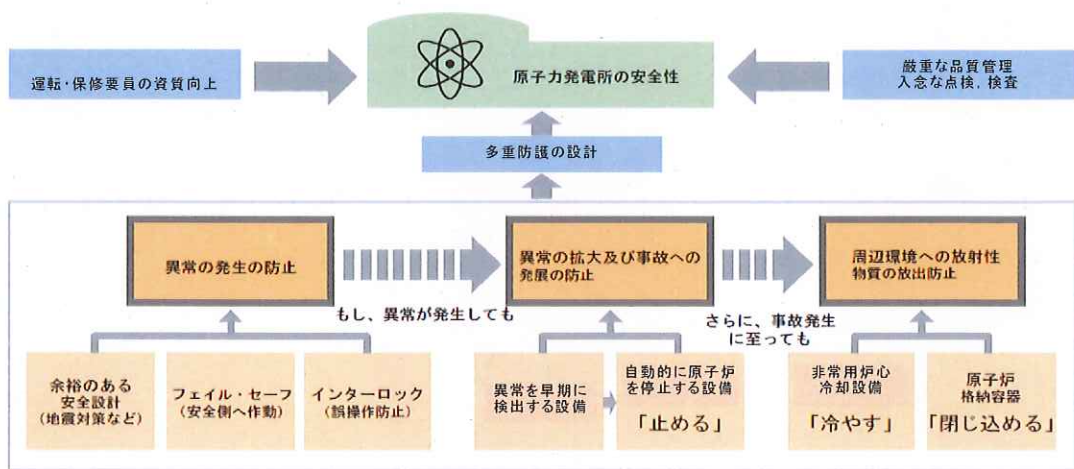


図2 多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策

### 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または自己制御性という。）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を使用し、減速材として水を使用することによって、燃料のドップラー効果<sup>2</sup>及び減速材の温度効果（密度効果）<sup>3</sup>を有し、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）。

#### (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

<sup>2</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、核分裂可能なウラン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>3</sup> 減速材の温度効果（密度効果）：核分裂で発生した速度の速い中性子は、水などの減速材に衝突して減速され、速度の遅い中性子（熱中性子）となることにより、ウラン235と衝突しウラン235を分裂させるが、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に、衝突が減り、結果して減速される中性子が少なくなる。このため、ウラン235の分裂が減少し、出力は低下することとなる。



電所の原子炉容器については、平常運転圧力(約15.4MPa[gage]<sup>4</sup>)に対し、十分余裕のある最高使用圧力(17.16MPa[gage])で設計している。

### (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>5</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>6</sup>の仕組みを採用している。

以上のとおり、平常運転時においては、これらの「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に、一部の気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内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)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「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。

<sup>4</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。

<sup>5</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>6</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。

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>7</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>7</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次冷却材系統の異常（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3）。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。なお、仮に制御棒が挿入できない場合は、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によって、原子炉を停止することができる。

表2 原子炉トリップ信号の一覧

中性子源領域/中間領域/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作動
原子炉圧力高/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

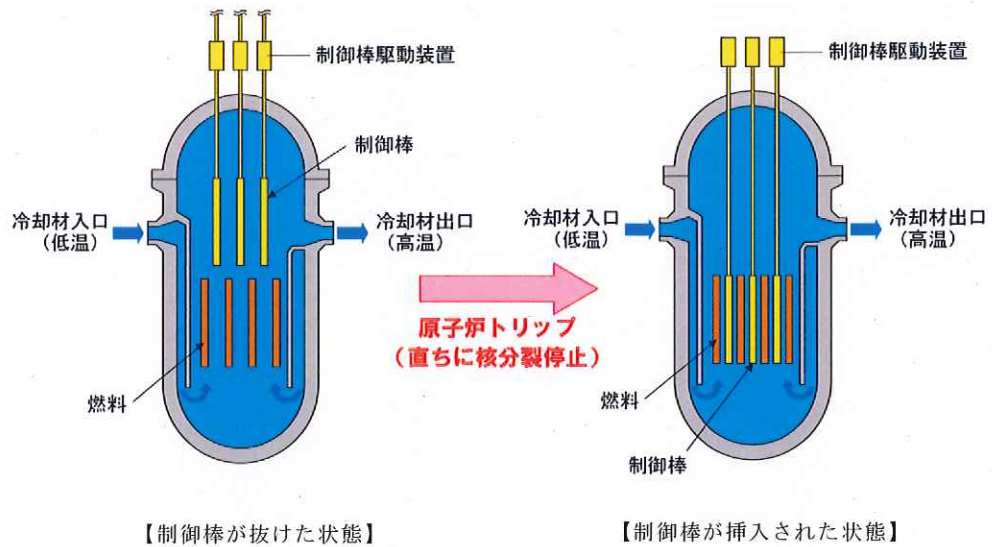


図3 原子炉緊急停止時の制御棒の動作

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4）。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>8</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>8</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。

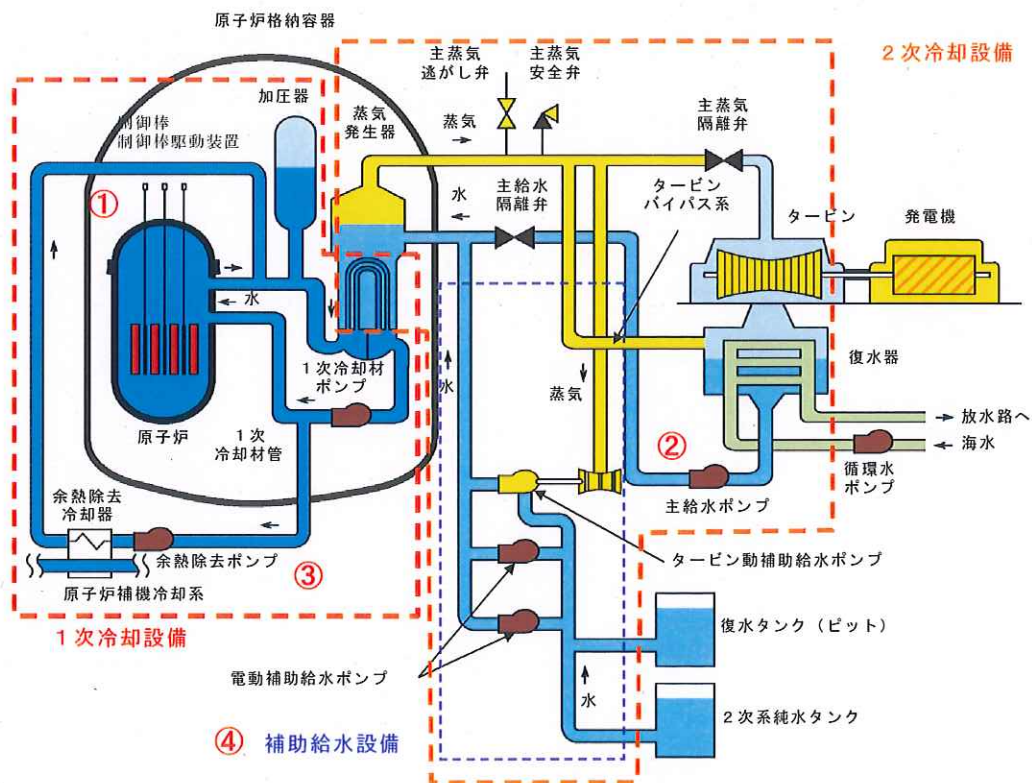


図4 原子炉停止後に崩壊熱を除去する冷却設備の概略図

以上のおり，異常発生時には，上記「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に，一部の気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内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）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「異常拡大防止対策」により，放射性物質は燃料ペレット及び燃料被覆管内に閉じ込められる。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>9</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>10</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

<sup>9</sup> LOCA : Loss of Coolant Accident（1次冷却材喪失事故）の略

<sup>10</sup> ECCS : Emergency Core Cooling System（非常用炉心冷却設備）の略



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5）。

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>11</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ル<sup>12</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再利用して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ルからの給水ができる。高圧注入系、低圧注入系とも2系列あり、

<sup>11</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>12</sup> 格納容器再循環サンプル：原子炉格納容器の床面に設置された、1次冷却設備から漏れいた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。

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次冷却設備と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。

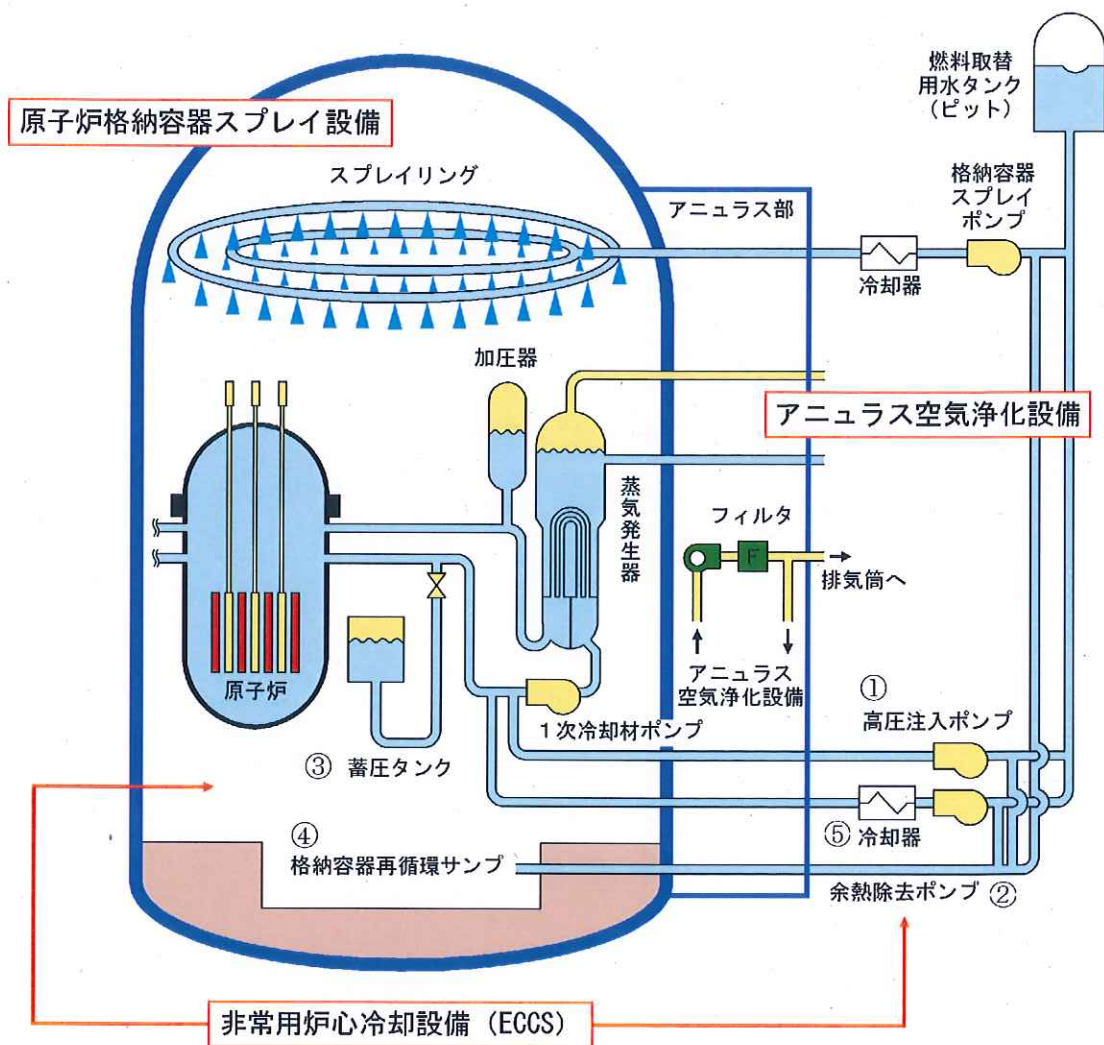


図5 ECCS等の概略図

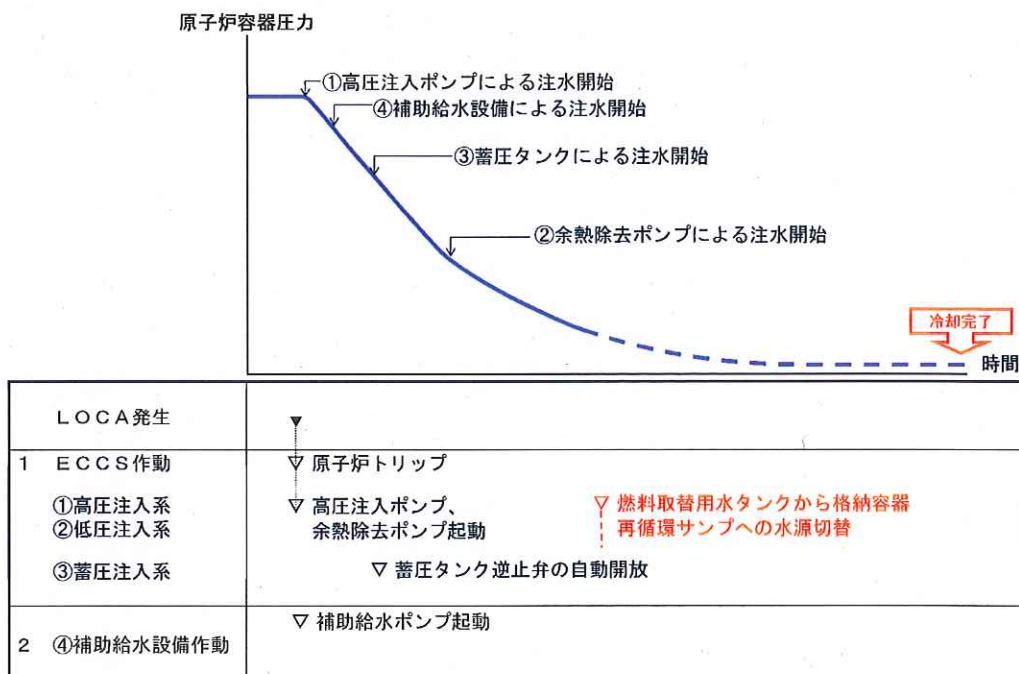
また、ECCSが作動した場合、蒸気発生器を通じた崩壊熱の除去(冷却)のため、主給水ポンプとは別の水源(復水タンク<sup>13</sup>等)から蒸気発生器に水を送る補助給水設備が自動作動する(15頁、図4)。

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

<sup>13</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。

水ポンプを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6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6 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倍の圧力試験を行い、漏えいのないことを確認するとともに、完成後も定期的に漏えい率を確認している。

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（19頁、図5）。

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（19頁、図5）。

アニュラス部<sup>14</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、上記「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

<sup>14</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。

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

以上のおり参加人は、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、参加人は、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>15</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>16</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、参加人は事故事例・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20年超にわたり順調な運転実績を積み重ねており、これまでECCSの動作を伴う原子炉の緊急停止の実績はない。

---

<sup>15</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>16</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 新規制基準を踏まえた安全確保対策の強化

### 1 新規制基準の概要

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、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、格納容器等も損傷し、放射性物質が周辺環境に多量に放出された。

この福島第一原子力発電所事故を踏まえ制定された新規制基準においては、原子力発電所の安全確保に関してより保守的な対応が求められることとなった。

まず、新規制基準においては、従来の規制基準から要求されている事故防止に係る安全確保対策の強化が求められることとなった。すなわち、新規制基準では、共通要因故障<sup>17</sup>の原因となる事象を、福島第一原子力発電所事故の原因となった津波に限らず幅広く捉えて、かつその考慮を手厚くし、炉心の著しい損傷を確実に防止して、原子力発電所の安全確保をより確実なものとするべく、地震、津波等の自然現象の想定や、発電所内部での火災、溢水等に対する考慮をより厳格に求められることとなった。

その上で、複数の安全上重要な設備がその機能を喪失する事態も想定し、炉心損傷防止や格納容器破損防止といった重大事故等対策についても新たに対応が求められることになった（図7）。

<sup>17</sup> 共通要因故障：2つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因に起因する故障。



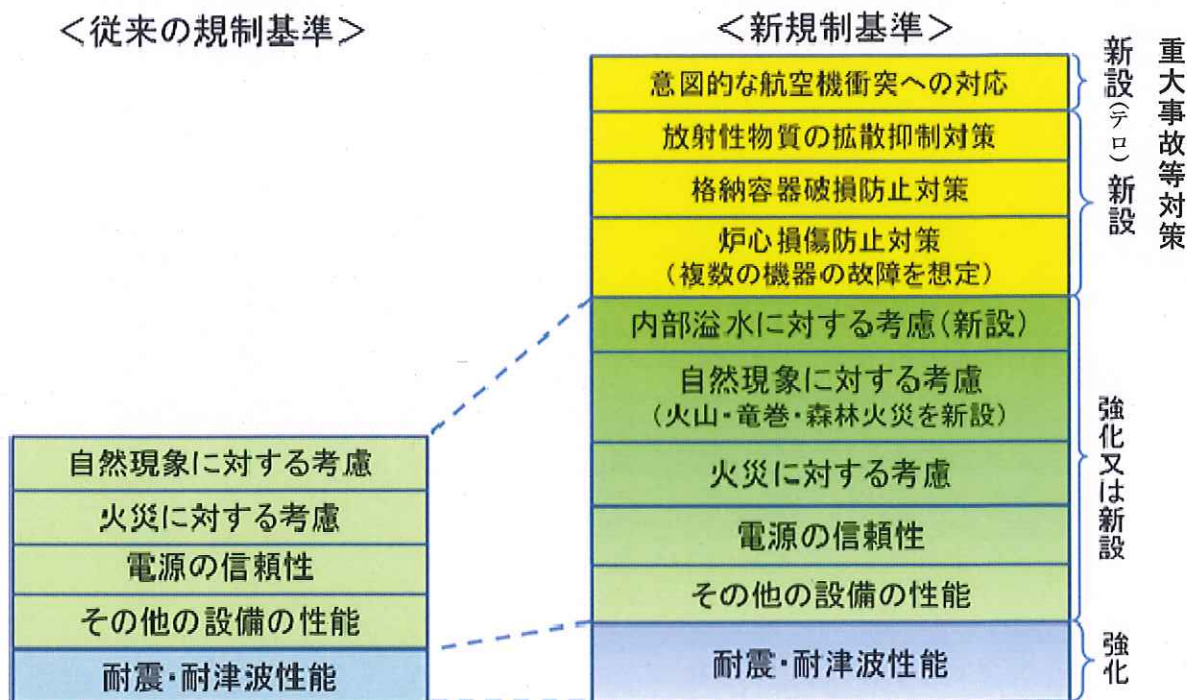


図7 従来基準と新規制基準の概要

2 新規制基準を踏まえた参加人の対応

(1) 事故防止に係る安全確保対策の強化

参加人は、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ところ、新規制基準を踏まえ、地震や津波などの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）、もしくは新たに想定し、必要に応じて対策を講じるとともに、火災や溢水等に対する対策を強化している。なお、本訴訟のもう一つの争点である地震については、その詳細について参加人準備書面2で主張する。

(2) 重大事故等対策の実施

参加人は、新規制基準により新たに対応が求められることになった重大

事故等対策について、本件原子力発電所の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を想定し、重大事故等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（表3）、その手順等を定め、訓練を繰り返し実施している。

表3 新たに設置した常設及び可搬型の主な設備

	設置目的	新たに設置した常設及び可搬型の設備
冷やす	炉心への注水	常設電動注入ポンプ（1台/プラント） 可搬型ディーゼル注入ポンプ（6台）
	熱の逃がし場の確保	移動式大容量ポンプ車（3台）※うち予備1台は放射性物質の拡散抑制と共用
	水源の確保 （八田浦ダムまたは海からの給水）	取水用水中ポンプ（14台）、中間受槽（5台） 復水タンク補給用水中ポンプ（10台）
	使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（6台） 使用済燃料ピットスプレイヘッド（5台） 可搬型ディーゼル注入ポンプ（6台）※炉心注水と共用
放射性物質を閉じ込める	原子炉格納容器へのスプレイ	常設電動注入ポンプ（1台/プラント） 可搬型ディーゼル注入ポンプ（6台）※炉心注水と共用
	水素爆轟の防止	静的触媒式水素再結合装置（5個/プラント） 電気式水素燃焼装置（イグナイタ、14個/プラント）
	放射性物質の拡散抑制	放水砲（2台）、シルトフェンス（海中カーテン） 移動式大容量ポンプ車（2台）※うち予備1台は熱の逃がし場の確保と共用
電源の強化	交流電源の確保	大容量空冷式発電機（1台/プラント） 号炉間電力融通ケーブル 中容量発電機車（2台）、高圧発電機車（4台） 燃料油貯蔵タンク（2基/プラント）、タンクローリ（3台）
	直流電源の確保 （計測制御機器の電源）	蓄電池（重大事故対処用、2組/プラント） 可搬型直流電源設備（6台）

（注）常設及び可搬型設備で「/プラント」の記載のない設備は、本件原子力発電所の共用設備。

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、参加人は、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>18</sup>。【丙2】

### 3 新規制基準のもとでの設置変更許可

参加人は、上記で述べた福島第一原子力発電所事故後の安全確保対策を踏まえ、平成25年7月12日に本件原子力発電所に係る原子炉設置変更許可申請を原子力規制委員会に対して行い、同委員会が作成した本件原子力発電所の審査書案に対する科学的・技術的意見の公募手続（パブリックコメント）が実施された上で、平成29年1月18日に開催された第56回原子力規制委員会において、「九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書」の案が付議、了承され、参加人の申請に対する同委員会の許可処分がなされた【乙54, 丙3】。

## 第5 原告らの主張に対する反論

- 1 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工場等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ているこ

<sup>18</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。

と

(1) 参加人の措置の状況（有効性評価）

設置許可基準規則 37 条 2 項は、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工場等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している。ここで、必要な措置とは、それぞれの格納容器破損モード<sup>19</sup>において、網羅的・体系的に事故の原因と事故に至るまでの進展を想定し、原子炉格納容器の破損を防止するための対策を立案し、その有効性を確認することとなっている。

本項では、以下、アにおいて、上記必要な措置として、参加人が実施した原子炉格納容器の破損を防止するための対策に係る有効性評価について概略的に述べた上で、イにおいて、原告らが主張する原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備<sup>20</sup>等に係る「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。）の有効性評価についてその内容を詳述する。

ア 参加人は、PRA<sup>21</sup>の結果を踏まえて、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モード及び格納容器破損モード毎に最も厳しい事故シーケンス<sup>22</sup>をそれぞれ選定した上で、当該事故シーケンスにおいて参加人が講じる重大事故等対策について、有効性評価を行った。その結果、いずれの格納容器破損モードにおける事故シーケンスについても参加人の講じる重大事故等対策により原子炉格納容器の

---

<sup>19</sup> 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されたもの。

<sup>20</sup> 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備については設置許可基準規則 51 条で、当該手順等については「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」（以下「技術的能力基準」という。）1. 8 項でそれぞれ求められている。

<sup>21</sup> PRA：「Probabilistic Risk Assessment」（確率論的リスク評価）の略。原子炉で想定される事故を対象に、事故を収束するために必要な安全設備が運転に失敗する可能性を確率を用いて評価し、原子炉の炉心損傷頻度等を評価する手法。

<sup>22</sup> 事故シーケンス：事故の進展について、起因事象、安全設備や緩和操作の成功・失敗、物理現象の発生の有無などの組み合わせとして表したものの。

破損に至らないことを確認した。(表4)【丙4.2 (3.1-25, 3.1-77頁), 丙4-3 (3.2-14~15頁), 乙71 (3.3-10頁), 丙4-4 (3.4-18頁), 丙4-5 (3.5-14頁)】

表 4 原子炉格納容器の破損を防止するための対策に係る有効性評価 (運転中の原子炉における重大事故) (1/2)

格納容器破損モード	評価事故シナリオ	主な格納容器破損防止対策	有効性があることを確認するための評価項目に対する評価結果
<p>①-1 格納容器過圧破損<sup>23</sup></p> <p>① 零圧気圧力・温度による静的負荷</p>	<p>大破断LOCA<sup>24</sup>時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故<sup>※1</sup></p>	<p>主な格納容器再循環防止による格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイト</li> <li>・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</li> </ul>	<p>以下の評価項目を満足することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度</li> <li>・放射性物質の総放出量</li> <li>・原子炉心と原子炉下部キャビティ<sup>25</sup>の水の相互作用により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないこと</li> <li>・原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力</li> <li>・原子炉下部キャビティ床面 (ベースマツト) に有意な侵食は発生しないこと</li> </ul> <p>なお、原子炉格納容器内の水素濃度については、格納容器スプレイトが作動することにより本評価事故シナリオより水素濃度が高くなる④にて評価。</p>
<p>①-2 格納容器過温破損<sup>23</sup></p>	<p>外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失 (全交流動力電源喪失) し、補助給水機能が喪失する事故<sup>※1</sup></p>	<p>加圧器逃がし弁による1次系強制減圧</p> <p>常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイト</p> <p>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</p>	<p>以下の評価項目を満足することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度</li> <li>・原子炉格納容器破損時の1次系圧力</li> <li>・原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力</li> </ul> <p>なお、放射性物質の総放出量については、本評価事故シナリオより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる①-1にて評価。</p> <p>溶融炉心と原子炉下部キャビティの水の相互作用及び原子炉下部キャビティ床面の有意な侵食については、本事故シナリオより炉心溶融開始及び原子炉格納容器破損時間が早く、溶融炉心が崩壊熱が大きい状態で原子炉下部キャビティに落下し、より厳しい条件となる③及び④にて評価。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度については、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定したより厳しい条件となる④にて評価。</p>
<p>② 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱<sup>26</sup></p>	<p>①-2と同様</p>	<p>①-2と同様</p>	<p>①-2と同様</p>
<p>③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用<sup>27</sup></p>	<p>①-1と同様</p>	<p>①-1と同様</p>	<p>①-1と同様</p>

※1：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイト及び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確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

<sup>23</sup> 格納容器過圧・過温破損：原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した蒸気、金属-水反応反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損することを想定するもの。

<sup>24</sup> 大破断 LOCA：1次冷却材管の両端破断のように、事象初期に急激な1次系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により直ちに炉心冷却が可能となる規模のLOCA。

<sup>25</sup> 原子炉下部キャビティ：原子炉格納容器における原子炉容器下部の空間で、原子炉容器が破損した場合、溶融炉心はここに流出する。

<sup>26</sup> 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱：原子炉容器が高い圧力の状態で損傷すると、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器が破損することを想定するもの。

<sup>27</sup> 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用：溶融炉心と原子炉容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに大きなエネルギーが発生することによって構造物が破壊され原子炉格納容器が破損するもの。

表4 原子炉格納容器の破損を防止するための対策に係る有効性評価（運転中の原子炉における重大事故）（2/2）

格納容器破損モード	評価事故シナリオ	主な格納容器破損防止対策	有効性があることを確認するための評価項目に対する主な評価結果
④ 水素燃焼 <sup>28</sup>	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故	・ 静的触媒式水素再結合装置 <sup>29</sup> による水素濃度低減	以下の評価項目を満足することを確認した。 ・ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度 ・ 原子炉格納容器破損時の1次系圧力 ・ 原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 ・ 原子炉格納容器内の水素濃度 なお、放射性物質の総放出量については、本評価事故シナリオよりも炉心溶融開始が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる①・1にて評価。
⑤ 格納容器直接接触（シエルアタック） <sup>30</sup>	発生の可能性なし <sup>※2</sup>	—	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用及び原子炉下部キャビティ床面の有意な侵食については、本事故シナリオより炉心溶融開始及び原子炉格納容器破損時間が早く、溶融炉心の崩壊熱が大きい状態で原子炉下部キャビティに落下し、より厳しい条件となる③及び④にて評価。 左記理由により評価なし
⑥ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <sup>31</sup>	①・1と同様	①・1と同様	①・1と同様

※2：原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のベドスタル（原子炉容器から流出した溶融炉心が落下する台座で囲われたエリア）に開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器特有の事象であり、PWR（本件原子力発電所）では、原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではない。このため、格納容器直接接触（シエルアタック）の発生の可能性はない。【西4-6 (1-11頁)】

<sup>28</sup> 水素燃焼：原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損することを想定するもの。

<sup>29</sup> 静的触媒式水素再結合装置：触媒（白金、パラジウム）により水素を酸素と反応させて水にする装置。P A Rとは、「Passive Autocatalytic Recombiner」の略。  
<sup>30</sup> 格納容器直接接触（シエルアタック）：原子炉容器内の溶融炉心が床面に流れる時に、溶融炉心が床面で流れることにより原子炉格納容器の壁に接触することによって原子炉格納容器が破損することを想定するもの。

<sup>31</sup> 溶融炉心・コンクリート相互作用：M C C I「Molten Core Concrete Interaction」の略。原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床の上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器内の構造部材の支持機能が喪失することを想定するもの。

## イ 格納容器過圧破損の評価

### (ア) 格納容器過圧破損の特徴

格納容器過圧破損では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、及び全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能、ECCSの低圧注入機能及び高圧注入機能等の喪失が重畳する。このため、何らの対策がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス<sup>32</sup>の蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。【丙4-2 (3.1-1頁)】

### (イ) 格納容器過圧破損防止対策

格納容器過圧破損で想定される事故シーケンスに対して、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本件原子力発電所外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器内の冷却等のための対策<sup>33</sup>並びに原子炉格納容器の過圧破損を防止するための対策<sup>34</sup>として整備している常設電動注入ポンプによる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<sup>35</sup>による格納容器内自然対流冷却等を実施する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心により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、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対策として整

<sup>32</sup> 非凝縮性ガス：温度が下がっても液体にならないガスをいう。

<sup>33</sup> 原子炉格納容器内の冷却等のための設備については設置許可基準規則49条で、当該手順等については技術的能力基準1.6項でそれぞれ求められている。

<sup>34</sup> 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備については設置許可基準規則50条で、当該手順等については技術的能力基準1.7項でそれぞれ求められている。

<sup>35</sup> 格納容器再循環ユニット：冷却コイルを内蔵し、原子炉補機冷却水設備により冷却コイルへ冷却水を供給することにより、原子炉格納容器内の気体と冷却水との熱交換・自然循環で、原子炉格納容器内の温度や圧力を低下させる設備。



備している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ等を実施するとともに、継続的に発生する水素を処理するため、水素爆発による格納容器破損を防止するための対策<sup>36</sup>として整備している静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ<sup>37</sup>による水素濃度低減対策を実施する。これらの対策の概略系統図を図8に、対応手順の概要を図9に示す。

評価事故シーケンスにおける玄海3号機及び玄海4号機同時の重大事故等対策は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成される計52名で実施する。【丙4-2（3.1-1～2, 3.1-27頁）】

---

<sup>36</sup> 水素爆発による格納容器破損を防止するための設備については設置許可基準規則52条で、当該手順等については技術的能力基準1.9項でそれぞれ求められている。

<sup>37</sup> イグナイタ：電気式水素燃焼装置で、電気ヒータにより、水素を強制的に燃焼させて水にする装置。

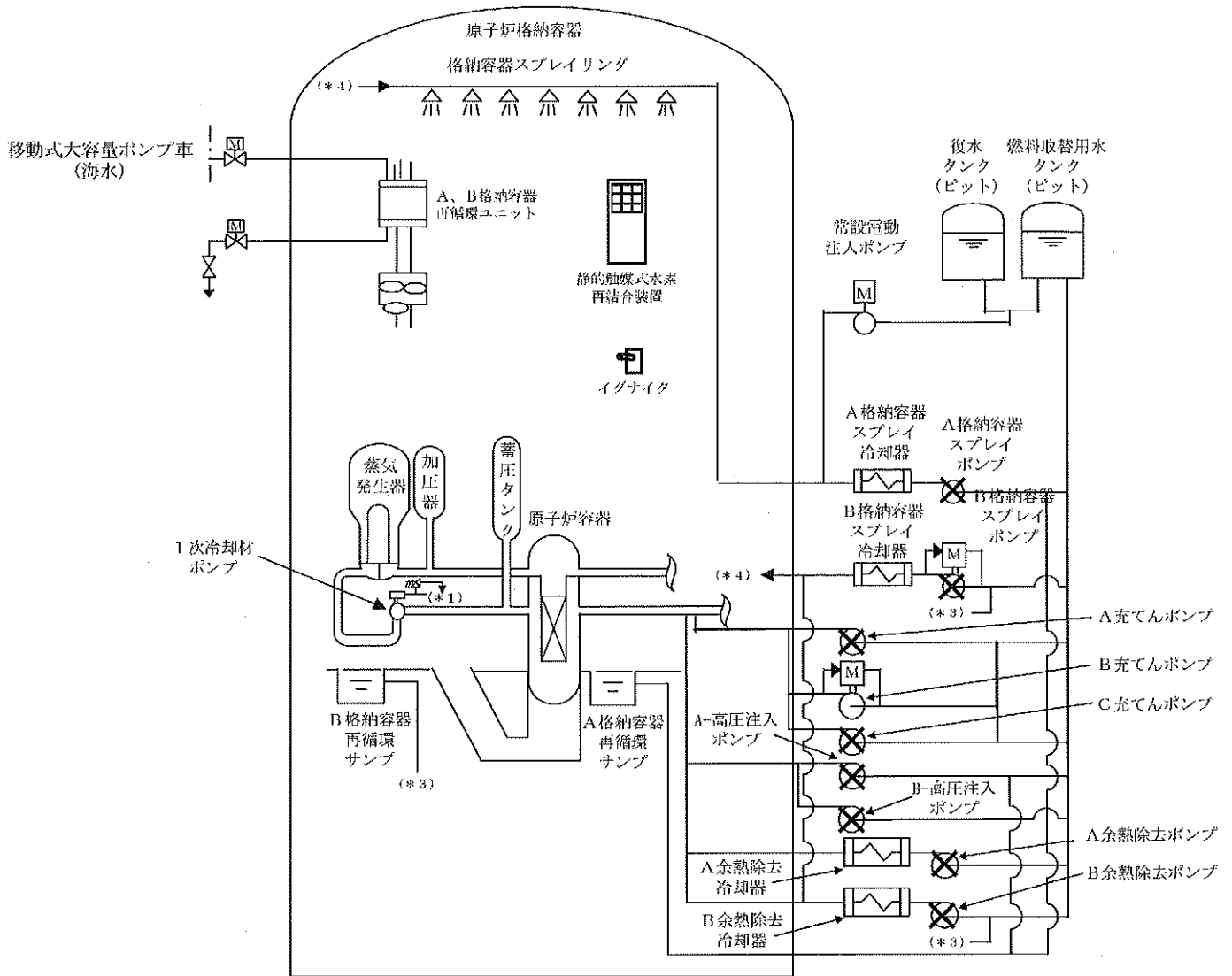


図8 格納容器過圧破損の重大事故等対策の概略図

【事象の発生】  
 ・ 過渡事象 ・ 1次冷却材喪失 ・ 全交流動力電源喪失  
 【動作状況確認】  
 ・ 原子炉自動停止 ・ ECCS 作動 ・ 格納容器スプレイ作動  
 【安全機能喪失】  
 ・ ECCS 注水/再循環機能喪失 ・ 格納容器スプレイ/再循環機能喪失  
 ・ 補助給水機能喪失 等

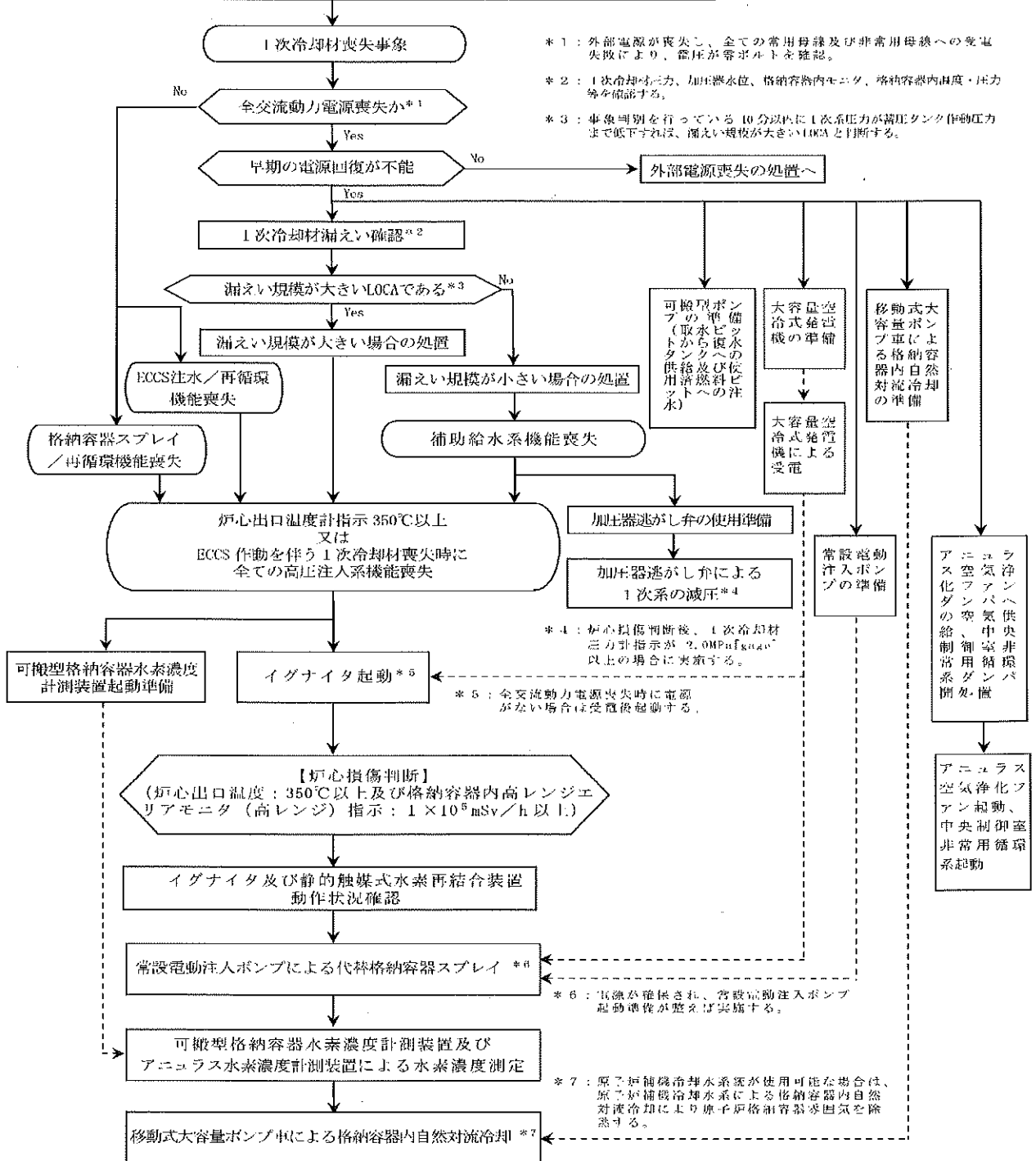
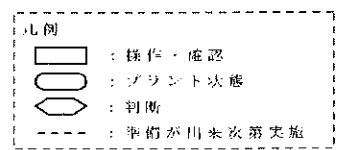


図9 格納容器過圧破損の対応手順の概要

(ウ) 有効性評価の結果

a 事象進展

大破断 LOCA 発生後、全交流動力電源喪失に伴い、原子炉は自動停止するが、LOCA の対策である ECCS の低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失していることから原子炉への注水ができず、原子炉容器内水位が低下し、炉心溶融に至る。

さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失しているため、大容量空冷式発電機を起動し、当該発電機から電源を供給することで、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始し、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制するとともに、原子炉下部キャビティへ注水する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることにより、原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出するが、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する時点では、原子炉下部キャビティには水量が確保されており、溶融炉心は冷却され、原子炉容器からの溶融炉心流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになり、原子炉格納容器圧力は低下に転じる。

また、原子炉補機冷却機能が喪失しているため、移動式大容量ポンプ車により海水を冷却水として通水することで、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を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は低下に転じる。【丙 4-2 (3.1-11 頁)】

b 評価項目毎の結果

参加人が実施した本評価事故シーケンスにおける有効性の評価結果を評価項目毎に以下に述べる。【丙 4-2 (3.1-12～13 頁)】

原子炉格納容器圧力の最高値は、代替格納容器スプレイにより、約 0.444MPa[gage]となるが、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器にかかる圧力は、限界圧力を下回る圧力である原子炉

格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器内温度は、格納容器内自然対流冷却により、最高値約144℃となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、限界温度を下回る温度である200℃を下回る。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることにより事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量は多くなるが、事象発生から7日後までのセシウム137の総放出量は約4.5テラベクレルであり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことにより、100テラベクレル<sup>38</sup>を十分下回る。また、事象発生から7日以降、セシウム137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後30日（約4.8テラベクレル）及び100日（約4.8テラベクレル）においても総放出量の増加は軽微であり、100テラベクレルを下回っている。

大破断LOCAが発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することにより原子炉容器破損に至るが、その時点での1次系圧力は約0.21MPa[gage]であり、原子炉容器が破損する際に微粒子化した熔融炉心を原子炉格納容器内に噴出（飛散）させるおそれのある1次系圧力である2.0MPa[gage]を下回る。

熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用は、当該作用によ

<sup>38</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、セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていることを確認するとされている。【乙12（14頁）】格納容器破損時において放出されると想定される放射性物質は希ガス、ヨウ素131（半減期約8日）、セシウム137（半減期約30年）、セシウム134（半減期約2年）などがある。原子力発電所の近隣に住む住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質を基準とする観点から、想定される放出量が多く、半減期が長いセシウム137の放出量を元に評価することを求めている。福島第一原子力発電所の事故では、セシウム137の環境への総放出量は約1万テラベクレルであったと評価されており、100テラベクレルという値は、現に発生した上記事故を踏まえても妥当であるとしている。加えて、イギリス、スウェーデン等の諸外国においても、重大事故発生時の放射性物質の放出量を指標にしており、フィンランドでは、日本と同様のセシウム137の放出量100テラベクレルを規制値として設定している。【丙5(159～160頁)】

り圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えることはない。【乙 71 (3.3-5 頁)】

原子炉格納容器内の水素濃度については、格納容器スプレイが作動することにより本評価事故シーケンスよりも水蒸気が凝縮することで水素濃度が高くなるとともに、全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応して水素が発生することを想定した「④ 水素燃焼」(表 4) にて評価しており、事象発生後早期にジルコニウム-水反応に伴い発生する水素により上昇するが、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、ドライ条件<sup>39</sup>に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.8vol% で減少に転じ、13vol% を下回る。【丙 4-4 (3.4-10 頁)】

原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約 2% と小さく、静的触媒式再結合装置による発熱が全て原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約 0.005MPa、原子炉格納容器内温度の増分は約 0.9℃ となる。【丙 4-2 (添 3.1.1.15-1 頁)】したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は限界圧力を下回る圧力である原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.784MPa[gage]) 及び限界温度を下回る温度である 200℃ を下回る。

また、熔融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。

<sup>39</sup> ドライ条件：ある気体中に含まれる物質のうち、水蒸気を除外した条件として考慮すること。

その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

原子炉下部キャビティ床面（ベースマット）については、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することから、有意な侵食は発生しない。【丙4-5（3.5-4頁）】

c 必要な要員及び資源の評価

必要な要員の評価について、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）」において、玄海3号機及び玄海4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、前述のとおり52名であり、重大事故等対策に必要な要員52名にて対処可能である。

また、必要な水源、燃料及び電源については、大容量空冷式発電機による電源供給について全負荷での7日間運転継続に必要な重油が供給可能である等、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。【丙4-2（3.1-23～24頁）】

d 結 論

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）」の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して有効性評価を実施した結果、以上のとおり、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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）」に対して有効であることを確認している。【丙4-2（3.1-25頁）】

## (2) 原告らの主張に対する反論

### ア 水蒸気爆発の危険はないと考えられること

原告らは、下部キャビティにあらかじめ張った水中に溶融炉心が落下した場合、水蒸気爆発が起こらないことは保証されていないし、有効性がある措置がとられているとは到底言えず、水蒸気爆発防止の観点からも設置許可基準規則37条2項に違反する旨主張する。(訴状・37頁、原告ら準備書面10・14～15頁)

しかしながら、参加人は、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」の有効性評価において、これまでに実施された各種実験の結果等を踏まえ、水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを評価・確認している。この点については、原子力規制委員会においても、慎重に審査がなされた上で、水蒸気爆発の生じる危険性が極めて低いことが確認されている【乙54(193～194頁)、丙6(39～42頁)】。

以下、敷衍して述べる。

水蒸気爆発に関しては、実機において想定される溶融物(二酸化ウラン(燃料ペレット)とジルコニウム(燃料被覆管)の混合溶融物)を用いた実験として、これまでにCOTELS<sup>40</sup>、FARO<sup>41</sup>、KROTOS<sup>42</sup>及びTRO I<sup>43</sup>が行われており、延べ61回に及ぶ溶融物の水プールへの落下実験が実施されている。

これらの落下実験のうち、KROTOSの実験において3回、TRO Iの実験において15回、水蒸気爆発がそれぞれ発生している。

KROTOSの実験において水蒸気爆発が発生したケースは、実機においては原子炉下部キャビティ<sup>44</sup>において自ら圧縮ガスを発生させるような設備は存在しないところ、敢えて水蒸気爆発が発生しやすい環境

<sup>40</sup> COTELS：財団法人原子力発電技術機構がカザフスタン国立原子力センターにおいて行った実験。

<sup>41</sup> FARO：欧州JRC(Joint Research Center)がイスプラ研究所において行った実験。

<sup>42</sup> KROTOS：欧州JRCがイスプラ研究所において行った実験。

<sup>43</sup> TRO I：韓国原子力研究所が行った実験。

<sup>44</sup> 原子炉下部キャビティ：原子炉格納容器内の原子炉容器下部の空間で、原子炉容器が破損した場合、溶融炉心はここに流出する。



とするために、熔融物が水プールに落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し(外乱を与える)、膜沸騰状態<sup>45</sup>を強制的に不安定化させるという、実機においては生じるとは考えられない条件を付加した結果、水蒸気爆発が発生したものである。

なお、KROTOSの実験では、熔融物が水プールに落下中に容器の底から圧縮ガスを供給した場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが5回あり、外乱を与えたとしても常に水蒸気爆発が発生するわけではない。

また、TRO Iの実験において水蒸気爆発が発生したケースは、熔融物が水プールに落下中に容器の底から圧縮ガスを供給した条件で7回、熔融物の過熱度<sup>46</sup>を実機想定(300K<sup>47</sup>程度)よりも高くした条件で4回、両方の条件を付加した場合で4回、それぞれ水蒸気爆発が発生しているが、いずれも実機で生じるとは考えられない条件を付加した結果である。

なお、TRO Iの実験では、熔融物が水プールに落下中に容器の底から圧縮ガスを供給した場合においても水蒸気爆発に至らなかったケースが3回、熔融物の過熱度が実機想定よりも高い場合においても水蒸気爆発に至らなかったケースが7回、両方の条件を付加した場合においても水蒸気爆発に至らなかったケースが1回あり、外乱等を与えたとしても常に水蒸気爆発が発生するわけではない。

以上のとおり、COTELS, FARO, KROTOS及びTRO Iの実験結果から、膜沸騰状態を不安定化させる外乱がない場合や熔融物の過熱度が実機想定と同等程度の場合には水蒸気爆発が発生することはない。こうした実験結果から、本件原子力発電所において水蒸気爆発

<sup>45</sup> 膜沸騰状態：液体への熱伝達において伝熱体の伝熱面の全面を沸騰した蒸気が膜となって覆い、その蒸気膜と液体との接触面から直接に沸騰する状態。

<sup>46</sup> 落下前の熔融物の温度と熔融物の融点(固体が液体に変化する時の温度)との差。熔融物の過熱度が高いほど、表面の固化までの時間が長くなり、細粒化も進むため水蒸気爆発が発生し易くなる。

<sup>47</sup> K(ケルビン)：絶対温度ケルビン(K)。原子・分子の熱運動がほとんどなくなる温度を0K(絶対零度)とする温度の単位。

が発生する可能性は極めて小さいと考えられる【乙71(添3.3.1-1, 添3.3.1-3, 添3.3.1-6頁)】ことから、原告らの主張は理由がない。

#### イ 水素爆発（水素爆轟）は発生しないこと

原告らは、不確定性を考慮に入れれば水素濃度は13%に達して水素爆轟が起こり、原子炉格納容器が破損する可能性がある水素の爆轟を防止するための措置がとられているとは言えず、設置許可基準規則37条2項に違反する旨主張する。（原告ら準備書面10・15～17頁）

しかしながら、参加人は、前述（33頁）のとおり、水素爆発による格納容器破損を防止するための対策を講じており、本件原子力発電所における格納容器破損モード「水素燃焼」の有効性評価において水素爆発（水素爆轟）が発生しないことを評価・確認している。

以下にその内容を述べる。

まず、本件原子力発電所は加圧水型原子炉であり、沸騰水型原子炉の福島第一原子力発電所と比べ、原子炉格納容器が大きく、自由体積が大きい（約10倍）ことから、万一原子炉格納容器内に水素が発生したとしても水素濃度が高濃度となりにくい特徴を有しているところ、本件原子力発電所においては、水素濃度低減対策として、静的触媒式水素再結合装置（PAR）を5台設置（プラントあたり）するとともに、より一層の水素低減を図るための設備としてイグナイタを14台設置（プラントあたり、予備1台含む）している。

そして参加人は、万一炉心が溶融した場合においても、静的触媒式水素再結合装置（PAR）等により水素爆発に至らないことを評価している。

評価においては、最も厳しい（安全側）事象として、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故」、すなわち、通常では破断が考えられないような配管が大破断し、加えて多重性<sup>48</sup>及び独立

<sup>48</sup> 多重性：同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する2つ以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在すること。

性<sup>49</sup>を有しているECCSの低圧注入系及び高圧注入系が全て機能喪失するという事態を評価事故シーケンスとして選定している。

そして、原子炉格納容器内の水素発生量については、原子力規制委員会による「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」に、「全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応する」ことを想定するよう定められている【乙12(17頁)】ことを踏まえ、参加人は、解析から得られる反応割合は75%を大きく下回るもの(約27%)であったが、これを多めに補正して様々な不確かさを考慮しても保守的な条件となるよう全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することとしている。【丙4-4(3.4-7~8頁)】

評価の結果、前述のとおり水素爆発(水素爆轟)が発生する可能性のある水素濃度13vol%に達することはない。

参加人は、不確かさの影響評価として、評価にあたり用いた解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行っている。評価にあたり用いた解析コードのうち、MAAPコードは国内外で重大事故等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。そのMAAPコードの不確かさについては、上記のとおり、MAAPコードで得られた水素発生量を多めに補正して評価していることから、MAAPコードの不確かさが評価結果に与える影響は小さい。

さらに、参加人は、後述する(58頁)原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の広がり小さく、局所的に熔融炉心が堆積するような極端な条件での「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」に伴う水素の発生(全炉心内のジルコニウム量の約6%の反応割合)も合わせて評価を行い、静的触媒式水素再結合装置(PAR)及び電気式水素燃焼装置(イグナイタ)により、原子炉格納容器内の水素濃度は最大約9.5vol%に留まることを確認しており、水素爆発(水素爆轟)が発生す

---

<sup>49</sup> 独立性：2つ以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因(単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因)によって、同時にその機能がそこなわれないこと。

る可能性のある水素濃度 13vol%に達することはないことを確認している【丙4-4 (3.4-12~13頁)】。

以上のとおり、参加人は、本件原子力発電所における格納容器破損モード「水素燃焼」の有効性評価において、水素爆発（水素爆轟）が発生する可能性のある水素濃度13vol%（ドライ濃度換算）に達することはないことを評価・確認しており、原告らの主張は理由がない。

ウ 原子炉下部キャビティ内の放射性物質を含んだ水（汚染水）が外部に漏れ出す事象は想定されないこと。

原告らは、①地震によって下部キャビティのコンクリート壁にひび割れがあれば、汚染水はそこから外部に漏れ出していく。また、②コンクリート内には配管が通っているので、汚染水は配管沿いにコンクリートとの隙間を流れていく可能性もある。③これらの可能性がすべて否定されたとしても、なお汚染水は確実に流出していく。コンクリートには水を通す性質があるからである、④あわせて、原子炉キャビティへの注水がうまくいかなければ鋼鉄製ライナが溶融炉心によって穴が空く旨主張する。（訴状・38頁、原告ら準備書面9・5~6頁）

しかしながら、原子炉下部キャビティ内の放射性物質を含んだ水（汚染水）が外部に漏れ出す事象は以下述べるように想定し難い。

原子炉下部キャビティ内は、コンクリート部とその内面に張られた鋼製のライナプレートで構成されており、コンクリート部によって構造強度を、ライナプレートにより気密性を確保し、さらに床面については、ライナプレートの内側がカバーコンクリートで覆われた構造となっている。（図10）【丙4-5（添3.5.3-7~8, 添3.5.3-41頁）】そして、本件原子力発電所における原子炉下部キャビティ側面及び床面を貫通する配管は設置されていない。

また、参加人は、後述（46~53頁）のとおり、設置許可基準規則51条に基づき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対策を講じ、その中で、原子炉下部キャビティへの格納容器スプレイ

水の流入経路は配管保温材等により閉塞することはなく、原子炉下部キャビティに水を張れない事態が発生することはないことを確認しており、あわせて、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価を行い、万一原子炉下部キャビティに水を張れない事態が生じたとしても、原子炉下部キャビティのカバーコンクリートにライナプレートまで達する侵食は発生しないことを評価・確認している。

なお、重大事故等対処施設に係る地震による損傷の防止については、設置許可基準規則 37 条ではなく、同規則 39 条の要求事項であるため、地震による損傷の可能性を理由に同規則 37 条違反を主張する原告らの主張はそもそも理由はないが、そのことは措くとして、参加人は、同規則 39 条に基づき、原子炉下部キャビティのライナプレートが本件原子力発電所における基準地震動 Ss-1～Ss-5 による地震力に対して気密性を確保していることを確認している。【乙9 (82～83頁), 丙7-3 (3(3)-17-7-3-2-24～25頁), 丙8-3 (3(4)-17-7-3-2-24～25頁)】

したがって、原告らの上記①～④の主張は理由がない。

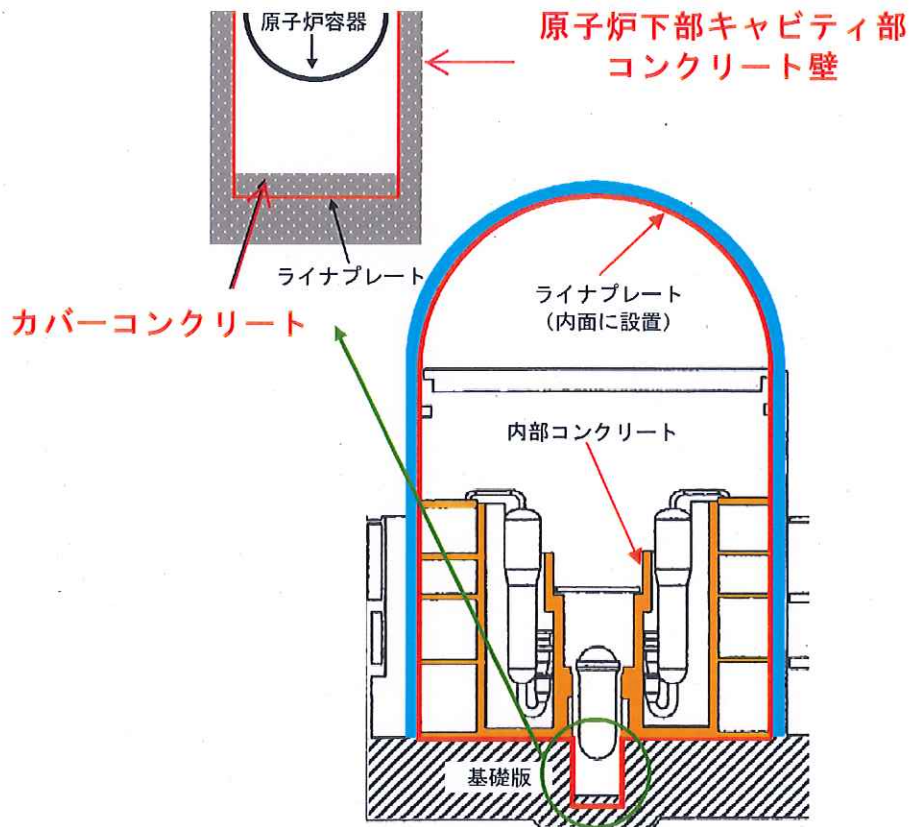


図10 原子炉下部キャビティの概要

2 原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための設備を備えていること

(1) 参加人の対策

ア 設備

参加人は、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、以下①ないし④の対策とそのための設備を整備している。(図8)【丙9-2(51条・1～25頁)】

① 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を行うための格納容器スプレイポンプ等の整備。

② 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

格納容器スプレイを行うための新たな常設電動注入ポンプ等の整備。

- ③ 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止のための炉心注入を行うための高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ等の整備。
- ④ 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を行うためのB格納容器スプレイポンプ，B充てんポンプ等の整備及び常設電動注入ポンプ等の新たな整備。

また，参加人は，上記①ないし④に掲げる設備に係る多重性又は多様性<sup>50</sup>及び独立性，位置的分散について以下のとおり確認している。

- (ア) 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設備（①，②）

格納容器スプレイポンプは，多重性を持った非常用ディーゼル発電機から給電でき，系統として多重性を持つ。

常設電動注入ポンプを使用した代替格納容器スプレイは，大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより，格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイとは互いに多様性を持った電源により駆動できる。

また，常設電動注入ポンプを使用した代替格納容器スプレイは，燃料取替用水タンク（ピット）及び復水タンク（ピット）を水源とすることで，燃料取替用水タンク（ピット）を水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して，異なる水源を持つ。

常設電動注入ポンプ及び復水タンク（ピット）は，格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク（ピット）と異なる場所に設置することで，位置的分散を図っている。

<sup>50</sup> 多様性：同一の機能を有する2つ以上の系統又は機器が，想定される環境条件及び運転状態において，これらの構造，動作原理その他の性質が異なることにより，共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないこと。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプは、非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる。

(イ) 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設備 (③, ④)

B格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入は、格納容器スプレイ設備のB格納容器スプレイポンプにより炉心注入できることで、余熱除去ポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注入並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多重性を持つ。B格納容器スプレイポンプは、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプと異なる場所に設置することで位置的分散を図っている。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注入並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる。

また、常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、燃料取替用水タンク（ピット）及び復水タンク（ピット）を水源とすることで、燃料取替用水タンク（ピット）を水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して、異なる水源を持つ。

常設電動注入ポンプ及び復水タンク（ピット）は、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンク（ピット）と異なる場所に設置することで、位置的分散を図っている。

代替炉心注入時においてB充てんポンプは、非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を持った大容量空冷式発電機から給電するこ



とにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して多様性を持った駆動源（電源）により駆動できる。

代替炉心注入時において B 充てんポンプは、化学体積制御系<sup>51</sup>の充てんラインを用いて炉心に注入できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して多重性を持つ。

また、B 充てんポンプの自己冷却は、B 充てんポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインにより B 充てんポンプを冷却でき、原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却（原子炉補機冷却機能）に対して異なる冷却手段を用いることで多様性を持つ。

B 充てんポンプは、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと異なる場所に設置し、位置的分散を図っている。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止において、代替炉心注入に用いる常設電動注入ポンプは、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる。

## イ 手順等

参加人は、上記①ないし④に掲げる設備を用いた主な手順等を以下のとおり定めている。（図 1 1, 1 2）【丙10-2（1.8-1～60, 1.8-85～86, 1.8-90～91頁）】

### （ア） 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器再循環サンプ広域水位が75%未満の場合において、原子炉格納容器に注水するために必要な燃料取替用水タンク（ピット）の水位が確保されている場合には、

<sup>51</sup> 化学体積制御系：体積制御タンク、充てんポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ等の設備から構成され、1次冷却材中のほう素濃度の調整のほか、1次冷却設備の1次冷却材保有量の調整、1次冷却材の水質調整、腐食生成物及び核分裂生成物等の除去等の機能を担う。また、万一制御棒が挿入できない場合は高濃度のほう酸水を原子炉に注水し、原子炉を停止することができる。

格納容器スプレイの手順に着手する。

格納容器再循環サンプ広域水位が75%未満であり、格納容器 スプレイポンプ等の故障等（全交流電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を含む。）により原子炉格納容器への注水が確認できない場合において、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク（ピット）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。

(イ) 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

炉心の著しい損傷が発生した場合、かつ、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク（ピット）の水位が確保されている場合には、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入の手順に着手する。

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（ピット）の水位が確保されている場合には、充てんポンプによる炉心注入の手順に着手する。

充てん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（ピット）の水位が確保されている場合には、B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。

B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（ピット）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。

全交流電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク（ピット）の水位が確保されている場合には、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入の手順に着手する。

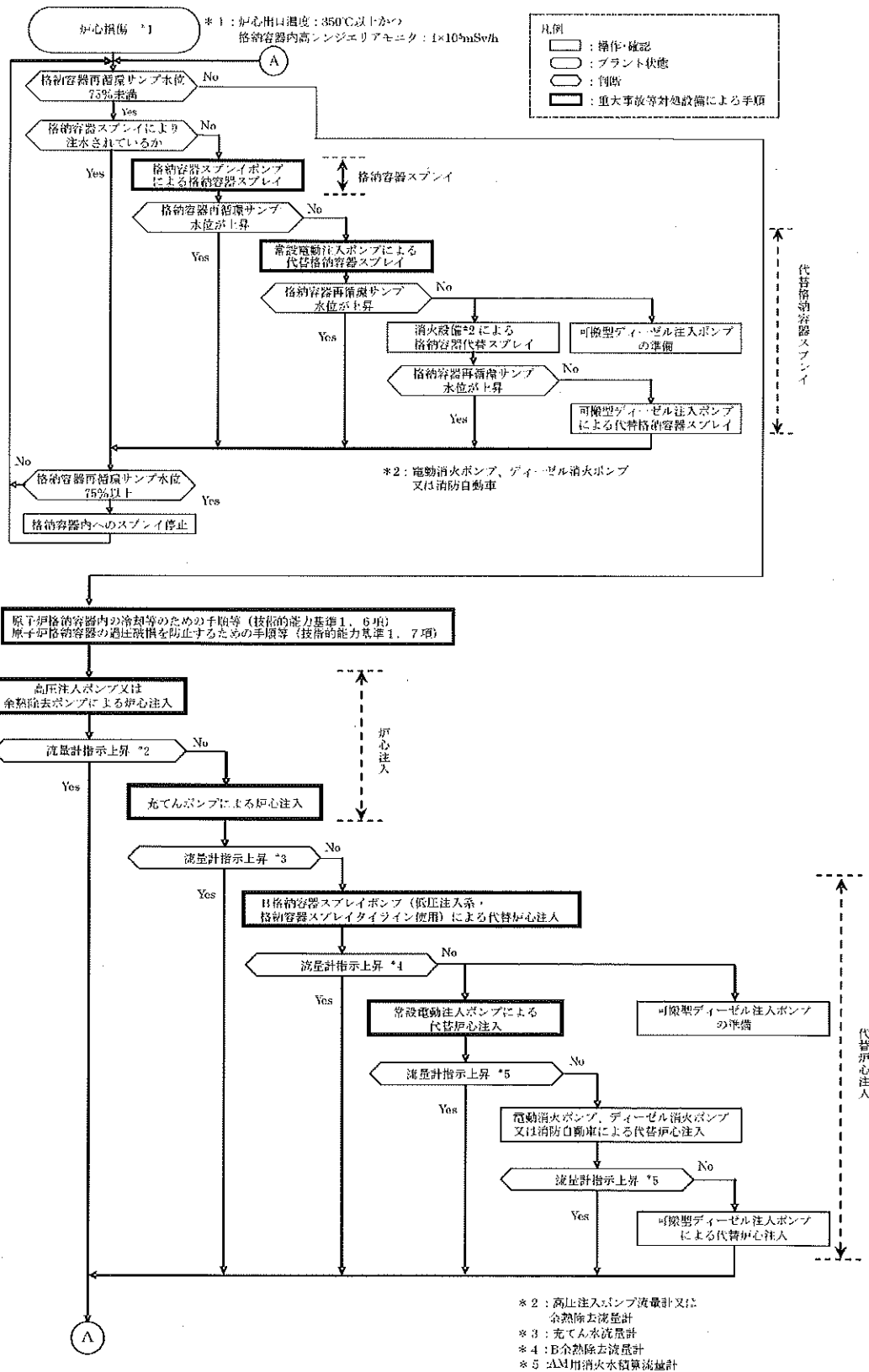


図 1.1 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順<sup>52</sup>  
 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)

<sup>52</sup> 代替格納容器スプレイにおける消火設備及び可搬型ディーゼル注入ポンプは多様性拡張設備（重大事故等対処設備の機能を一部補完するすることができる設備）としての位置づけ。

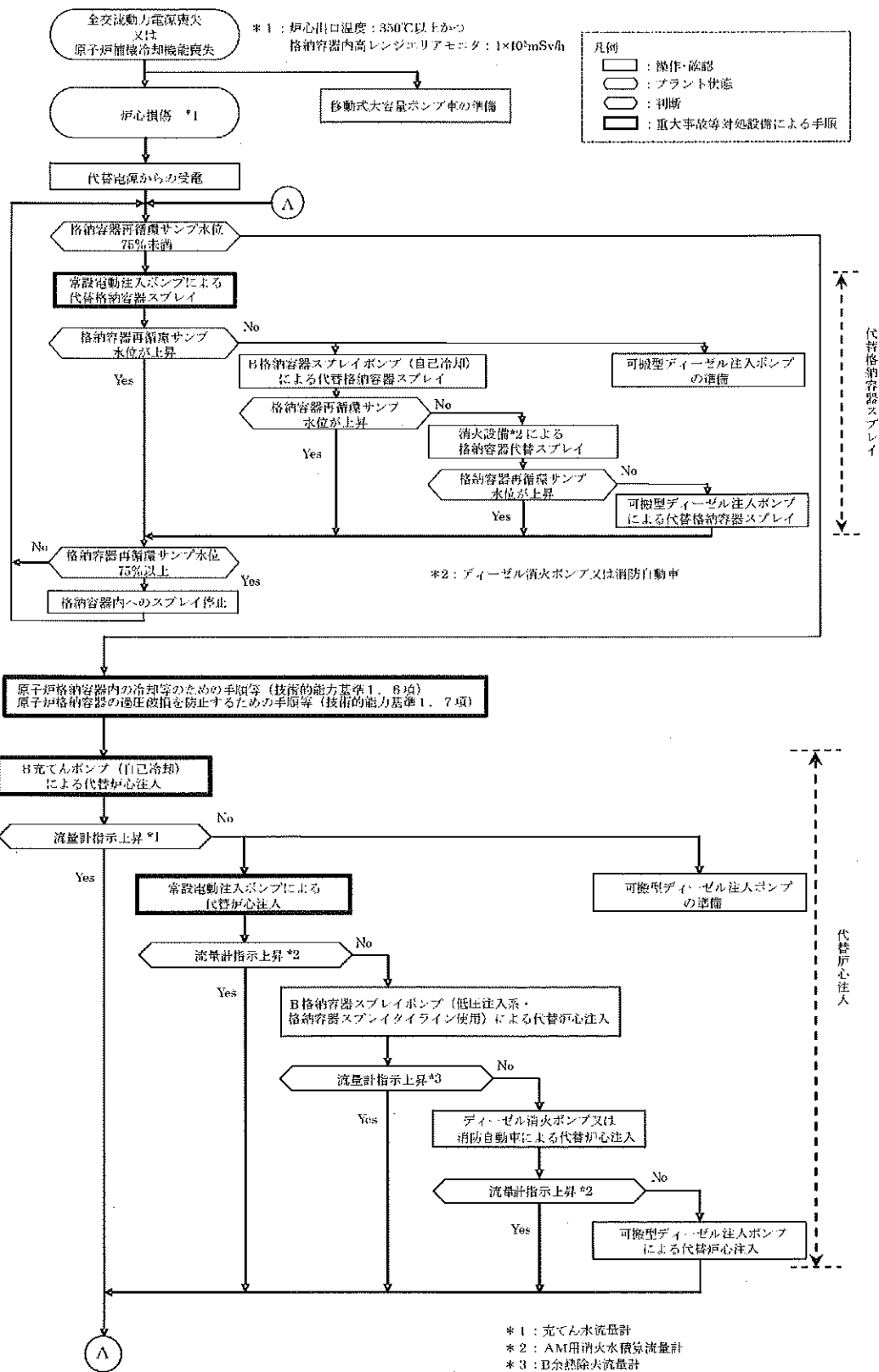


図 1 2 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順  
(交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時)

(2) 設備及び手順の有効性評価

参加人は、前述の原子炉格納容器の破損を防止するための対策に係る有効性評価のうち、格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る評価（31頁・表4の⑥）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原子炉格納容器下部への注水を必要な対策とし、その有効性があることを確認している。

(3) 原告らの主張に対する反論

ア 格納容器スプレイ水により確実に原子炉下部キャビティに水を張ることができること

原告らは、スプレイ水が現実的に下部キャビティに導かれるという保証はどこにもない旨主張する。（訴状・35～37頁）

しかしながら、本件原子力発電所の構造上、原子炉格納容器スプレイから噴霧された水は、①原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間、②外周通路部の階段・開口部、③ループ室内の各フロアのグレーチング、④原子炉容器と原子炉キャビティの隙間、⑤原子炉キャビティ底部から原子炉格納容器最下階フロアに通じる連通管などの多様なルートを経由し、原子炉下部キャビティに流入する（図13）。

また、配管保温材等は捕捉用の柵で止められるので、原子炉下部キャビティへの上記流入経路は配管保温材等により閉塞することではなく、原子炉下部キャビティに水を張れない事態が発生することはない【丙 9-2（51-7-1, 51-7-14～15頁）】。

したがって、格納容器スプレイ水の原子炉下部キャビティへの流路が閉塞する可能性は極めて低く、確実に原子炉下部キャビティに水を張ることができることから、原告らの主張は理由がない。

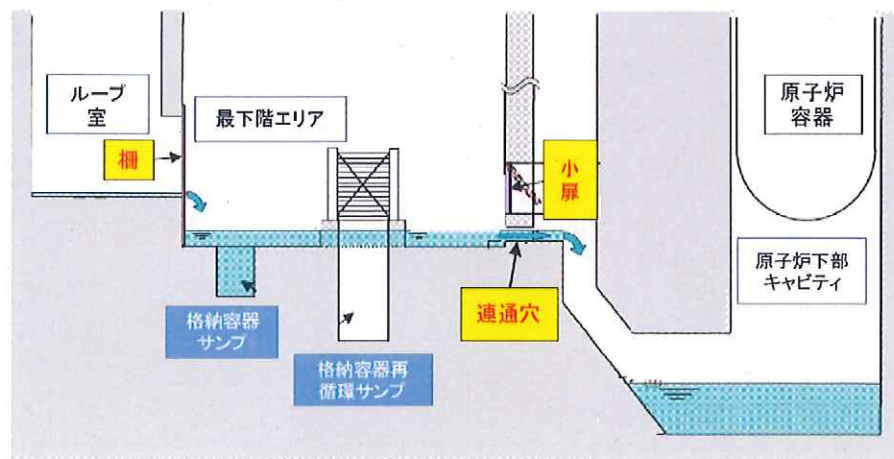
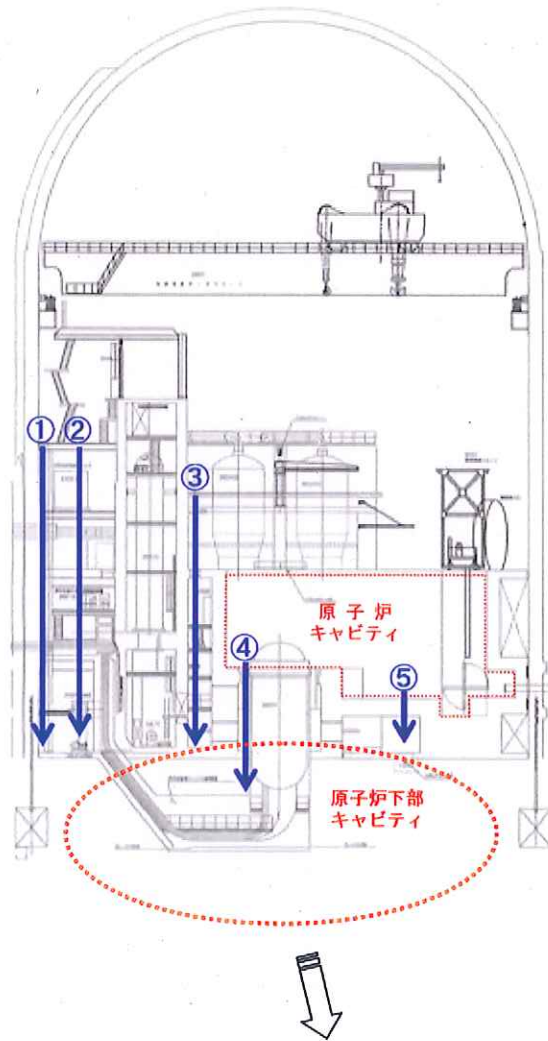


図 1 3 原子炉下部キャビティへの流入経路 (概略図)  
 (図 1 3 のうち下図は、原子炉格納容器下部の高さ及び格納容器スプレイ水の流入経路のイメージを表すため、同容器下部のフロアを高さ順に示したもの。)

イ 参加人が整備している、熔融し、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は、設置許可基準規則 5 1 条及び同規則解釈に基づき、何ら不合理な点はないこと

原告らは、熔融し、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について、設置許可基準規則 5 1 条及びその解釈では、現有設備とは別の下部キャビティへの給水設備を設置することを求めている旨主張する。(訴状・36頁、原告ら準備書面10・14頁)

しかしながら、設置許可基準規則 5 1 条及び同規則解釈は、①原子炉格納容器下部注水設備を整備すること、②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等を要求するものであって、新たな設備の設置を要求するものではない、また、参加人が整備している設備は、設置許可基準規則 5 1 条及び同規則解釈に基づき、何ら不合理な点はないことが原子力規制委員会から確認されており、原告らの主張には理由がない。

ウ 参加人は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための対策及び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対策を講じていること

原告らは、参加人は、炉心熔融がはじまるとすぐに原子炉容器内の冷却をあきらめ、格納容器上部のスプレイ水注入に切り替えてしまうため、設置許可基準規則 3 7 条 2 項で必要な措置として求められている落下した熔融炉心の冷却をそもそもせず、同規則 3 7 条 2 項に反する旨主張する。(訴状・34頁、原告ら準備書面10・13～14頁)

しかしながら、参加人は、前述(46～53頁)のとおり、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための対策及び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対策を講じている。原告らの主張する本件原子力発電所における格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスである「大破断 LOCA時にECCSの低圧注入機能、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」時に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が重畳した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための対策として、大容量空冷式発電機等から給電することにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。あわせて、原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための対策として、大容量空冷式発電機等から給電することによりB充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行うこととしている。【丙4-2(3.1-5頁), 丙10-2(1.8-90~91頁)】

この際、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水よりも代替格納容器スプレイを優先する理由は、炉心損傷時においては、原子炉格納容器破損防止対策の確実な実施が必要であるためである。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイをを行うことにより、原子炉下部キャビティに水張りをを行うとともに、原子炉格納容器の圧力上昇を抑えることができる。

以上のことから、大破断LOCAが発生し、ECCSによる注水ができない場合は、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は行わず、常設電動注入ポンプによ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の水張りをを行い、確実に原子炉格納容器の健全性を確保する手段を選定するのである。

また、上記評価事故シーケンスにおける有効性評価においては、B充てんポンプ(自己冷却)による炉心注水開始について、実際には起動する同ポンプについて起動することを考慮していないが【丙4-2(3.1-31頁)】、これは、熔融炉心が冷却されず、炉心熔融及び原子炉下部キャビティへの落下が早まるというより厳しい(安全側)条件で原子炉格納容器破損を防止するため講じた対策に有効性があることを評価・確認するためのものであり、何ら不合理な点はない。

以上のとおり、参加人は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための対策及び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対策を講じ、設置許可基準規則37条2項に基づき、



それらの対策に有効性があることを確認していることから、原告らの主張は理由がない。

エ 原子炉下部キャビティに溶融炉心が落下した場合においても、原子炉下部キャビティ床面（ベースマット）に有意な侵食が発生しないこと

原告らは、下部キャビティに溶融炉心が落下することを想定する場合、床コンクリートは熱で侵食される旨主張する。（原告ら準備書面9・5～6頁）

しかしながら、参加人は、前述（46～53頁）のとおり、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対策を講じており、原告らの主張する格納容器スプレイ水の原子炉下部キャビティへの流路についても前述（54～55頁）のとおり、その健全性に問題はない。

また、参加人は、上記対策を用いて、本件原子力発電所における格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価において原子炉下部キャビティ床面（ベースマット）に有意な侵食が発生しないことを評価・確認している。

さらに参加人は、不確かさの影響評価として、溶融炉心の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として、原子炉下部キャビティ床面で溶融炉心は大きく拡がると考えられるところ、その面積を小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような場合や溶融炉心が落下時に冷却されず、高温のまま原子炉下部キャビティ床に到達する場合についても評価し、その場合には、最大約16cmのコンクリート侵食が発生するが原子炉下部キャビティ床面の厚さ（約35cm）と比較して侵食深さは十分小さいことを確認している。【丙4-5（3.5-7～8頁）】

以上のとおり、参加人は、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対策を講じ、それらの対策が有効であることを確認しているので、原告らの主張は理由がない。

3 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を備えていること

(1) 参加人の対策

ア 設備

参加人は、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本件原子力発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために、以下①ないし③の対策とそのための設備を整備している<sup>53</sup>。(図14)【丙9-3(55条-1~28頁)】

- ① 原子炉格納容器又は燃料取扱棟などに放水するための移動式大容量ポンプ車及び放水砲等の配備
- ② 海洋への放射性物質の流出経路にあたる本件原子力発電所放水口側雨水排水処理槽等への放射性物質吸着剤の設置、及び放射性物質の海洋への拡散を抑制するためのシルトフェンス等の配備
- 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及び放水砲等の配備

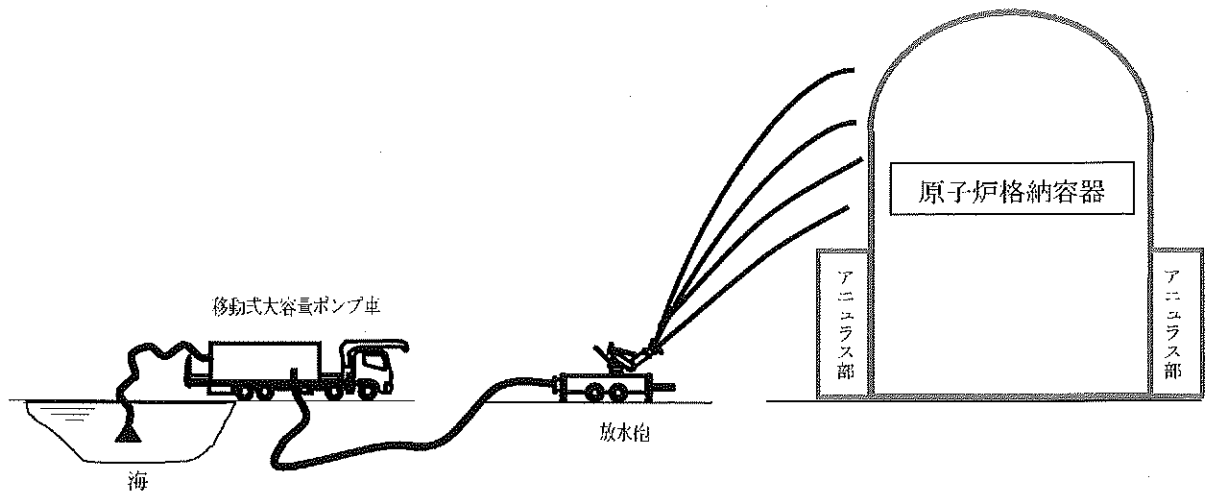


図14 放射性物質の拡散を抑制するための設備の概略図

上記①について、重大事故に至った場合、一般に、原子炉格納容器

<sup>53</sup> 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備については設置許可基準規則55条で、当該手順等については技術的能力基準1.12項でそれぞれ求められている。

等は放射線レベルが極めて高い環境にあつて、突発的に同容器外に放射性物質を含んだプルームが発生するおそれがあり、同プルームには、多量の放射性物質を含むおそれがある上に、短時間のうちに広範囲に拡散するおそれもある。

このため、あらかじめ配備している放水砲を用いて速やかに放水することで、放射性物質の拡散を抑制、すなわち放水砲により原子炉格納容器頂部から水を噴霧し、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質に衝突させ水滴に捕集、水滴とともに落下させることにより、放射性物質の拡散を抑制する<sup>54</sup>。

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又は燃料取扱棟に向けて放水できるとともに原子炉格納容器の最高点である頂部に放水できる。

また、移動式大容量ポンプ車は、玄海3号機及び玄海4号機において同時に使用する場合を想定し、1台で玄海3号機及び玄海4号機の両方に同時に放水できる容量を有するものを玄海3号機及び玄海4号機で1台、予備として1台の合計2台（玄海3号機及び玄海4号機共用）、放水砲も、玄海3号機及び玄海4号機同時に使用する場合を想定し、玄海3号機、玄海4号機それぞれ1台（玄海3号機及び玄海4号機共用）の合計2台を配備している。

次に、上記②については、原子炉格納容器等へ放水することにより必然的に放射性物質を含んだ放水後の水が海洋に拡散する事態が想定されるが、その事態に対し、あらかじめ海洋への拡散を抑制する設備を配備することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

本件原子力発電所に配備している放射性物質吸着剤は、放射性物質を吸着する特性を持つ鉱物であり、放射性物質を含んだ水の流路となる場所に設置し、放射性物質を吸着させることにより、海洋への拡散

---

<sup>54</sup> 降雨時に、雨粒が空気中の微粒子を捕集し地上へ落下することによって雨上がりの空気が澄むことと同様の原理である。

抑制が期待できる。また、シルトフェンスは、港湾工事等の際に水質汚濁の原因となる土砂や汚泥（シルト）が周囲の水域へ流出・拡散することを防止するために水中に設置するカーテン状の仕切りであり、海水中にカーテン状の仕切りを張ることで、シルトフェンス内に拡散する汚濁水を滞留させ、滞留した汚濁物質を凝固・沈殿させるものである。海水中に流出した放射性物質は、土や砂、埃などに付着して拡散することから、放射性物質をシルトフェンス内に滞留させるとともに、凝固・沈殿させることにより、海洋への拡散抑制が期待できる。

また、上記③については、航空機衝突による航空機燃料火災に対し、上記①の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。

#### イ 手順等

参加人は、上記①ないし③に掲げる設備を用いた主な手順等を以下のとおり定めている。【丙10-3（1.12-1～33頁）】

(ア) 炉心損傷により、炉心出口温度が 350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  以上になり、原子炉格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量等で確認できない場合には、原子炉格納容器等への放水の手順に着手する。この手順では、移動式大容量ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、取水準備及び移動式大容量ポンプ車から放水砲まで可搬型ホースを敷設後、移動式大容量ポンプ車を起動し、放水を開始する。

(イ) 使用済燃料ピット水位が EL.+10.75m 未満まで低下し、かつ水位低下が継続しており、さらに燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により燃料取扱棟に近づけないと判断される場合には、燃料取扱棟への放水の手順に着手する。この手順では、放水砲の放水先が原子炉格納容器等から燃料取扱棟に変わるだけでその他の手順は上記(ア)の場合と同様である。

(ウ) 移動式大容量ポンプ車、放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて放射性物質を含んだ水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、放水を開始する前に放射性物質を含んだ水が海へ流出する場所である雨水排水流路へ放射性物質吸着剤を設置し、その後シルトフェンスを設置場所へ運搬し、小型船舶等を使って展張する。

(エ) 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉周辺建屋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箇所周辺に配置し、取水準備及び移動式大容量ポンプ車から放水砲まで可搬型ホースを敷設後、移動式大容量ポンプ車を起動し、放水砲による泡消火を開始する。

## (2) 原告らの主張に対する反論

ア 参加人は、工場等外（本件原子力発電所外）への放射性物質の拡散を抑制するための対策を講じていること

原告らは、参加人が炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損があった場合の工場等外（本件原子力発電所外）への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けたとはしておらず、また、汚染冷却水の漏えいについて審査がなされていないことを理由として設置許可基準規則55条に適合していない旨主張する。（訴状・39～41頁、原告ら準備書面10・3～11頁）

しかしながら、そもそも、設置許可基準規則55条は、原子炉格納容器等の破損などに際し、放水設備により放射性物質の拡散を抑制すること等を要求するものであって、原告らが主張する汚染冷却水の漏えいへの対策を要求しているものではない。

以上のとおり、参加人は、前述（59～62頁）のとおり、本件原子力発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策である設備及びそ

れを用いるための手順等を講じていることから、原告らの主張は理由がない。

## 第6 まとめ

参加人は、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・コンクリート一体型））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、従来の規制基準のもと講じつつ、これまで約20年超にわたり本件原子力発電所を順調に運転してきた。

その後、福島第一原子力発電所事故を踏まえて施行された新規制基準のもと、事故防止に係る安全確保対策を一層強化したほか、新たに要求された重大事故等対策も実施した結果、平成29年1月18日に国から設置変更許可を受けている。

このように、参加人は安全確保対策を実施しており、そのうち重大事故等対策についても、原告の主張するような設置許可基準規則37条2項、同規則51条及び同規則55条違反はない。

以上