

目 次

第 1 章	はじめに	3
第 2 章	安全確保に関する基本的な考え方	4
第 1	安全確保対策の概要	4
第 2	自然的・社会的立地条件の確保	5
第 3	通常運転時の放射性物質の管理	7
第 4	事故防止のための安全確保対策	8
第 5	福島第一原子力発電所事故を契機とした更なる安全確保対策	27
第 6	小括	37
第 3 章	遮水グラウト工法について	37
第 4 章	まとめ	38

第1章 はじめに

原告らは、原告準備書面 92 において、東京電力・福島第一原子力発電所における汚染水の問題は、事故以前の既知の地下水に対して過酷事故発生を想定した対策が講じられてこなかったことに起因するものであり、本件原子力発電所でも同様の問題が発生するおそれがあるなどと主張している。そもそも福島第一原子力発電所で発生している汚染水とは、原子炉を冷やす機能を失って燃料が溶融し、この溶融した燃料が原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を損傷させ、原子炉格納容器が設置されている建屋等に入れ込んだ地下水が直接溶融した燃料に触れるなどして発生しているものである。つまり、原告らが主張する福島第一原子力発電所における汚染水の問題は、炉心が溶融する重大事故が起こり、なおかつ原子炉圧力容器が損傷し、さらに原子炉格納容器が損傷して初めて起こり得る問題である。

しかしながら、本件原子力発電所では、多重防護の考え方にに基づき、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という機能により事故防止に万全を期すとともに、福島第一原子力発電所事故を契機としてより一層安全確保対策を充実させており、福島第一原子力発電所事故のように放射性物質の異常な放出をもたらす事故が発生する具体的危険性はない。よって、原告らが主張する福島第一原子力発電所における汚染水の問題と同様の問題が本件原子力発電所において発生する具体的危険性もない。

本書面では、放射性物質の異常な放出をもたらす事故を防止するために、被告九州電力が実施している玄海 3 号機、玄海 4 号機（以下、「玄海 3、4 号機」という。）の安全確保対策を改めて述べる。また、本件原子力発電所の遮水グラウト工法に関する原告らの主張において、事実誤認が認められることから併せてこの点について説明する。

なお、玄海 1 号機、玄海 2 号機については、準備書面 31 で述べたとおり既に運転を停止し、原子炉内に燃料はなく、使用済燃料貯蔵設備で保管されている燃料は、崩壊熱が低下し、かつ、健全性確保に必要な維持管理を適切に行っ

ているため、重大事故が起こる具体的な危険性はない。

第2章 安全確保に関する基本的な考え方

第1 安全確保対策の概要

原子力発電所における安全確保とは、運転に伴い不可避免的に発生する放射性物質の有する危険性を顕在化させないことであり、放射性物質を多重の障壁によって原子力発電所内に閉じ込め、通常運転時の放射性物質の放出を極力低く抑え込むとともに、放射性物質の周辺環境への異常な放出を伴う事故を防止することにある。

被告九州電力は、玄海3、4号機を設計・建設するにあたり、事故の誘因となり得る地盤・地震・津波等の自然的立地条件を十分に把握し、これに対処するとともに、万一の事故を想定したとしても放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう社会的立地条件について原子炉が十分に公衆から離れていることを確認している。

また、通常運転時、周辺環境への放射性物質の放出を極力抑えるよう管理するとともに、事故防止のための安全確保対策について、異常発生防止対策（第1段階）、異常拡大防止対策（第2段階）、放射性物質異常放出防止対策（第3段階）という3段階の対策を講じている。

これら安全上重要な設備が機能喪失することはないが、福島第一原子力発電所事故を契機として、被告九州電力は、自然現象の想定を従前以上に厳しくして再評価し、既存の安全上重要な設備が機能喪失しないことを確認するとともに、安全上重要な設備が機能喪失するような事態をも想定して、放射性物質異常放出防止対策（第4段階）、放射性物質の放出を極力抑える（第5段階）といった更なる安全確保対策を講じている。

以下では、第2において、被告九州電力が自然的・社会的立地条件を考慮した上で玄海3、4号機を建設していること、第3において、通常運転時において放射性物質の周辺環境への放出を極力抑えるよう管理していることを

述べる。また、第4において多重防護の考え方に基づく事故防止のための安全確保対策について、第5において福島第一原子力発電所事故を契機として実施した自然現象の再評価及び安全確保対策の一層の充実について述べ、放射性物質が周辺環境に異常に放出されることはないことを改めて述べる。

第2 自然的・社会的立地条件の確保

原子力発電所は、事故を起こさないように設計、建設、運転及び保守を行わなければならないことは当然のことであるが、なお万一の事故に備え、公衆の安全を確保するためには、その立地条件を確認する必要がある。被告九州電力は、玄海3、4号機を設計・建設するにあたり、敷地の自然的及び社会的立地条件の確認を行っている。

自然的立地条件については、大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなく、将来においてもあるとは考えられないこと、また災害を拡大するような事象も少ないことを確認するため、敷地及び敷地周辺について、過去の記録調査や詳細な現地調査等を行い、地盤、地震、津波等について地域特性を十分に把握したうえで、合理的に予想される最も過酷な自然力に対して十分な安全が確保できるように設計及び確認を行った。

まず、地盤に関しては、安全上重要な機器・配管系を内包する建物・構築物を支持する基礎地盤について、基準地震動による地震力に対して十分な安定性を有することを確認している。

具体的には、玄海3、4号機の敷地においてボーリング調査等の詳細な調査を実施し、基礎地盤を構成する主な地質は数千万年以上前（古第三紀漸新世～新第三紀前期中新世）に形成された佐世保層群であり、堅固な地盤で構成されていること、また、玄海3、4号機のすべり安全率¹が評価基準値を上回っており、すべりに対して十分な安全性を有していることを確認している【乙イ B158（10～12、30～33頁）】。

¹ 建物・構築物が地震の揺れですべろうとする力に対して基礎地盤が十分な抵抗力を有するかを表すもの。基礎地盤の抵抗力を建物・構築物のすべろうとする力で除して算出する。

また、津波に関しても、基準津波を策定し、玄海 3、4 号機の津波に対する安全性が確保されていることを確認している。

具体的には、基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、玄海 3、4 号機敷地周辺における既往津波の文献調査、海域活断層による地殻内地震、プレート間地震、地すべり等の調査を行った上で、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み合わせによる津波を想定し、不確かさを考慮して策定した【乙イ B158 (34～38 頁)】。

そして、この基準津波に対して安全上重要な設備を内包する建屋等がその安全性を損なうことがないことについて、基準津波による遡上解析²を行い、潮位の変動等を考慮した最大津波高さが取水ピット前面で海拔+6m 程度となることを確認の上、評価している。評価の結果、玄海 3、4 号機の安全上重要な機器・配管系を内包する建物・構築物は、津波が到達しない海拔+11m 以上の高さの敷地に設置されていること、海水ポンプエリア（海拔+11m）については海水の取水路等からの浸水対策として連絡通路への水密扉の設置等の対策を講じていること、基準津波（水位下降側）により海面が下降した場合でも冷却に必要な海水を継続して取水出来ること等から、津波に対する安全性を確保していることを確認している【乙イ B158 (38～55 頁)】。

社会的立地条件については、玄海 3、4 号機の建設時に原子炉が十分に公衆から離れていることを確認するため、放射性物質が放出される事故を想定した解析を行い、万一の事故時においても周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないことを確認した【乙イ B159 (24 頁)】。

このように、被告九州電力は、事故を防止するための種々の安全確保対策を講じているだけでなく、万一の事故に備えて公衆の安全を確保するため、原子炉立地審査指針に照らし、自然的及び社会的立地条件の調査・解析を行った上で、玄海 3、4 号機を設計・建設している。

² 津波が海域を伝播し、沿岸に到達して陸域に遡上する一連の挙動を求めるための数値シミュレーション。

第3 通常運転時の放射性物質の管理

原子力発電所においては、その運転に伴い不可避免的に気体状、液体状、固体状の放射性廃棄物が発生する。

このうち、気体状、液体状のものは、廃棄物に含まれるごく微量の放射性物質を環境に放出せざるを得ず、したがってこれにより一般公衆が受ける放射線の線量をできる限り低減することが重要となる。

そのため、玄海3、4号機においては、第一に、燃料被覆管内に生じた放射性物質が1次冷却材に漏えいするのを極力防止し、第二に、1次冷却材に漏えいした放射性物質については、これをできる限り1次冷却設備内に封じ込めるとともに、これをできるだけ捕捉し、第三に、運転に伴いほう素濃度調整のため系統から取り出す必要のある1次冷却材については、蒸発装置により放射性物質を分離した上で、フィルタや脱塩塔を用いて放射性物質を出来るだけ除去し、さらに貯蔵装置内で一定期間減衰させるなど、適切に処理することによって、環境に放出する放射性物質の量を最小限に抑制している。

また、放射性物質を環境に放出するにあたっては、一般公衆が受ける放射線量を自然界に存在する放射線量と同程度まで抑えるための線量限度³を十分に下回る放射性物質の放出管理目標値を定めて⁴、実際の放出量がこの放射線管理目標値を下回るよう放出量を管理し、周辺に影響が生じていないことを放射線モニタリングにより監視している。玄海原子力発電所の実際の運転においては、被ばく低減対策をとることによって環境へ放出する放射性物質からの放射線により一般公衆の受ける実効線量⁵を上述の放射線管理目標値

³ 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示3条1項号に定める軽水炉における一般公衆に対する線量限度（1年間につき実効線量1mSv）」、さらには、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（1年間につき実効線量0.05mSv）」において定められている。

⁴ 玄海原子炉施設保安規定において、一般公衆の受ける線量を1年間につき0.0042mSv以下とする放出管理目標値を定め適切に管理している。

⁵ 実効線量：がんや遺伝的影響（子供あるいはその後の子孫に現れる影響）の起こりやすさが身体組織・臓器ごとに異なることを考慮して、全身が均等に被ばくした場合と同一尺度で被ばくの影響を表す量。

よりも更に低い値である年間 0.001mSv⁶未満に抑えている。

第4 事故防止のための安全確保対策

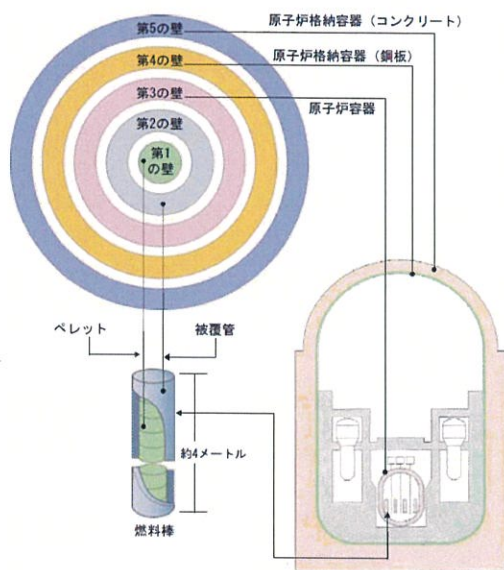
1 はじめに

玄海3、4号機においては、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⁷、燃料被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ⁸、原子炉格納容器（鋼板）、原子炉格納容器（コンクリート））（図1）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によって事故を防止する安全確保対策を講じている【乙イ B160（5、6、9頁）】。

⁶ Sv(シーベルト)、mSv(ミリシーベルト)：人体が放射線を受けた時、その影響の程度を測る単位。吸収された放射線量に、人体への影響に関する係数（放射線の種類や人体の部位により異なる）を掛け合わせたもの。1Sv = 1,000mSv。

⁷ 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。

⁸ 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。



第1の障壁：燃料ペレット

- ・二酸化ウランを焼き固めたもので化学的に非常に安定しており、核分裂生成物の大部分を閉じ込めることができる。

第2の障壁：燃料被覆管

- ・高温水への強度と耐食性を有するジルコニウム合金製で、気密性を有し気体状の放射性物質を閉じ込めることができる。

第3の障壁：原子炉冷却材圧力バウンダリ

- ・原子炉容器や1次系配管等で構成され、燃料被覆管から漏えいした放射性物質を閉じ込めることができる。

第4の障壁：原子炉格納容器（鋼板）

- ・気密性を確保するための鋼製ライニングで、事故時に1次系配管等の破断等により漏えいした放射性物質を閉じ込めることができる。

第5の障壁：原子炉格納容器（コンクリート）

- ・耐圧性に優れたプレストレストコンクリート造の円筒形耐圧容器で、内圧上昇時にその内面の鋼板とともに放射性物質を閉じ込める。

図1 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

そして、事故防止のための安全確保対策を講ずるにあたっては、後述する「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、異常の発生を防止するとともに、この異常発生防止対策にも関わらず異常が発生した場合には、異常を早期に検知して、速やかに原子炉を「止める」、「冷やす」ことで、異常が拡大することを防止している。それでも万一異常が拡大した場合には、炉心の冷却を継続することで炉心の著しい損傷及び圧力、温度の上昇による原子炉容器の損傷を防止し、放射性物質の閉じ込め機能を確保する。また、原子炉格納容器についても、原子炉格納容器内を冷却・減圧し、原子炉格納容器を設計圧力以下に保つことで、その内封機能を確保し、放射性物質が周辺環境へ異常に放出されることを防止する。これら3段階の防護策については、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）【乙イ B160（9頁）】。

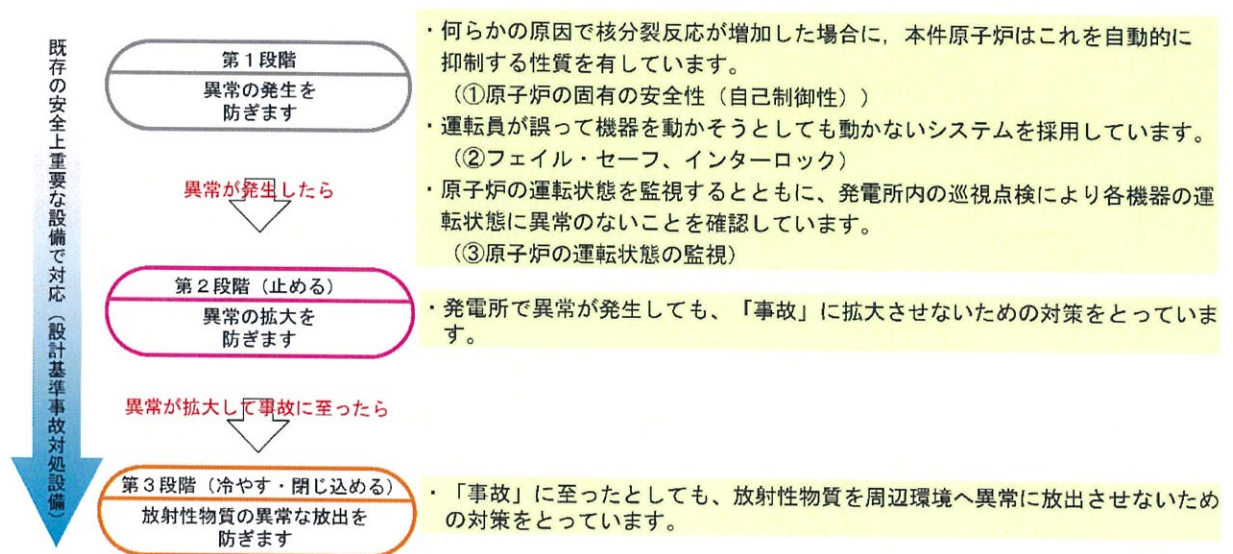


図2 玄海3、4号機における基本的な安全確保対応の流れ

また、この原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」といった機能を担う安全上重要な設備については、基準地震動に対する耐震安全性を備えるとともに、1台で必要十分な機能を持つ機器を複数配置するという多重性または1台で必要十分な機能を果たす異なる形式の機器を複数配置するという多様性をもたせて、単一故障・単一誤操作による機能喪失を防止しており、さらに、これらが共通要因⁹により同時に機能を喪失することがないように独立性をもたせることで、信頼性を確保し、その機能が確実に達成されるようにしている。独立性の確保にあたっては、共通要因に対する対策を講じているが、自然現象は共通要因として安全機能の喪失をもたらし得ることから、自然現象については詳細な調査を実施し、各種知見を収集するなどして、自然現象の想定とこれに対する対策との両面から施設の安全機能の喪失に至らないように対策を講じ、事故の誘因とならないように配慮している。

そして、玄海3、4号機の運転開始以降、国内外のトラブル情報をはじ

⁹ 共通要因：2つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。

めとした発電所の安全性向上に資する様々な知見を不断に収集・分析し、これらの知見を踏まえた運転管理・保守管理の継続的な改善を図りながら運転を継続してきた。

以下、被告九州電力が玄海 3、4 号機において福島第一原子力発電所事故以前から講じている事故防止に係る安全確保対策について具体的に述べる。

2 異常発生防止対策（第 1 段階）

玄海 3、4 号機における事故防止に係る安全確保対策の基本は、何らかの異常や事故が発生した場合に原子炉を「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が、事故防止の観点から極めて重要である。

このため玄海 3、4 号機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）

玄海 3、4 号機の原子炉は、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、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合に、この制御棒等による制御とは関係なく、核分裂反応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 を使用することによって燃料のドップラー効果¹⁰を有し、また、

¹⁰ 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、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。

減速材として水を使用することによって減速材の温度効果（密度効果）¹¹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）（図3）。

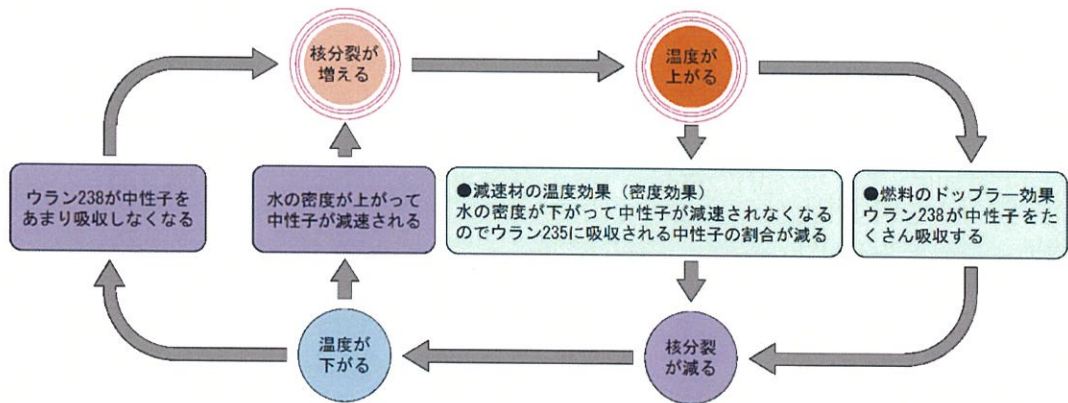


図3 原子炉固有の安全性

(2) 誤動作や誤操作による影響を防止するための設計

玄海3、4号機においては、原子炉の出力、圧力及び水位の安定制御に万全を期すべく、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¹²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¹³の仕組みを採用している。

¹¹ 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。

¹² 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。

¹³ インターロック・システム：誤った操作や機械の誤動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。

(3) 原子炉の運転状態の監視

玄海 3、4 号機においては、原子炉の運転に必要な能力を有する者が運転を行うとともに、中央制御室に常駐した運転員が、各種指示計・記録計のパラメータからの情報により原子炉の運転状態を監視し、また発電所内の巡視点検により各機器の運転状態に異常のないことを確認している。そして、異常に至らなくとも何らかの異常の兆候があれば予備の機器に切替え、点検を実施するなど、安全上重要な機器の機能・性能の維持を図り、原子炉の安定運転の維持に努めている。

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））の健全性は維持されている。

3 異常拡大防止対策（第 2 段階）

玄海 3、4 号機においては、前記「異常発生防止対策（第 1 段階）」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が、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となる。

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、原子炉を冷却するための冷却設備を備えている。

(1) 異常を早期にかつ確実に検知する

玄海 3、4 号機においては、何らかの異常が発生した場合、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¹⁴、流量計、圧力計及びエリアモニタ等により検知され、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には、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。

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、I T V(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

表 1 異常を早期にかつ確実に検知するための計測制御設備(検出器)の例

¹⁴ 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、原子炉の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。

(2) 原子炉を「止める」

玄海 3、4 号機は、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。

検出器が異常の兆候または異常の発生（前述の原子炉の自動トリップに係るものを除く）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、電動駆動で制御棒を炉心へ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、これらの異常検知のための検出器の値が、予め定めた許容値を超えた場合は、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）。通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 4）。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、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て核分裂反応が停止する。）。

原子炉トリップ信号が発せられる一例として、玄海 3、4 号機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 620 ガルに対して低いレベルに設定されている。なお、玄海 3、4 号機において最大の揺れを観測した平成 17 年 3 月 20 日に発生した福岡県西方沖地震の場合でも、地震の揺れは建屋基底部で水平方向 85 ガルであり、運転開始以降現在に至るまで、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。

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 ΔT 高
過大出力 ΔT 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

表 2 原子炉トリップ信号の一覧

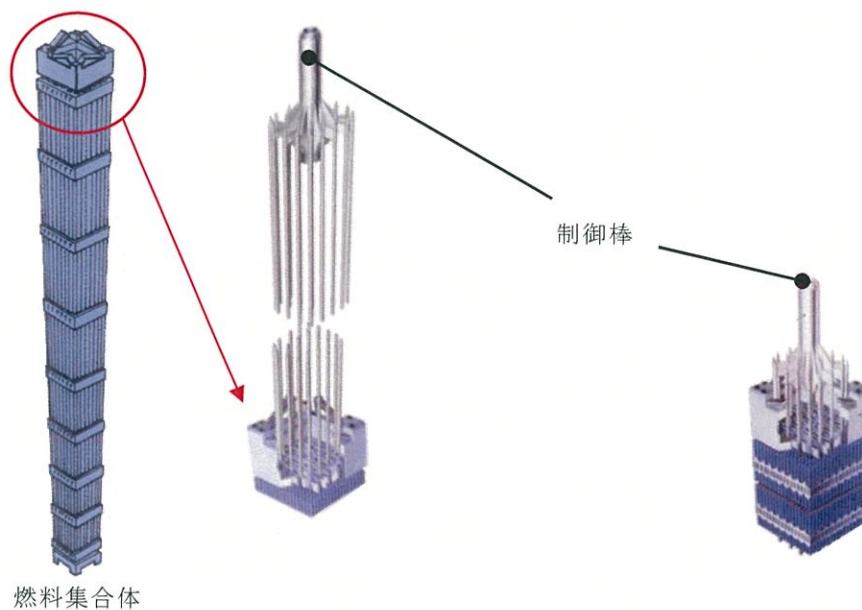
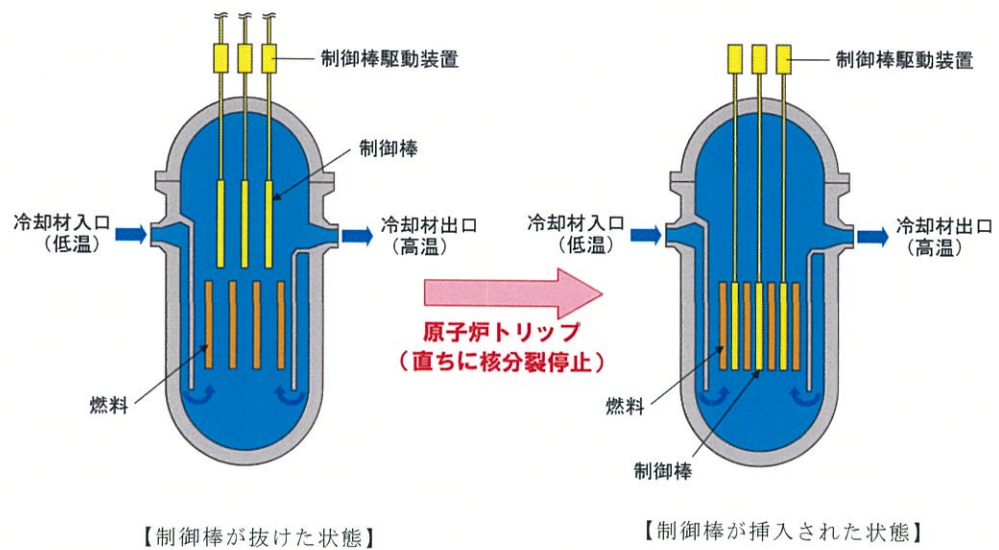


図4 原子炉緊急停止時の制御棒の動作

(3) 原子炉を「冷やす」

原子炉が停止した後も、燃料から崩壊熱¹⁵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、

¹⁵ 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。

通常停止時と同じ流れで原子炉を冷却する（図5）。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。

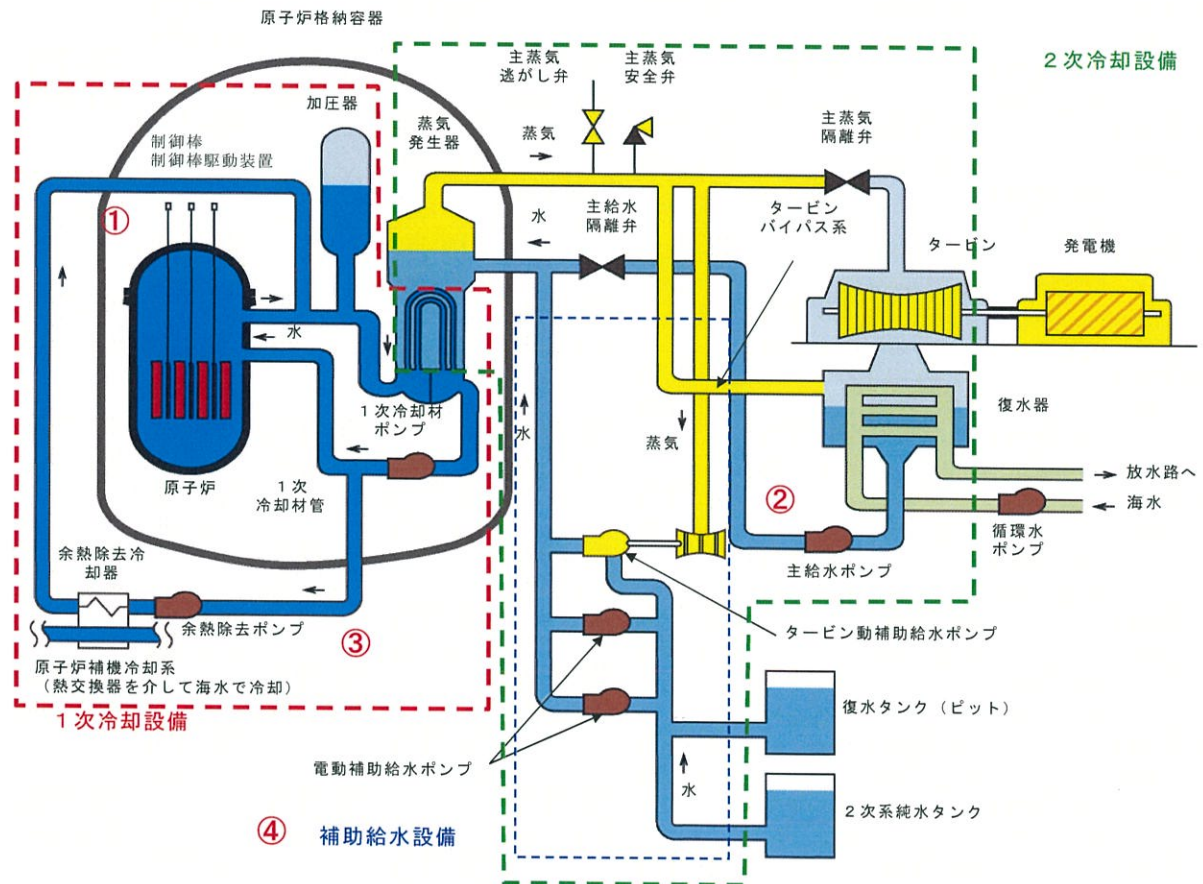


図5 原子炉停止後に崩壊熱を除去する冷却設備の概略図

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次冷却材をタービンバイパス系により復水器¹⁶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

¹⁶ 復水器：タービンの排気側に設置されており、海水が流れる多数の冷却管が設置されている。タービンを回転させた蒸気は復水器に流れ込み、復水器内部において冷却管の周りを流れることにより、冷却・凝縮して水に戻る。

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¹⁷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。

以上のとおり、異常発生時には、これらの「異常拡大防止対策（第 2 段階）」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」、そして「冷やす」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、通常運転時と同様、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。

4 放射性物質異常放出防止対策（第 3 段階）

玄海 3、4 号機においては、何らかの異常が発生した場合、前記「異常拡大防止対策（第 2 段階）」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態が生じて、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

¹⁷ 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。

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。

また、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「LOCA¹⁸」という。）が発生した場合には、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「ECCS¹⁹」という。）や補助給水設備を設けている。また、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」ために原子炉格納容器を設けており、この原子炉格納容器の放射性物質を「閉じ込める」機能を失わせないため、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」） ア ECCSによる冷却

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、原子炉格納容器内の圧力の

¹⁸ LOCA : Loss of Coolant Accident（1次冷却材喪失事故）の略

¹⁹ ECCS : Emergency Core Cooling System（非常用炉心冷却設備）の略

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、E C C S 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。）。

E C C S 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。L O C A の発生により、① 高圧注入系の高圧注入ポンプ及び② 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。③ 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し、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 E C C S 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 6）。

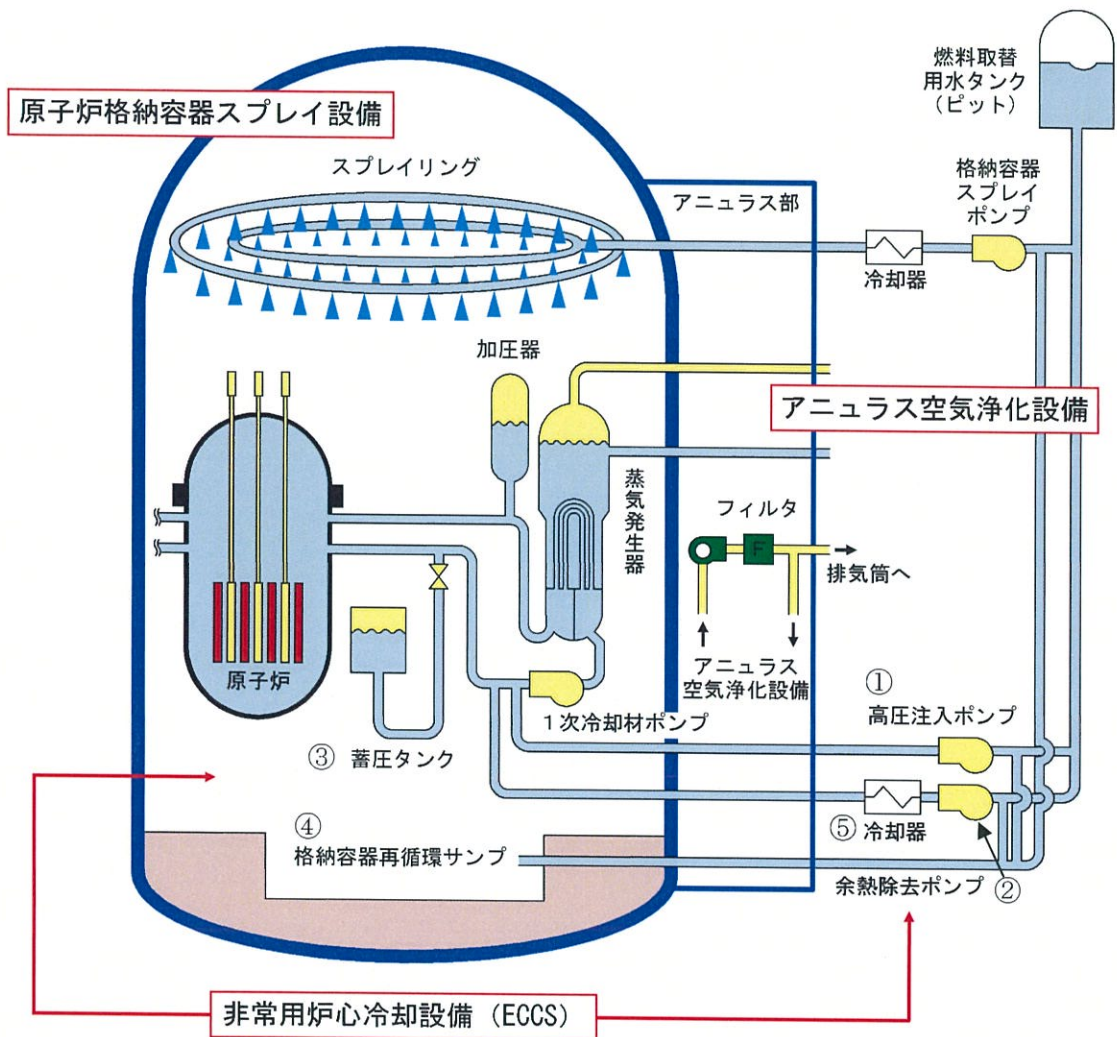


図6 ECCS等の概略図

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）²⁰から炉心へ注水できる容量の高圧注入ポンプ（図6①）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、水源を格納容器再循環

²⁰ 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。）

サンプ²¹（図 6 ④）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。

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（図 6 ②）を 2 台分離して設置（2 系列）しており、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（同④）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、何らかの要因により 1 系列が使用できない場合には、もう 1 系列で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（図 6 ③）（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温度が上昇した状態で格納容器再循環サンプ（図 6 ④）に溜まることとなるが、余熱除去冷却器（同⑤）（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。

イ 補助給水設備による冷却

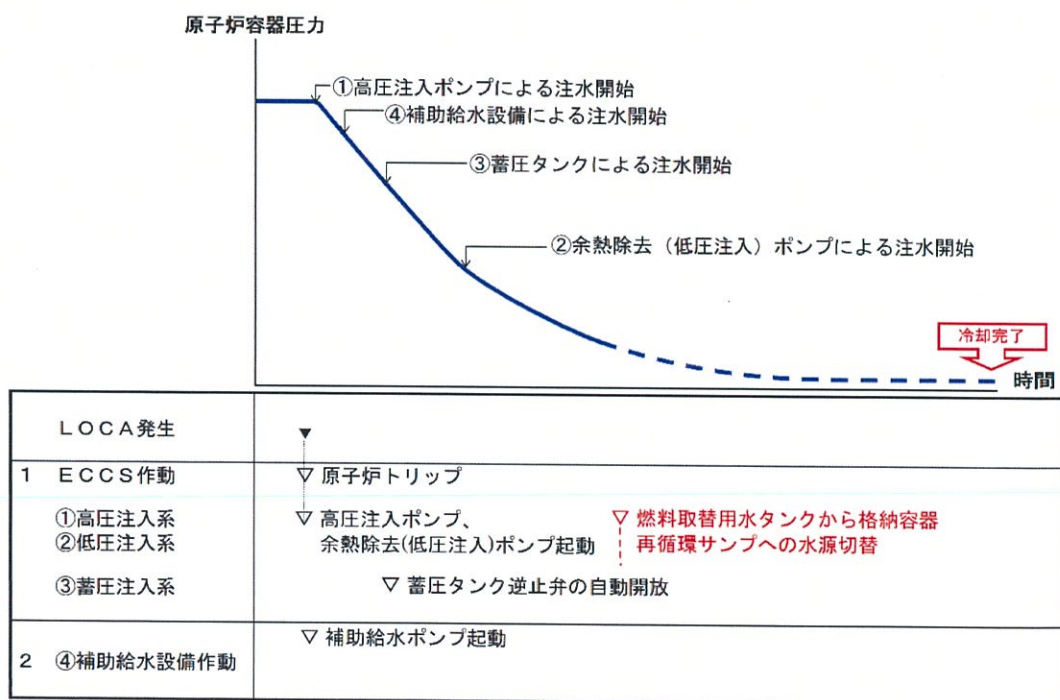
ECCS が作動した場合、補助給水設備が自動的に作動し、原子炉の冷却を開始する。補助給水設備は、蒸気発生器を通じた崩壊熱の除去（冷却）のため、主給水ポンプとは別の水源（復水タンク²²等）から蒸気発生器に水を送る設備である（図 5）。

²¹ 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

²² 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。

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、玄海3、4号機の各号機に、電動機により駆動する電動補助給水ポンプを2台ずつ、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台ずつ備えている。これらは独立性を有して配備されており、かつ、1台でも冷却のための十分な能力を有する注水ポンプである。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7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。

図7 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、その内面に気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）であり、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（外部遮蔽）となる。その基礎は直接岩盤で支持するとともに、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を備えている（図 6）。

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、L O C A 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 E C C S 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

L O C A 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（図 6）。

アニュラス部²³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（ヨウ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、E C C S 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ヨウ素フィルタ（ヨウ素除去効率：95%以上）及び微粒子フィ

²³ 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。

ルタ（粒子除去効率：99%以上）により除去する。

以上のとおり、L O C A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、これらの「放射性物質異常放出防止対策（第3段階）」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。

5 まとめ

以上のとおり、被告九州電力は、玄海3、4号機において、多重防護の考え方にに基づき、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という機能を果たす安全上重要な設備を配備して事故防止に万全を期している。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、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、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年間以上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、E C C Sの動作を伴う原子炉の緊急停止の実績もない。

第5 福島第一原子力発電所事故を契機とした更なる安全確保対策

1 はじめに

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が損傷したため外部電源が失われたこと（図8①）、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（同②）により、炉心の著しい損傷に至り（同③、④、⑤）、格納容器等も損傷し（同⑥、⑦）、周辺環境へ放射性物質が多量に放出された。

被告九州電力は、東北地方太平洋沖地震に関する知見、そして新たな規制基準を踏まえて、地震及び津波の想定をより厳しいものに引き上げてもなお、多重防護の考え方に基づく異常発生防止対策、異常拡大防止対策及び放射性物質異常放出防止対策に要する安全上重要な設備がその機能を喪失しないことを確認している。また、幾重にも講じた安全確保対策が奏功しない場合をあえて想定しても、放射性物質の有する危険性が顕在化することがないよう、炉心を冷却することでその著しい損傷を防止し、仮に炉心の著しい損傷が生じた場合にも、原子炉格納容器内を冷却・減圧することで原子炉格納容器の内封機能を維持し、放射性物質の異常な放出を防止するための更なる安全確保対策を講じている。この更なる安全確保対策についても自然現象を誘因とした共通要因故障を起こさぬよう、多重性または多様性及び独立性を確保している。

以下、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、被告九州電力が玄海 3、4 号機において講じた更なる安全確保の具体的内容を述べる。

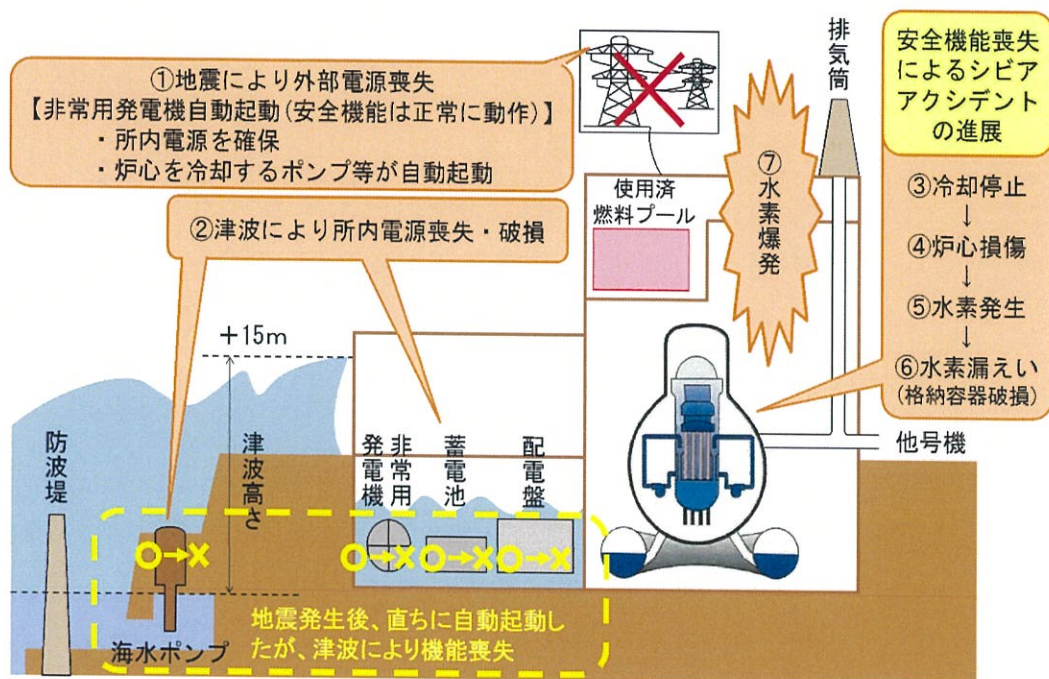


図8 福島第一原子力発電所事故の概要

2 福島第一原子力発電所事故を契機とした被告九州電力の対応

(1) 事故防止に係る安全確保対策の再評価

被告九州電力は、第4で述べた異常発生防止対策(第1段階)、異常拡大防止対策(第2段階)、放射性物質異常放出防止対策(第3段階)における既存の安全上重要な設備について、従前より、玄海3、4号機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機能喪失しないことを確認してきた。そのうえで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機能喪失する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、更に火山や竜巻などの他の自然現象も想定し(表3)、これらが玄海3、4号機に及ぼす影響について再評価し、既存の安全上重要な設備が機能喪失しないことを確認した。

	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 2 m	約 6 m (<敷地高さ約11m)
火山 (降下火砕物の層厚)	—	10 c m
竜巻 (最大風速)	—	100m/ s

表 3 主な自然現象の想定

(2) 更なる安全確保対策の実施

上記のとおり、異常発生防止対策（第 1 段階）、異常拡大防止対策（第 2 段階）、放射性物質異常放出防止対策（第 3 段階）における既存の安全上重要な設備により、玄海 3、4 号機の多重の障壁の健全性が損なわれることはない。しかし、被告九州電力は、これらの安全上重要な設備が機能喪失するような事態も想定し、そのような場合でも事象の進展、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、「更なる安全確保対策」を講じた。具体的には、「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 9）、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 10）。

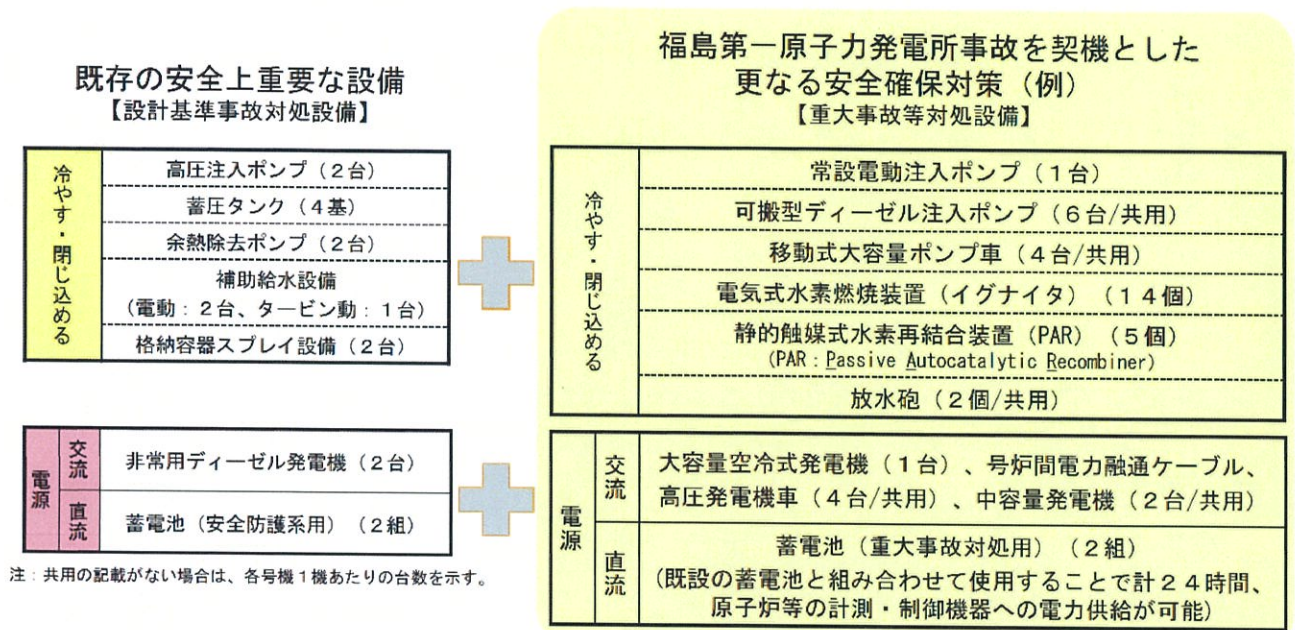


図 9 新たに配備した常設及び可搬型の主な設備

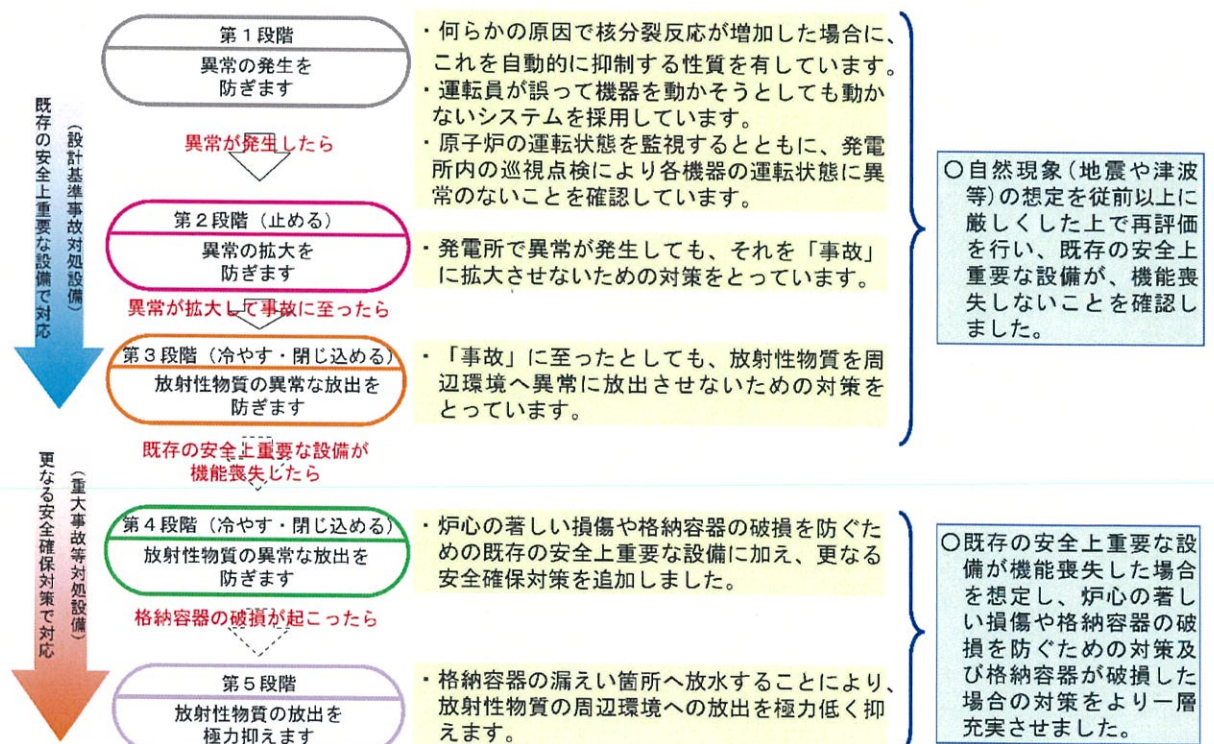


図 10 玄海 3、4 号機における安全確保対応の流れ
（福島第一原子力発電所事故後）

一例として、事故時には原子炉容器の閉じ込め機能を確保するため、通常 ECCS（高圧注入ポンプや余熱除去ポンプ）により原子炉を冷却するが、これらが機能喪失したとしても原子炉の冷却が可能となるよう、常設電動注入ポンプを新たに設置した（図 1 1）。常設電動注入ポンプは、既存の非常用ディーゼル発電機に加えて、新たに設置した大容量空冷式発電機からの電源の供給が可能となるよう電源を多様化している。また、燃料取替用水タンクに加え、復水タンクを水源とすることが可能となるよう水源についても多様化し、原子炉の冷却が確実にできるよう対策を講じている。

また、万一炉心が著しく損傷し、原子炉容器の閉じ込め機能が確保できなくなった場合には、通常、格納容器スプレイポンプを用いて原子炉格納容器内の圧力を低下させることで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保するが、この格納容器スプレイポンプが機能喪失した場合にも、常設電動注入ポンプや電源を必要としない可搬型ディーゼル注入ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力の上昇を抑えることを可能としている。新たに設置したこれらの常設及び可搬型の設備は、共通要因によって同時に機能喪失することを防止するため、分散配置している。

また、被告九州電力は、新たに設置したこれらの常設及び可搬型の設備により、事故等発生時に熔融炉心による過圧・過温によっても原子炉格納容器が破損に至らないことを確認している【乙イ B158（172～204 頁）】。

以上のとおり、被告九州電力は、福島第一原子力発電所事故を契機として、自然現象の想定を従前以上に厳しくした上で再評価を行い、異常発生防止対策（第 1 段階）、異常拡大防止対策（第 2 段階）、放射性物質異常放出防止対策（第 3 段階）における既存の安全上重要な設備が機能喪失しないことを確認した。また、これらの安全上重要な設備により、玄海 3、4 号機の多重の障壁の健全性が損なわれることはないが、あえ

てこれらの安全上重要な設備が機能喪失するような事態も想定し、第4、第5段階の更なる安全確保対策を講じており、福島第一原子力発電所事故のように放射性物質の異常な放出をもたらす事故が発生する具体的危険性はない。

なお、被告九州電力は福島第一原子力発電所事故を契機としたこれらの新規制基準への適合性について、平成29年1月18日に発電用原子炉設置変更許可を、同年8月25日（玄海3号機）及び同年9月14日（玄海4号機）に工事計画認可を、同年9月14日に保安規定変更認可を原子力規制委員会からそれぞれ受け、玄海3号機については平成30年5月16日に、玄海4号機については同年7月19日に、同委員会の最終の使用前検査が終了し、通常運転に復帰した【乙イ B161、162】。

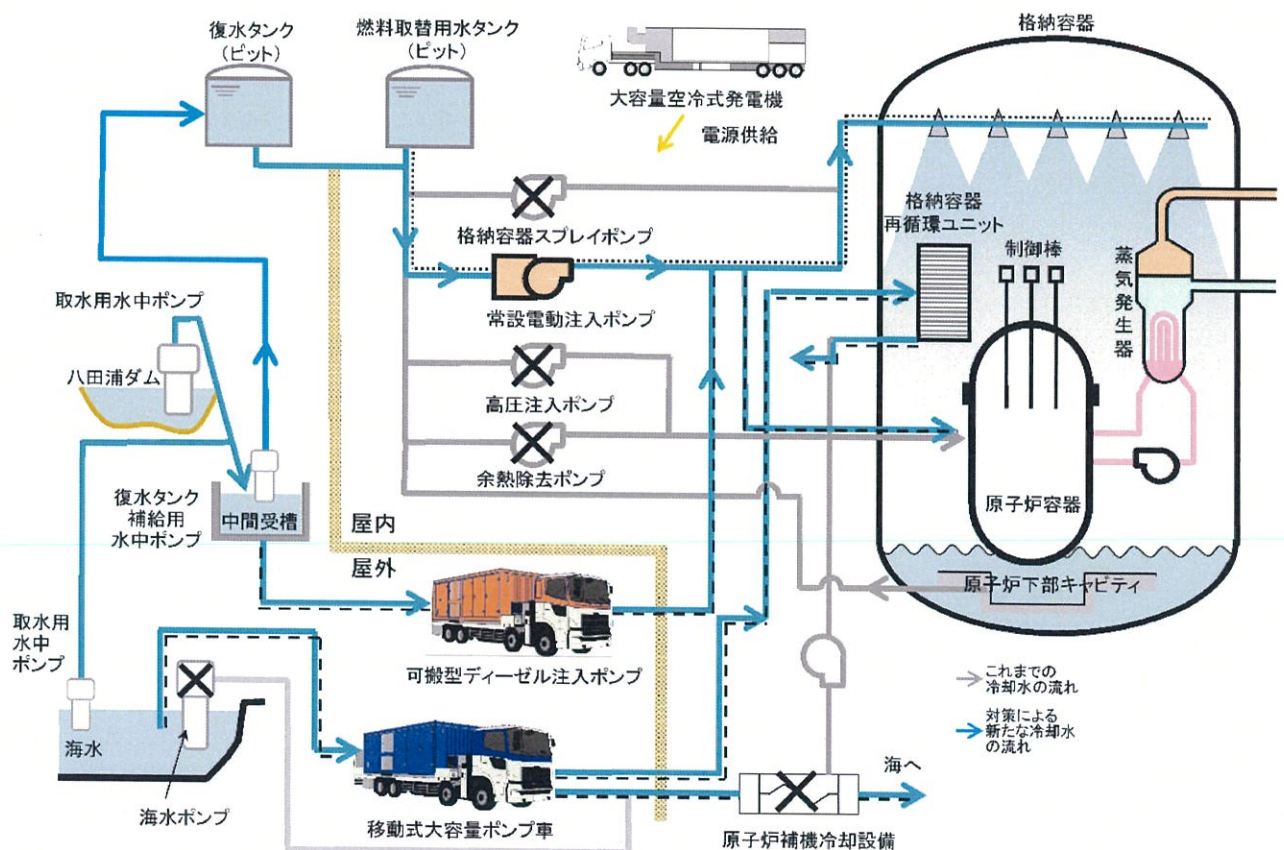


図11 既存の安全上重要な設備が機能喪失した場合の冷却手段

(3) 特定重大事故等対処施設の設置

ア 特定重大事故等対処施設の概要

被告九州電力は、これまで述べた安全確保対策に加え、更なる安全性向上対策として、設置許可基準規則42条に基づき、原子炉建屋²⁴への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、原子炉を冷却する機能が喪失し、炉心が著しく損傷した場合に備えて、原子炉格納容器の破損を防止するための機能を有する特定重大事故等対処施設を設置し、運用を開始している。

特定重大事故等対処施設は、福島第一原子力発電所事故を契機として、2013年7月施行の新規制基準において設置が義務付けられたものである。特定重大事故等対処施設の設計上の考慮は後記イで述べるとおりであるが、これらは発電用原子炉施設における特定重大事故等対処施設以外の施設によって既に重大事故等対策に必要な設計上の考慮として要求されているものであるところ、特定重大事故等対処施設は、更なる安全性向上のため、そのバックアップ対策として求められているものである。

被告九州電力は、原子力規制委員会が定める重大事故等防止技術的能力基準に基づき、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の大規模な損壊が生じた場合に備え、手順書の整備や教育、訓練の実施、設備及び資機材の整備等必要な体制の整備等を既に行っていたところ、このように恒設の特定重大事故等対処施設による対応を加えることにより、更に有効な対策を講じている。

以下、特定重大事故等対処施設の設計上の考慮等について述べるが、特定重大事故等対処施設は、テロリズムへ対応する施設であり、セキュリティの観点から、設備の名称、設置場所、強度、数等を公開できないため、公開可能な範囲の内容とする。

²⁴ 具体的には、原子炉格納施設、原子炉補助建屋及び原子炉周辺建屋を指す【乙イ B163 (9 頁)】。

イ 特定重大事故等対処施設の設計上の考慮等

特定重大事故等対処施設の具体的な設計上の考慮は、以下のとおりである。

- (1) 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。
- (2) 十分な支持力を有する地盤に設置し、基準地震動や基準津波に対して必要な機能が損なわれるおそれがないこと。
- (3) 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有すること。
- (4) 事故発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間使用できるものであること。

前述したとおり、玄海 3、4 号機における特定重大事故等対処施設の詳細については、法令上公開できないが、例えば、原子炉から 100 メートル以上の離隔距離を確保した頑健な建屋内に、少なくとも 7 日間は機能するのに十分な容量を有する設備を設置することが想定されている。特定重大事故等対処施設における主要な設備は以下のとおりである（図 1 2）。

【主要な設備】

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設備
- ② 原子炉内の熔融炉心を冷却する設備
- ③ 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能を有する設備
- ④ 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能を有する設備
- ⑤ 原子炉格納容器の過圧破損防止機能を有する設備²⁵
- ⑥ 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能を有する設備
- ⑦ 必要な機器へ電力を供給するための設備、必要なプラント状態及び

²⁵ 原子炉格納容器内の圧力が異常に上昇した場合、原子炉格納容器の損傷を防止するため、その内部の蒸気を放出（ベント）し、圧力を低減するとともに、大気中に放出される放射性物質を低減させる装置。

設備の状態を計測し、観測する設備並びに緊急時制御室において、発電所内の通信連絡を必要とする場所と通信連絡を行うために必要な設備

- ⑧設備を制御する機能を有するとともに居住性²⁶を確保した緊急時制御室

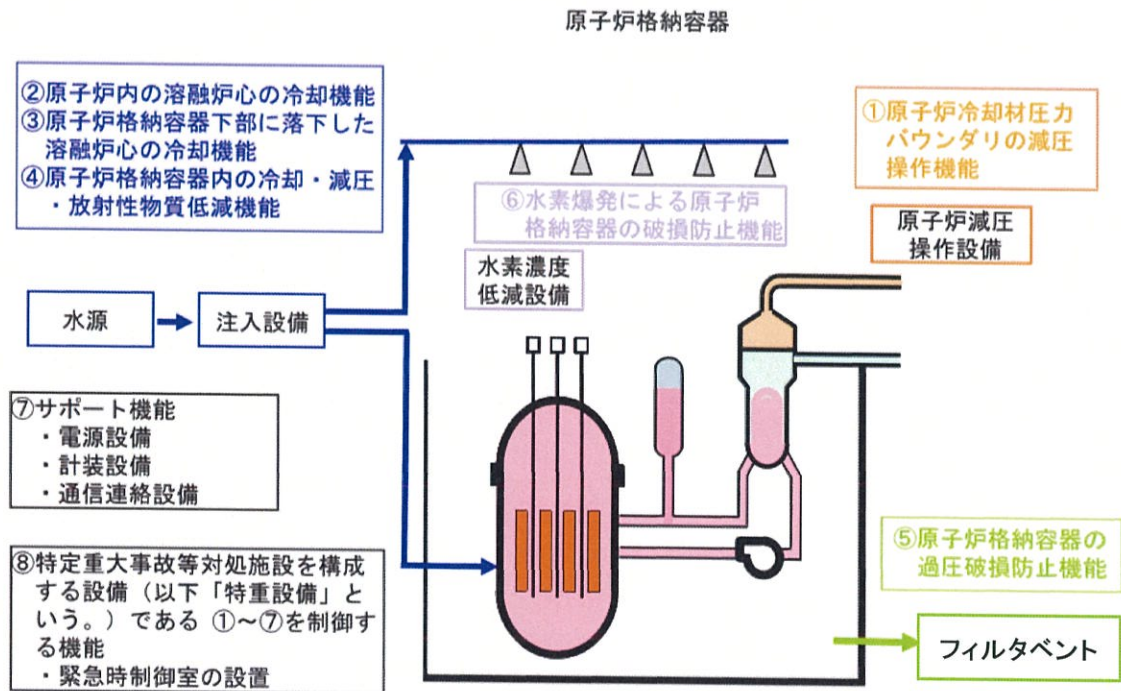


図 1 2 特定重大事故等対処施設に要求される設備

ウ 玄海 3、4 号機における特定重大事故等対処施設の運用状況

被告九州電力は、玄海 3、4 号機の特定重大事故等対処施設について、平成 31 年 4 月 3 日に原子炉設置変更許可を、令和 2 年 8 月 26 日に最終の工事計画認可を、令和 4 年 3 月 24 日に保安規定変更認可を原子力規制委員会からそれぞれ受け、玄海 3 号機については令和 4 年 12 月 5 日に、玄海 4 号機については令和 5 年 2 月 2 日に、同委員

²⁶ 運転員の実効線量（がんや遺伝的影響（子供あるいはその後の子孫に現れる影響）の起こりやすさが身体組織・臓器ごとに異なることを考慮して、全身への被ばくの影響を表す量。）が 100mSv を超えないこと。

会の最終の使用前検査及び使用前確認が終了し、運用を開始した【乙イ B164、165】。

第6 小括

以上のとおり、被告九州電力は、多重防護の考え方にに基づき、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という機能を果たす安全上重要な設備を配備し、事故防止に万全を期すとともに、福島第一原子力発電所事故を契機とし、これらの安全上重要な設備が機能喪失するような事態も想定し、より一層安全確保対策を充実させており、福島第一原子力発電所事故のように放射性物質の異常な放出をもたらす事故が発生する具体的危険性はない。

第3章 遮水グラウト工法について

原告らは、被告が本件原子力発電所建設時に採用した遮水グラウト工法が耐震性を有しておらず、本件原子力発電所が過酷事故や地震等の外部事象に見舞われた際には、福島第一原子力発電所と同様の汚染水の漏出事故など深刻な汚染水問題が発生するおそれがあることは明らかである旨主張する。

しかしながら、遮水グラウト工法は、本件原子力発電所建設時に用いられただけであり、平時の遮水対策として採用したものでもない。また、本件原子力発電所の耐震性は遮水グラウト工法を用いたこととは関係なく確保されており、遮水グラウト工法に耐震性がなかったとしても本件原子力発電所の耐震安全性に影響するものではない。

本件原子力発電所では、前述のとおり、多重防護の考え方にに基づき、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という機能により事故防止に万全を期すとともに、福島第一原子力発電所事故を契機としてより一層安全確保対策を充実させており、福島第一原子力発電所事故のように炉心が溶融し、原子炉圧力容器、原子炉格納容器が損傷して、放射性物質の大量放出をも

たらず事故が発生する現実的な危険はなく、原告らの主張には理由がない。

第4章 まとめ

以上のとおり、玄海3、4号機において福島第一原子力発電所事故のように炉心が溶融する重大事故が起こり、原子炉格納容器が損傷する具体的危険性は無いため、原告らが主張するような汚染水問題が発生することは無い。

以 上