

目 次

請求の趣旨に対する答弁	8
請求の趣旨に対する求釈明	8
請求の原因に対する認否	8
第1 「第1 はじめに」に対する認否	8
第2 「第2 当事者」に対する認否	8
1 「1 原告」に対する認否	8
2 「2 被告九州電力株式会社」に対する認否	8
3 「3 被告国」に対する認否	9
第3 「第3 玄海原子力発電所を含む原子力発電施設の危険性」に対する 認否	9
1 「1 3. 1 1 事故以前から指摘されていた危険性の内容」に対する 認否	9
2 「2 原子力安全神話の構築」に対する認否	9
3 「3 3. 1 1 事故の内容及びそれによる被害」に対する認否	10
4 「4 放射性廃棄物の現状」に対する認否	11
5 「5 まとめ」に対する認否	11
第4 「第4 被告九州電力に対する差止請求」に対する認否	11
第5 「第5 被告国に対する差止請求」に対する認否	11
第6 「第6 損害賠償請求」に対する認否	11
第7 「第7 まとめ」に対する認否	12
被 告 の 主 張	13
第1章 被告の主張の概要	13
第2章 原告らの主張は失当である	13
第1 人格権に基づく差止請求について	13
第2 生存権に基づく差止請求について	14

第3	まとめ	15
第3章	被告及び本件原子力発電所	16
第1	被告	16
第2	本件原子力発電所	16
第4章	原子力発電の必要性	17
第1	エネルギーの安定供給	17
第2	環境保全の要請	17
第3	経済効率性	18
第4	まとめ	18
第5章	本件原子力発電所の概要	19
第1	原子力発電所の仕組み	19
1	原子力発電所の仕組み	19
(1)	原子力発電と火力発電	19
(2)	核分裂の原理	19
(3)	核分裂のコントロール	21
2	原子炉の種類	21
第2	原子力発電所（加圧水型）の構成	23
1	全体の構成	23
2	1次冷却設備	23
(1)	原子炉	24
ア	原子炉容器	25
イ	燃料集合体	25
ウ	制御棒	27
エ	1次冷却材	28
オ	制御材	28
(2)	加圧器	29
(3)	蒸気発生器	29

(4)	1次冷却材ポンプ	29
(5)	1次冷却材管	30
3	原子炉格納容器	30
4	2次冷却設備	30
(1)	蒸気系統	31
(2)	タービン	31
(3)	復水器	31
(4)	主給水ポンプ	31
(5)	主蒸気管	31
5	電気設備	31
(1)	発電機	32
(2)	変圧器	32
(3)	非常用ディーゼル発電機	32
(4)	計測制御用電源設備（計装用電源設備）	32
6	工学的安全施設	34
(1)	非常用炉心冷却設備（ECCS）	34
ア	蓄圧注入系	34
イ	高圧注入系及び低圧注入系	34
(2)	原子炉格納施設	35
(3)	原子炉格納容器スプレイ設備	35
(4)	アニュラス空気浄化設備	35
7	使用済燃料貯蔵設備	37
第6章	本件原子力発電所における安全性	38
第1	自然的立地条件における安全確保対策	38
1	はじめに	38
2	建設時の設計	38
3	運転開始後の確認	39

4	まとめ	39
第2	平常運転時における被ばく低減対策	39
第3	原子力発電所の事故防止対策	40
1	異常の発生を未然に防止するための対策	41
	(1) 余裕のある安全設計	41
	(2) 誤動作や誤操作によるトラブルの防止	42
2	異常の拡大及び事故への進展を防止するための対策	42
	(1) 異常を早期検知可能な設計	42
	(2) 原子炉を安全に「止める」設計	42
	(3) 原子炉停止後の冷却手段の確保	43
3	放射性物質の異常な放出を防止する対策	44
	(1) 原子炉を「冷やす」設計	44
	(2) 放射性物質を「閉じ込める」設計	44
	(3) 放射性物質放出の抑制又は防止	46
	ア 平常時の対策	46
	イ 事故時の対策	47
4	過酷事故対策	48
5	原子力防災	49
第4	本件原子力発電所の安全性に対する国による確認	51
第5	地震及び津波に対する安全性	52
1	はじめに	52
2	地震に対する安全性の確認	52
	(1) 地震に対する安全性確認の概要	52
	(2) 基準地震動の策定	52
	ア 策定方針	52
	イ 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	53
	ウ 震源を特定せず策定する地震動	56

エ	基準地震動の策定	56
(3)	基礎地盤の安定性の確認	57
ア	調査内容	57
イ	基礎地盤の地質及び分類	57
ウ	基礎地盤の安定性	58
(4)	建物・構築物, 機器・配管系の安全性の確認	58
ア	建物・構築物の安全性	58
イ	機器・配管系の安全性	59
3	津波に対する安全性の確認	61
(1)	津波に対する安全性確認の概要	61
(2)	津波に対する安全性確認の内容	61
ア	評価方針	61
イ	評価方法	61
ウ	既往津波の検討	61
エ	海域活断層により想定される地震に伴う津波の検討	61
4	まとめ	62
第6	福島第一原子力発電所事故を受けた対応等	63
1	緊急安全対策の実施	63
(1)	緊急安全対策(短期)	65
(2)	更なる安全性向上対策(中長期)	66
2	過酷事故に備えた対策	67
第7章	まとめ	70

請求の趣旨に対する答弁

- 1 請求の趣旨の第1項ならびに第3項を棄却する。
 - 2 訴訟費用は原告らの負担とする。
- との判決を求める。

請求の趣旨に対する求釈明

請求の趣旨第1項において、「原子力発電施設を操業してはならない」とあるが、「操業」という用語は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」その他の法令にも規定されておらず、意義が不明確である。

そこで、「操業させてはならない」とは、具体的にどのような行為の禁止を求める趣旨か、釈明を求める。

請求の原因に対する認否

第1 「第1 はじめに」に対する認否

不知

第2 「第2 当事者」に対する認否

1 「1 原告」に対する認否

認否の限りではない。

2 「2 被告九州電力株式会社」に対する認否

認める。

3 「3 被告国」に対する認否

認否の限りではない。

第3 「第3 玄海原子力発電所を含む原子力発電施設の危険性」に対する認否

1 「1 3. 1 1 事故以前から指摘されていた危険性の内容」に対する認否

以下の①及び②の内容については認め、その余は知らないし争う。

① 日本列島は太平洋プレート、ユーラシアプレート、フィリピン海プレート、北米プレートの4つのプレートにまたがっており、世界に冠たる地震大国であること（訴状5頁16行目～18行目）。

② 日本列島に54基の原子力発電所（平成24年3月12日現在）が設置されていること（訴状6頁3行目）。

2 「2 原子力安全神話の構築」に対する認否

東京電力株式会社の説明については、被告より答える立場になく不知であるが、被告がこれまでに説明してきた内容と同等の、以下の①ないし⑦については認める。その余は知らないし争う。

① 原子力発電所の安全対策は「多重防護」を基本に考えられており、「異常発生防止」「異常拡大防止」「放射性物質の異常放出防止」の三段階の安全対策を講じていること（訴状6頁15行目～17行目）。

② 格納容器スプレイ系によって、格納容器内に漏れた蒸気を冷却、凝縮させて格納容器内の圧力を下げ、気体状となっている放射性物質を大幅に減少させること（訴状7頁5行目～7行目）。

③ 格納容器内に残留している放射性物質は、非常用フィルタをとおして低減させるようにしていること（訴状7頁7行目～8行目）。

④ 原子力発電所では環境への放射性物質の放出を極力抑制するため「五重の障壁」によって放射性物質を閉じこめていること（訴状7頁

11行目～12行目)。

- ⑤ 核分裂はペレットの中で起こり、核分裂によってできる核分裂生成物（放射性物質）もペレットの中にできること（訴状 8 頁 2 行目～3 行目）。
- ⑥ ペレットはウランの酸化物という化学的に安定したものを高温で陶磁器のように焼き固めたもので、大部分の放射性物質はペレットの中に閉じ込められるようにしていること（訴状 8 頁 3 行目～6 行目）。
- ⑦ ペレットはジルコニウム合金製の被覆管で覆われ、この被覆管は気密につくられていてペレットの外部へ出てきた少量の放射性物質（希ガス）も被覆管の中に閉じ込められ、被覆管が健全であれば外には出ないようにしていること（訴状 8 頁 8 行目～11 行目）。

3 「3 3. 1 1 事故の内容及びそれによる被害」に対する認否

以下の①ないし⑧の内容については認め、その余は知らないし争う。

- ① 平成 23 年 3 月 11 日午後 2 時 46 分、宮城県牡鹿半島の東南東約 130 キロメートルの海底約 24 キロメートルを震源として、マグニチュード 9.0 の巨大地震が発生したこと（訴状 9 頁 11 行目～13 行目）。
- ② 停止中だった福島第一原子力発電所 4 号機において、同 3 号機から漏出した水素ガスにより爆発が起きた可能性があること（訴状 9 頁 17 行目～18 行目）。
- ③ 福島第一原子力発電所事故によって大量の放射性物質が環境に放出されたこと（訴状 10 頁 2 行目）。
- ④ 大気へ放出された放射性物質の総量について、経済産業省原子力安全・保安院は、平成 23 年 6 月 6 日、推計 77 万テラベクレルに上ると発表したこと（訴状 10 頁 7 行目～訴状 11 頁 1 行目）。
- ⑤ 国は、4 月 21 日、福島第一原発から半径 20 キロメートル圏内の地域を「警戒区域」に設定し、区域内への立ち入りを原則として禁止したこと（訴状 12 頁 19 行目～20 行目）。
- ⑥ 翌 22 日には、各地の放射線量の測定値や放射性物質の拡散予測に基

づき、福島第一原発から半径 20 キロメートル圏外の地域のうち、事故発生から 1 年以内に積算線量が 20 ミリシーベルトに達する恐れのある区域が、1 か月後までをめぐりに住民の避難を求める「計画的避難区域」に設定されたこと（訴状 12 頁 21 行目～25 行目）。

⑦ これと同時に、20～30 キロメートル圏内で計画的避難区域以外の区域は、緊急時に屋内退避や圏外避難ができる準備を住民に対して常に求める「緊急時避難準備区域」に設定されたこと（訴状 13 頁 1 行目～3 行目）。

⑧ 政府は平成 23 年 12 月 16 日冷温停止状態にあり事故の収束に至ったと判断されたとしたこと（訴状 22 頁 8 行目～9 行目）。

4 「4 放射性廃棄物の現状」に対する認否

以下の①の内容については認め、その余は知らないし争う。

① プルトニウム 239 の半減期は約 2 万 4000 年であること（訴状 24 頁 19 行目～20 行目）。

5 「5 まとめ」に対する認否

争う。

第 4 「第 4 被告九州電力に対する差止請求」に対する認否

争う。

第 5 「第 5 被告国に対する差止請求」に対する認否

認否の限りではない。

第 6 「第 6 損害賠償請求」に対する認否

争う。

第7 「第7 まとめ」に対する認否
争う。

被告の主張

第1章 被告の主張の概要

原告らは、福島第一原子力発電所事故の内容及び被害について主張した上で、「原子力発電所の稼働自体が原告らの人格権及び生存権を侵害する」として、玄海原子力発電所の差止めを求めている（訴状 26 頁）。

しかしながら、原告らは、福島第一原子力発電所事故を根拠とし、一般的に「原子力発電所の稼働は重大事故を発生させる危険性を有する」と主張するのみで、玄海原子力発電所において原告らが主張するような重大事故が発生する具体的危険性については一切主張していない。

被告は、以下で述べるとおり、玄海原子力発電所の立地の状況等を踏まえて十分な調査や検討、設計及び対策を行って、玄海原子力発電所の安全性を確認しており、原告らが主張するような重大事故が発生する具体的危険性は存しないことから、原告らの請求に理由がないことは明らかである。

第2章 原告らの主張は失当である

第1 人格権に基づく差止請求について

1 原告らは、人格権（憲法 13 条）を差止請求の法的根拠として主張している。

しかし、人格権については、直接これを認めた明文の規定はなく、その権利の具体的内容が不明確なものであるから、人格権の侵害を理由とする差止請求権の法的解釈は厳格になされなければならない。

さらに、人格権侵害の危険性の判断には将来的予測に基づく判断が不可欠である上、差止めを受ける事業者の権利を阻害する可能性もあるため、差止請求が認められるのは、人格権の侵害による被害の危険性が切迫している場合に限られる。

そして、被害の危険性が切迫しているといえるためには、単に人格権侵害による被害が生じる抽象的、潜在的な危険性があるというだけでは足りず、「具体的危険性」が存在することが必要である。この理は、従来の子

力発電所に対する差止請求訴訟の裁判例でも等しく示されてきたところである（関西電力高浜発電所二号機運転差止請求事件（大阪地裁平成5年12月24日判決・判例時報1480号25頁）、志賀原子力発電所建設差止請求事件（金沢地裁平成6年8月25日判決・判例時報1515号3頁）、原子力発電所建設・操業差止請求事件（札幌地裁平成11年2月22日判決・判例時報1676号3頁）、原子力発電所運転差止請求事件（静岡地裁平成19年10月26日判決・公刊物未掲載）、志賀原子力発電所2号機建設差止請求控訴事件（名古屋高裁金沢支部平成21年3月18日判決・判例時報2045号3頁）、中国電力島根原子力発電所1号機、2号機運転差止請求事件（松江地裁平成22年5月31日判決・公刊物未掲載））。

- 2 したがって、人格権侵害に基づく差止請求が認められるためには、民事訴訟の一般原則どおり、その権利を主張する原告らにおいて、玄海原子力発電所で原告らが主張するような重大事故が発生する具体的危険性が存在することを主張立証する必要がある。

しかしながら、原告らは、福島第一原子力発電所事故を根拠として一般的に原子力発電所の危険性を主張するのみで、玄海原子力発電所において原告らが主張するような重大事故が発生する具体的危険性については一切主張していない。

よって、原告らの主張は失当であり、棄却を免れないものである。

第2 生存権に基づく差止請求について

原告らは差止請求の法的根拠として生存権（憲法25条）も主張している。

しかし、生存権は、社会権として、国に対し積極的な配慮として人間的な生活を送ることを求める権利であり、その内容は抽象的で不明確なことから、一般にそれを具体化する法律によってはじめて具体的な権利となる（抽象的権利）ものと解されており、生存権の具体的権利性は認められていない。

最高裁も、以下のとおり、生存権の具体的権利性を否定している。朝日訴訟（最高裁昭和42年5月24日大法廷判決民集21巻5号1043頁）では、「憲法25条1項は、…すべての国民が健康で文化的な最低限度の生活を営

み得るように国政を運営すべきことを国の責務として宣言したにとどまり、直接個々の国民に具体的権利を付与したものではない」旨判示されている。また、堀木訴訟（最高裁昭和 57 年 7 月 7 日大法廷判決民集 36 卷 7 号 1235 頁）においても、「憲法 25 条 1 項は…いわゆる福祉国家の理念に基づき、すべての国民が健康で文化的な最低限度の生活を営みうるよう国政を運営すべきことを国の責務として宣言したものであること、また、同条 2 項は…同じく福祉国家の理念に基づき、社会的立法及び社会的施設の創造拡充に努力すべきことを国の責務として宣言したものであること、そして、同条 1 項は、国が個々の国民に対して具体的・現実的に右のような義務を有することを規定したものではなく、同条 2 項によつて国の責務であるとされている社会的立法及び社会的施設の創造拡充により個々の国民の具体的・現実的な生活権が設定充実されてゆくものであると解すべきことは、すでに当裁判所の判例とするところである」旨判示されている。

よって、生存権が私人間における行為の差止めの根拠となるものではないことから、かかる権利を根拠とする原告らの主張も失当である。

第3 まとめ

以上のとおり、人格権及び生存権に基づく原告らの請求に理由がないことは明らかである。

第3章 被告及び本件原子力発電所

第1 被告

被告は、福岡県、佐賀県、長崎県、大分県、熊本県、宮崎県及び鹿児島県において、一般の需要に応じて電気を供給する事業を営む株式会社であり、平成22年度末現在、水力発電所139箇所（電気出力合計327.9万kW）、火力（汽力）発電所10箇所（電気出力合計1,118.0万kW）、内燃力発電所34箇所（電気出力合計39.5万kW）及び原子力発電所2箇所（電気出力合計525.8万kW）を所有している。

第2 本件原子力発電所

被告は、佐賀県東松浦郡玄海町大字今村に玄海原子力発電所を設置しており、1号機から4号機までの原子炉4基を有する。

玄海原子力発電所1号機、2号機、3号機及び4号機（以下、それぞれ「玄海1号機」、「玄海2号機」、「玄海3号機」及び「玄海4号機」といい、これらを総称して「本件原子力発電所」という）の建設工事着工時期、営業運転開始時期及び電気出力は、下表1のとおりである。

表1 本件原子力発電所の建設工事着工時期等

プラント名	建設工事着工時期	営業運転開始時期	電気出力
玄海1号機	昭和46年3月	昭和50年10月	55.9万kW
玄海2号機	昭和51年6月	昭和56年3月	55.9万kW
玄海3号機	昭和60年8月	平成6年3月	118.0万kW
玄海4号機	昭和60年8月	平成9年7月	118.0万kW

第4章 原子力発電の必要性

第1 エネルギーの安定供給

我が国では、過去の2度にわたる石油危機の経験から、原子力や天然ガスをはじめとする石油代替エネルギーの導入及び省エネルギーの推進を積極的に進め、エネルギーを安定的に供給する努力がなされてきた。

他方、世界的にエネルギー需要が大幅に増加すると見込まれており、エネルギー資源獲得競争が激化する可能性がある中で、エネルギー資源に乏しくその多くを輸入に頼っている我が国においては、エネルギー資源を安定的に確保していくことが不可欠である。

この点、ウラン資源は、政情の安定したカナダやオーストラリア等の国々から供給されているため、他のエネルギー資源に比べて供給の安定性が高く、更に少量で膨大なエネルギーを生み出すことから燃料の備蓄性に優れており、原子力発電は、エネルギーの安定供給に有利な発電方法である。

第2 環境保全の要請

世界のエネルギー需要の増大に伴う地球温暖化問題は、人類の生存基盤に関わる最も重要な環境問題のひとつである。地球温暖化問題は、石油、石炭等の化石燃料の燃焼により発生する二酸化炭素等の温室効果ガスが原因となり生じるものと考えられており、対応が厳しく求められている。

我が国の温室効果ガスの約9割はエネルギー利用から発生するものであり、地球温暖化を防止するためには、エネルギー供給源を低炭素型のものに変革していく必要がある。

その点、原子力発電は発電過程で二酸化炭素を排出せず、環境特性に優れている。また、発電過程のみならず、原子力発電所の建設や原料の採掘、輸送を含めたライフサイクル全体で評価しても、原子力発電の1kWh当たりの二酸化炭素排出量は、化石燃料を用いた場合より明らかに小さく、地球温暖化防止の観点で優れた発電方法のひとつとされている。

第3 経済効率性

エネルギーについては従来から効率的な供給が求められてきたが、更に近年では、我が国の産業の国際競争力強化の観点から、エネルギーコストの低減を図るべく、自由化、規制緩和等を通じた一層の効率向上が求められている。

一定の前提下で、火力・水力・原子力等、エネルギー源毎に発電コストを試算すると、原子力発電は、他の発電方法と比較しても遜色のない経済性を有している。

第4 まとめ

以上のとおり、原子力発電については、エネルギーセキュリティ面や地球温暖化対策面などで総合的に優れていることから、安全性を大前提として、その重要性は変わらないものと考えている。

第5章 本件原子力発電所の概要

第1 原子力発電所の仕組み

1 原子力発電所の仕組み

(1) 原子力発電と火力発電

原子力発電所では、原子炉でウラン ^{235}U 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と考えることができる（図1）。

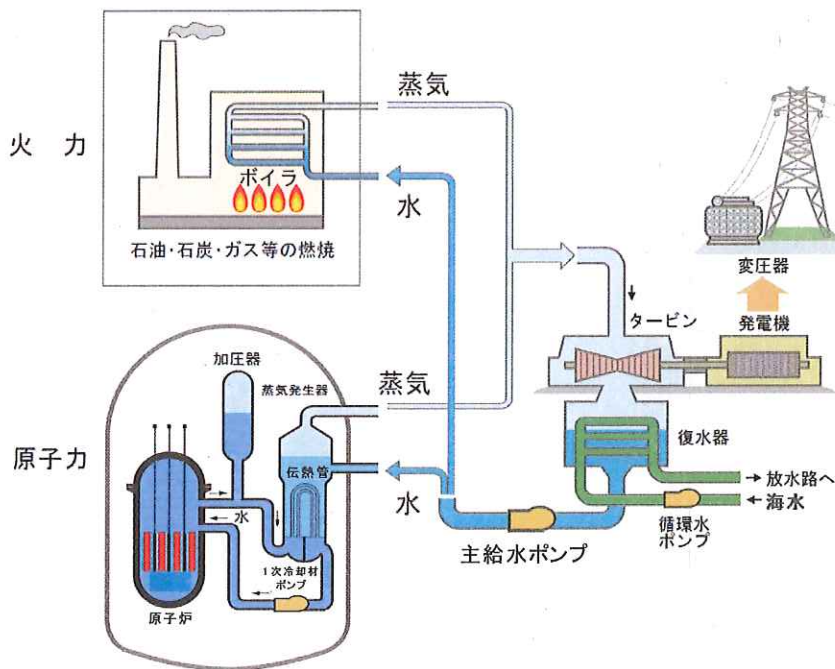


図1 火力発電と原子力発電の比較

(2) 核分裂の原理

前述のとおり、原子炉では、ウラン ^{235}U 等を核分裂させることにより熱エネルギーを発生させている。以下にその核分裂の原理を述べる。

全ての物質は、原子から成り立っており、原子は原子核とその周りを周回する電子から構成されている。ウランのように重い原子核は、分裂して軽い原子核に変化しやすい傾向を有しており、原子核が中性子を吸

¹ ウラン ^{235}U : 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。

収すると、原子核は不安定な状態となり、分裂して2つないし3つの異なる原子核に変化する。これを核分裂と呼び、核分裂が起きると膨大なエネルギーが発生する。

核分裂を起こす物質としては、ウラン、プルトニウムがよく知られている。ウラン鉱石から取り出した状態のウラン（天然ウラン）には、核分裂しやすい性質を有するウラン235が0.7%しか含まれておらず、残りの99.3%は核分裂しにくい性質を有するウラン238である。

本件原子力発電所を含め、我が国の商業用原子力発電所で使用するウラン燃料は、ウラン235の含有率を3~5%に高めた低濃縮ウランである（図2）。

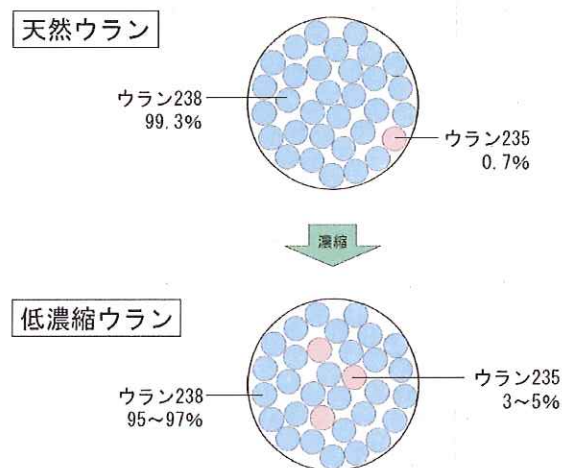


図2 天然ウランと低濃縮ウラン

ウラン235等の原子核が中性子を吸収して核分裂すると、大きなエネルギーを発生するとともに、核分裂生成物²と2ないし3個の速度の速い中性子（高速中性子）を生じる。この中性子の一部が他のウラン235等の原子核に吸収されて次の核分裂を起こし、連鎖的に核分裂が維持される現象を核分裂連鎖反応と呼ぶ。また、1回のウラン235等の核分裂によって生じる中性子のうち一部が再度ウラン235等に吸収され、その結果1回の核分裂が起き、核分裂が安定的に継続する状態を臨界状態と

² 核分裂生成物：核分裂により生み出される物質。

いう（図3）。

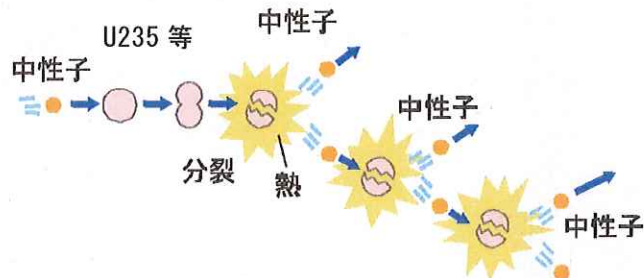


図3 臨界状態

(3) 核分裂のコントロール

ウラン 235 等の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は、中性子の速度が遅い場合に大きくなる（速度が遅い中性子を「熱中性子」と呼ぶ）。このため、核分裂を継続させるには、高速中性子の速度を熱中性子の速度まで減速させる必要があり、原子炉では「減速材」が用いられている。

また、核分裂連鎖反応を安定した状態に制御するためには、核分裂を起こす中性子の数を調整する必要があり、原子炉では中性子を吸収する物質である制御棒及び制御材を用いている。

2 原子炉の種類

原子炉には、減速材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³を用いるものを「軽水型原子炉⁴」（軽水炉）という。

軽水炉を用いた原子力発電所は、大きく分けて2種類ある。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⁵を使用する原子力発電所（以下「原子力発電所（沸騰水型）」という）と、高圧の1次冷却材を原子炉で高温水とし⁶、これを蒸気発生器に

³ 軽水：分子量 10 の水分子で構成される水。

⁴ 軽水型原子炉：軽水型原子炉は、熱中性子炉の一種である。

⁵ 沸騰水型原子炉：(BWR: Boiling Water Reactor)。

⁶ 原子炉の中で1次冷却材に圧力をかけ、高温状態でも、その沸騰を抑えている。

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⁷を使用する原子力発電所（以下「原子力発電所（加圧水型）」という）である（図4，5）。本件原子力発電所は、前述のとおり加圧水型の原子力発電所である。

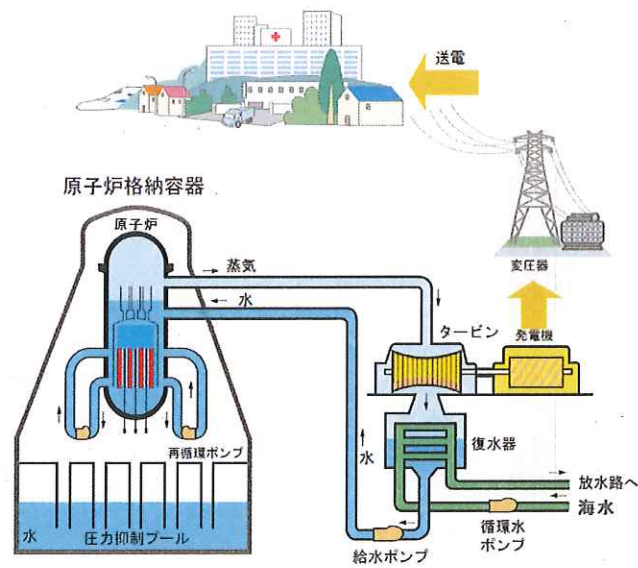


図4 原子力発電所（沸騰水型）の仕組み

⁷ 加圧水型原子炉：(PWR：Pressurized Water Reactor)。

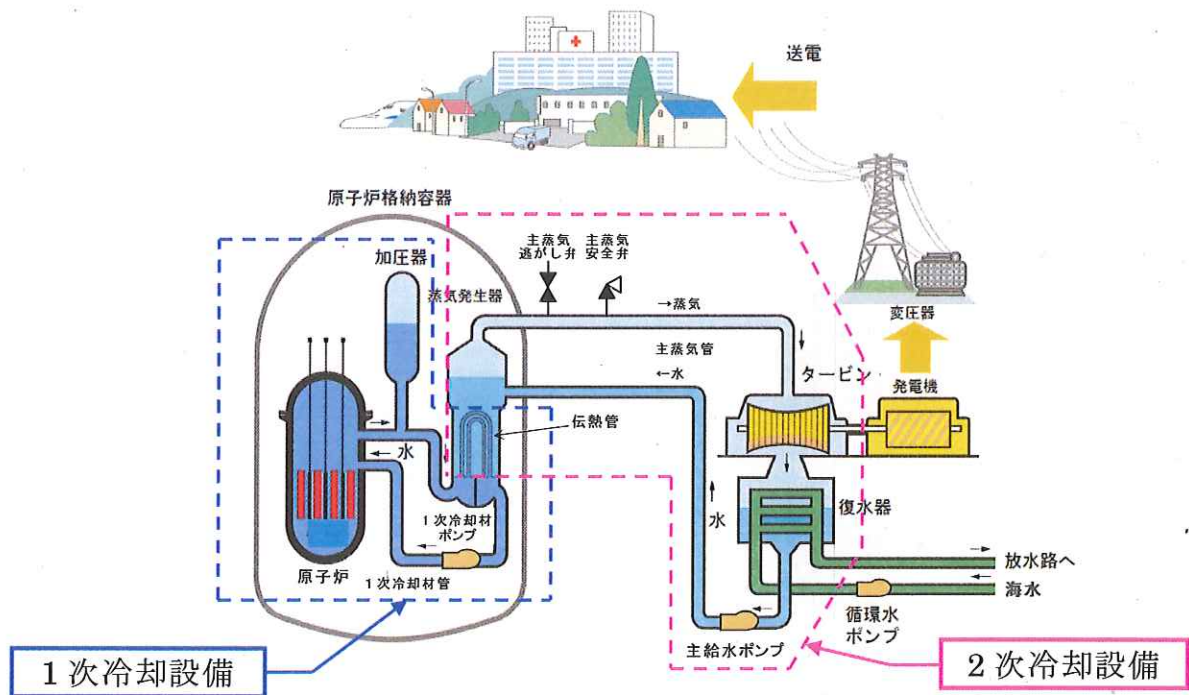


図5 原子力発電所（加圧水型）の仕組み（玄海4号機の例）

第2 原子力発電所（加圧水型）の構成

1 全体の構成

原子力発電所（加圧水型）は、原子炉を中心とする「1次冷却設備」、1次冷却設備を格納する「原子炉格納容器」、タービンを中心とする「2次冷却設備」、「電気設備」、「工学的安全施設」及び「使用済燃料貯蔵設備」等から構成されている。

2 1次冷却設備

原子力発電所（加圧水型）の1次冷却設備は、「原子炉」、「加圧器」、「蒸気発生器」、「1次冷却材ポンプ」及び「1次冷却材管」から構成されており、原子炉内で生じた熱エネルギーで1次冷却材を高温水としたうえで、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器内において2次冷却材を蒸気にする機能を果たしている。

なお、蒸気発生器内で温度が下がった1次冷却材は、再び原子炉に戻さ

れる (図6)。

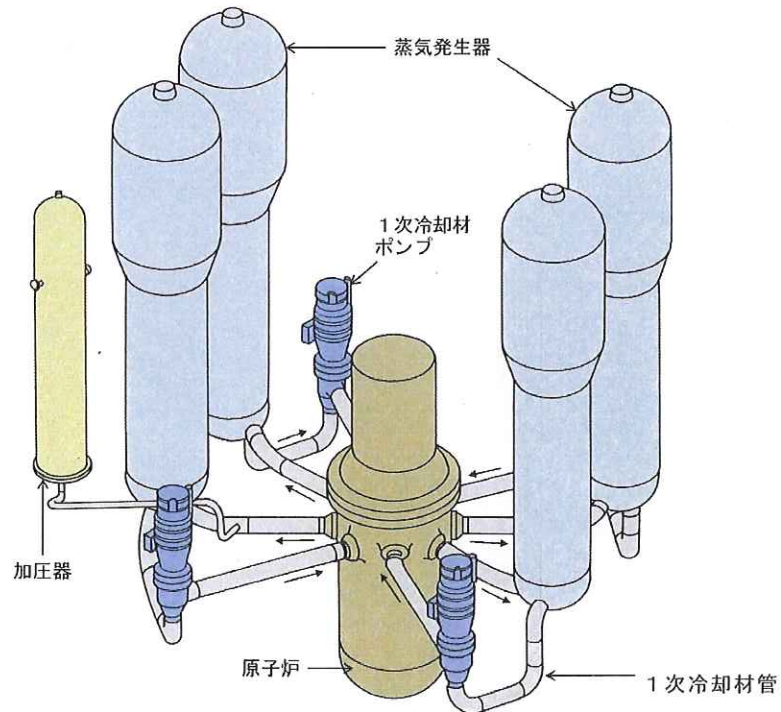


図6 1次冷却設備概要図 (玄海4号機の例)

(1) 原子炉

原子炉は、核分裂連鎖反応を安定的に制御しながら持続させ、それにより発生する熱エネルギーを安全かつ有効に取り出す設備である。

原子炉を構成する基本的な要素は、核分裂を起こして熱エネルギーを発生させる「燃料集合体」、原子炉内の中性子の数を調整し、核分裂を制御する「制御棒」及び「制御材」、核分裂で発生する熱エネルギーを外部に取り出し、かつ、核分裂によって発生する高速中性子を、核分裂を起こしやすい熱中性子の速度まで減速させるための「1次冷却材」及びこれらの要素を取り囲む「原子炉容器」から構成されている (図7)。

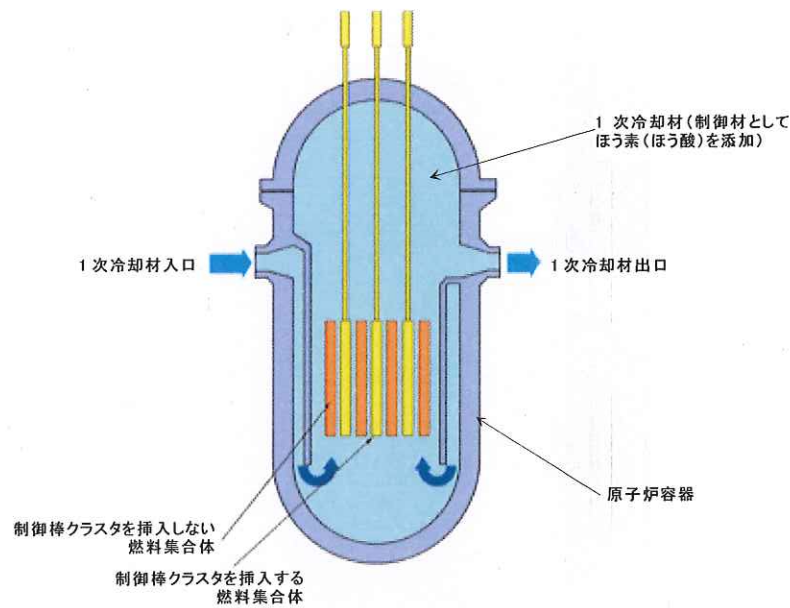


図7 加圧水型原子炉の概要図

ア 原子炉容器

原子炉容器は、底部と上蓋が半球形となっている円筒型の容器であり、玄海1号機及び2号機の場合、高さ約11m、内径約3.4mであり、玄海3号機及び玄海4号機の場合、高さ約13m、内径約4.4mである。

原子炉容器の1次冷却材入口と出口は燃料集合体上端よりも上方にあり、仮に1次冷却材出入口から1次冷却材が流出しても炉心⁸が1次冷却材に漬かった状態にでき、冷却が維持される構造としている。

また、原子炉容器内には、金属材料の経年変化を評価するための監視試験片を装着し、中性子照射による金属材料の変化に関する確認を行っている。

イ 燃料集合体

燃料集合体は、「ペレット⁹」を「燃料被覆管」の中に詰めた燃料棒を束ねたものである(図8)。

ペレットは、ウランやプルトニウムの酸化物を焼き固めたものであ

⁸ 炉心：原子炉において燃料集合体を装荷した部分。この部分で核分裂の連鎖反応が起きてエネルギーを発生する。

⁹ 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と、二酸化ウランにプルトニウム酸化物(プルトニウムと酸素の化合物)を混入したウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)を焼き固めたものの2種類がある。

り、直径約 8mm、高さ約 10mm の小さな円柱形である。このペレットを、長さ約 4m のジルコニウム合金¹⁰製の燃料被覆管の中に約 300 個入れ、両端に端栓を溶接し密封したものが燃料棒である。

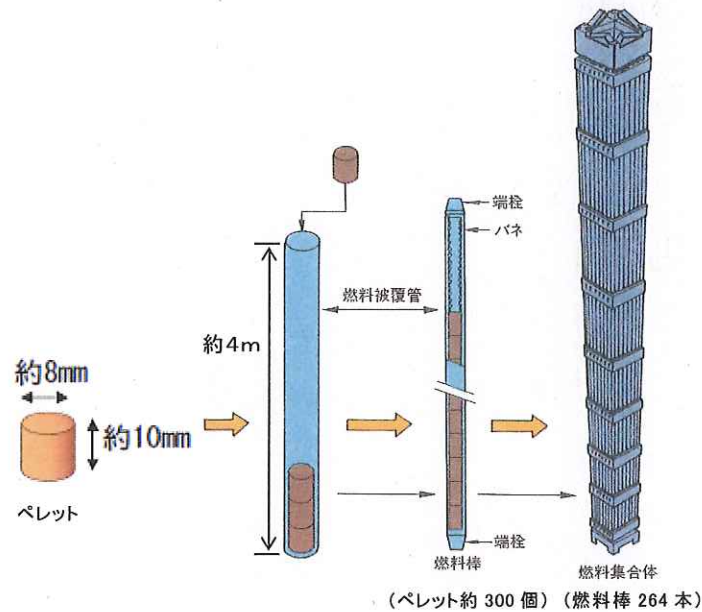


図8 加圧水型原子炉用燃料集合体の概要図（玄海4号機の例）

玄海1号機及び2号機の場合、燃料棒を179本束ねた燃料集合体121体を炉心に装荷している。玄海3号機及び玄海4号機の場合、燃料棒を264本束ねた燃料集合体193体を炉心に装荷している（図9）。

¹⁰ ジルコニウム合金：ジルコニウムにスズ，鉄，クロム等を添加した合金。熱中性子を吸収しにくく，機械的強度が高く，耐腐食性，耐熱性に優れている。

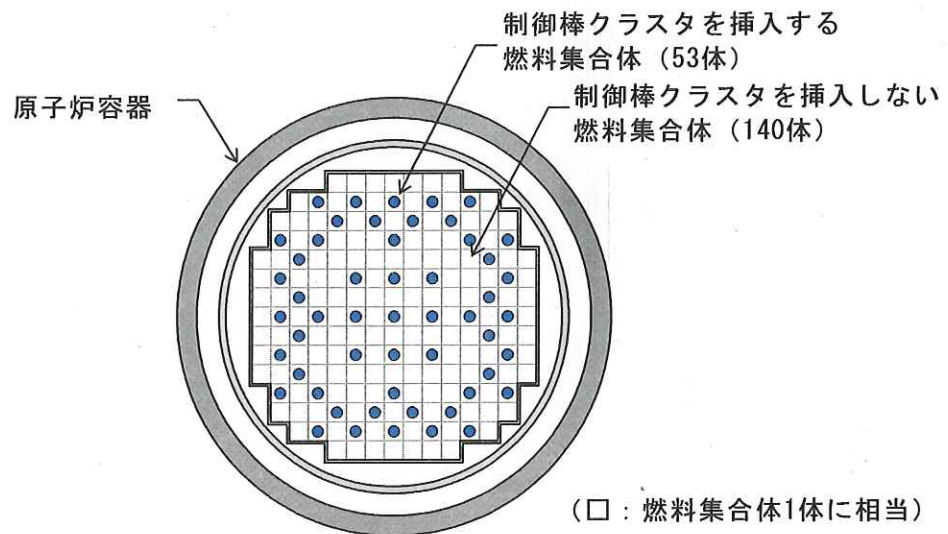


図9 燃料集合体配置図（断面図）（玄海4号機の例）

ウ 制御棒

制御棒は、中性子を吸収する能力を持っている。これを原子炉内の燃料集合体に出し入れすることにより中性子の数を調整し、核分裂の数を調整することで、原子炉の出力を制御する設備である。

制御棒には、銀・インジウム・カドミウム合金を用いており、燃料棒とほぼ同じ長さ・径のステンレス鋼製被覆材で被覆されている。玄海1号機及び2号機では16本、玄海3号機及び玄海4号機では24本の制御棒を束ね「制御棒クラスタ」を作り、制御棒クラスタを、原子炉内の特定の位置の燃料集合体に挿入あるいは引抜きできるように設置している。制御棒クラスタが挿入される燃料集合体は、玄海1号機及び2号機では33体、玄海3号機及び玄海4号機では53体である(図9, 図10)。

制御棒クラスタは、電動の駆動装置により挿入あるいは引抜きができる。通常運転時には、ほぼ全部が引き抜かれた状態であるが、緊急時等には制御棒クラスタが自重により、自動的に急速挿入され、速やかに原子炉を停止させる。

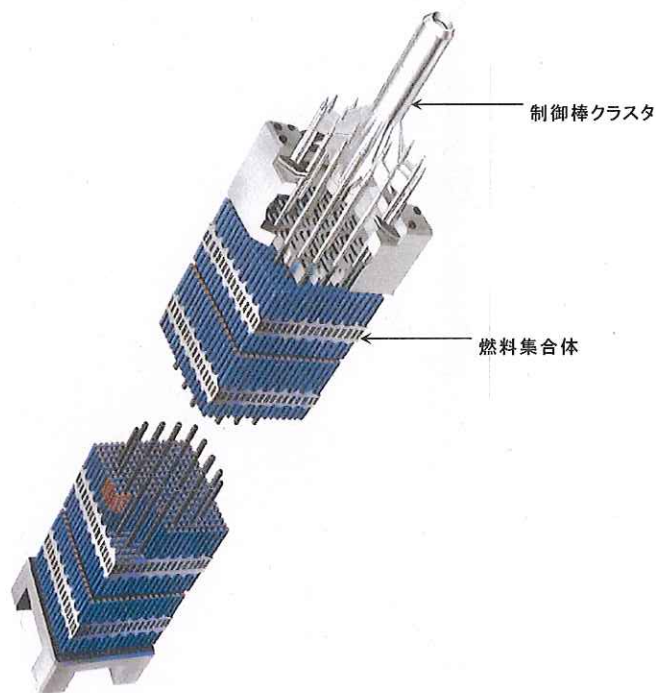


図10 制御棒クラスタを挿入する燃料集合体（玄海4号機の例）

エ 1次冷却材

原子炉容器の内部は1次冷却材で満たされており、1次冷却材は熱エネルギー伝達と中性子を減速する役割を果たしている。

すなわち、1次冷却材は、前述したように、核分裂により生じた熱エネルギーを吸収して高温となり、蒸気発生器に導かれたうえで、熱エネルギーを2次冷却材に伝達している。

また、中性子の減速能力が高い軽水を1次冷却材として使用することにより、1次冷却材が前述した減速材としての機能を果たしている。

オ 制御材

加圧水型原子炉では、1次冷却材に中性子を吸収する性質を持つほう素（ほう酸）を制御材として添加し、この濃度を調整することにより中性子の数を調整し、原子炉の出力制御を行う。

定期検査の際には、通常、燃料集合体の約1/3を新しいものに取り替えることから、原子炉の運転を再開した初期においては、原子炉内

のウラン 235 等の濃度が高く核分裂が多く発生しやすい状況にある。従って、この時期には、ウラン 235 等に吸収される中性子が過剰とならないよう核分裂を抑えるために 1 次冷却材中のほう素濃度を高めに行っている。

原子炉の運転が継続されると、ウラン 235 等が消費されて、その濃度が徐々に低くなり、一定の核分裂の連鎖を維持しにくい状況となってくる。このため、時間の経過とともに、徐々にほう素濃度を下げ、原子炉の出力が一定となるよう制御している。

このように、本件原子力発電所を含む加圧水型原子炉においては、比較的ゆっくりした反応度¹¹変化に対する制御を、ほう素濃度の調整により行っている。

(2) 加圧器

加圧器は、1 次冷却材が沸騰しないよう、1 次冷却材を高い圧力で一定に制御するための機器である。

本件原子力発電所の場合、それぞれ 1 台の加圧器が設置されている。

(3) 蒸気発生器

蒸気発生器は熱交換器であり、1 次冷却材と 2 次冷却材の境界を形成している。蒸気発生器の伝熱管内を流れている 1 次冷却材から、伝熱管の外側を流れている 2 次冷却材に熱が伝わり、2 次冷却材が蒸気となり、タービンに導かれる。

玄海 1 号機及び 2 号機では 2 基、玄海 3 号機及び玄海 4 号機では 4 基の蒸気発生器が設置されている。

(4) 1 次冷却材ポンプ

1 次冷却材ポンプは、1 次冷却材を循環させる機器であり、蒸気発生器の 1 次冷却材出口側に設置される。蒸気発生器で 2 次冷却材に熱を伝え終えた 1 次冷却材は、このポンプにより再び原子炉に送られる。

玄海 1 号機及び 2 号機では 2 基、玄海 3 号機及び玄海 4 号機では 4

¹¹ 反応度：原子炉が臨界状態からずれている程度を表す数値。単位時間に発生する中性子数と、単位時間に消費される中性子数の比（中性子増倍率）が 1 に近いほど（臨界状態に近いほど）反応度は 0 に近い数字となる。

基の1次冷却材ポンプが設置されている。

(5) 1次冷却材管

1次冷却材管は、原子炉で発生した熱を蒸気発生器に運ぶための1次冷却材が通るステンレス鋼製配管である。原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプ相互を連絡し、循環ループを形成している。

3 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、1次冷却設備を格納する容器であり、気密性が確保されている(図11)。

玄海1号機及び2号機の場合、原子炉格納容器は鋼板で構成されており、外側が外周コンクリート壁で囲まれている。玄海3号機及び玄海4号機の場合、原子炉格納容器は鋼板及びコンクリート構造物で構成されている。

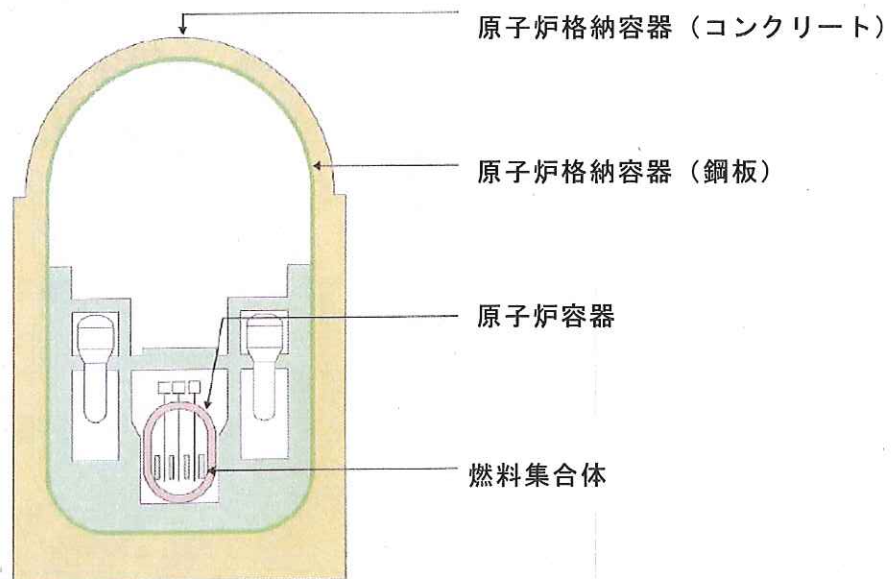


図11 原子炉格納容器の概要図(玄海4号機の例)

4 2次冷却設備

原子力発電所(加圧水型)の2次冷却設備は、「蒸気系統」、「タービン」、「復水器」、「主給水ポンプ」、「主蒸気管」等から構成されており、蒸気発生器で発生した蒸気をタービンに導き、タービンを回転させる。

タービンを回転させた蒸気は、復水器において海水で冷却されて水とな

り、ポンプで再び2次冷却材として蒸気発生器へ送られている（図5）。

（1）蒸気系統

蒸気発生器で発生した蒸気はタービンに至る。タービンの異常時には速やかに流入蒸気をしゃ断するため、必要な制御弁等を設けている。また、タービンが緊急停止した場合等には原子炉の発生熱が余剰となるため、これを除去するため主蒸気逃がし弁¹²等を設けている。

（2）タービン

タービンは、回転軸の周囲に羽根を環状に連なって取り付けられた羽根車であり、蒸気発生器で発生した蒸気を持つ高温・高圧のエネルギーを機械的エネルギーに変換する機器である。

（3）復水器

復水器は、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。

（4）主給水ポンプ

主給水ポンプは、復水器で冷却・凝縮した水を再び蒸気発生器に供給するための機器である。

（5）主蒸気管

主蒸気管は、蒸気発生器出口からタービン入口まで蒸気を導く鋼製の配管である。

5 電気設備

タービンの回転により「発電機」において電気が発生し、「変圧器」を通じて送電線に送られる。

また、原子力発電所内の機器を運転するのに必要な電気は、通常時には発電機から「所内変圧器」を通じて供給するが、発電機の起動・停止時には、送電線（外部電源）から「主変圧器」・「所内変圧器」を通じて供給することができ、別系統の送電線（外部電源）から「予備変圧器」を

¹² 主蒸気逃がし弁：蒸気発生器で発生した蒸気を直接大気に放出する弁。

通じて供給することもできる。また、発電機が停止し、かつ外部電源が喪失した場合に備え、発電所内に「非常用ディーゼル発電機」が設けられている（図12）。

原子炉等を監視・制御するために必要な機器に電気を供給する「計測制御用電源設備（計装用電源設備）」に対しては、上述の機器を運転するのに必要な電気と同じく、発電機、外部電源及び非常用ディーゼル発電機から供給されるが、これら全てが喪失した場合に備え、さらに「蓄電池」が設けられている（図12）。

（1）発電機

発電機は、2次系冷却設備のタービンに同軸で直結され、タービンが回転する機械的エネルギーをもとに電気を発生させる設備である。発生した電気は、変圧器を通じて送電線に送られるほか、原子力発電所内の機器に供給される。

（2）変圧器

変圧器は、交流の電気の電圧を変える（変圧）設備である。発電所内の設備と送電線の間には、それぞれの電圧に応じた主変圧器や所内変圧器、予備変圧器が設置されている。

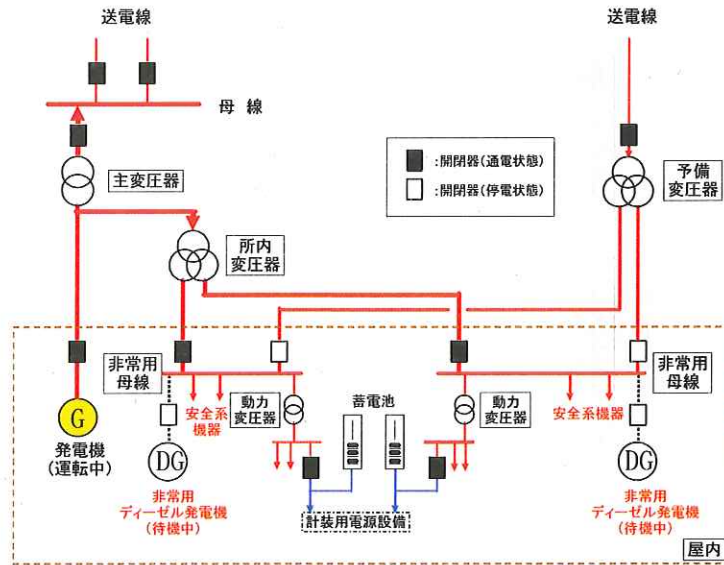
（3）非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機は、外部電源が完全に喪失した場合に、発電所の保安を確保し、原子炉を安全に停止するために必要な電源を供給し、更に、「工学的安全施設」作動のための電源も供給する。

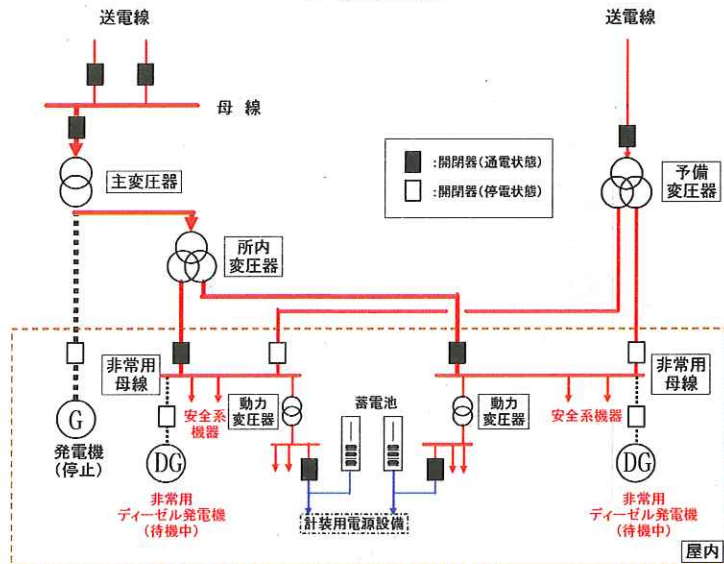
本件原子力発電所の場合、必要な容量のものを各号機毎に2台備え、それぞれ独立した部屋に設けられている。

（4）計測制御用電源設備（計装用電源設備）

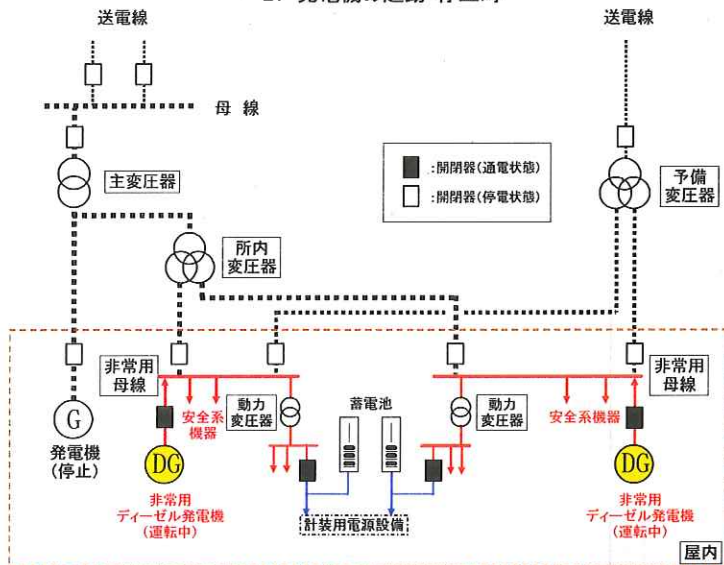
計測制御用電源設備は、原子炉等を監視・制御するために必要な機器に電気を供給するための設備である。外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの交流電源がどちらも喪失した場合にも、発電所内に設けられた蓄電池により計測制御用電源設備に対して電気を供給することができる。



A. 通常運転時



B. 発電機の起動・停止時



C. 発電機停止かつ外部電源喪失時

図 1 2 電気設備の概要 (玄海 4 号機の例)

6 工学的安全施設

工学的安全施設は、「非常用炉心冷却設備¹³」,「原子炉格納施設」,「原子炉格納容器スプレイ設備」及び「アニュラス空気浄化設備」等から構成されており,1次冷却設備及び2次冷却設備の故障等により燃料の重大な損傷及びそれに伴う多量の放射性物質が放散される可能性がある場合に,これらを抑制又は防止する。

なお,工学的安全施設の作動については高い信頼性を確保する必要があることから,各設備は,多重性,独立性を持たせ,互いに独立した2系統以上の機器で構成させることにより,同時にその機能を喪失しない設計としている。

例えば,非常用炉心冷却設備(ECCS)の高圧注入系の高圧注入ポンプは,1台のみで十分に炉心の冷却が可能なものを2台それぞれ分離して設置し,さらに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でも,非常用ディーゼル発電機により電力が供給される。

(1) 非常用炉心冷却設備(ECCS)

非常用炉心冷却設備(ECCS)は,加圧されたほう酸水¹⁴を貯えるタンクを有する「蓄圧注入系」,ほう酸水を注入するポンプを有する「高圧注入系」及び「低圧注入系」で構成され,事故時に原子炉を冷却するとともに安全に停止するため,ほう酸水を1次冷却設備に注入する。(図13)。

ア 蓄圧注入系

蓄圧注入系は,加圧されたほう酸水を貯える「蓄圧タンク」が1次冷却設備と配管で接続されており,1次冷却設備の圧力が下がると自動的にほう酸水が注入される。

イ 高圧注入系及び低圧注入系

高圧注入系及び低圧注入系は,それぞれ「高圧注入ポンプ」及び「余

¹³ 非常用炉心冷却設備：(ECCS：Emergency Core Cooling System)。

¹⁴ ほう酸水：中性子を吸収する物質であるほう素を溶かした水。

熱除去ポンプ」で構成され、事故時に「燃料取替用水タンク¹⁵（玄海4号機においては、燃料取替用水ピット）」に貯蔵するほう酸水が1次冷却設備（原子炉）に注入される。

（2）原子炉格納施設

原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びアニュラスで構成されている。（図13）。原子炉格納容器は事故時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の放散に対する最終の障壁となる。また、アニュラスは、原子炉格納容器に設けられた配管などの貫通部等から漏えいした空気を、アニュラス空気浄化設備で処理するために設けた密閉した空間である。

（3）原子炉格納容器スプレイ設備

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」、「スプレイリング」等で構成されている。1次冷却材が原子炉格納容器内に放出された場合に、核分裂により生成した放射能を持つよう素（放射性よう素）を吸収する性質を持つ苛性ソーダを「燃料取替用水タンク」（玄海4号機においては、燃料取替用水ピット）に貯蔵するほう酸水に添加しながら、原子炉格納容器内にスプレイして圧力を下げるとともに、空気中の放射性よう素を除去する機能を持つ（図13）。

（4）アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備（玄海1号機及び2号機においては、アニュラス空気再循環設備）は、1次冷却材が原子炉格納容器内に放出された場合に、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させるための施設である（図13）。

原子炉格納容器を取り巻くアニュラス部を負圧に保つとともに、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質を含む空気を浄化・再循環し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を持つ。

¹⁵ 燃料取替用水タンク：1次冷却設備とは別に設けた、ほう酸水を貯えるタンク。非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器スプレイ設備の水源となる。

原子炉格納容器スプレイ設備
 原子炉格納容器内の圧力が上昇した場合、原子炉格納容器内へ水をスプレイし内部の圧力の上昇を抑える。

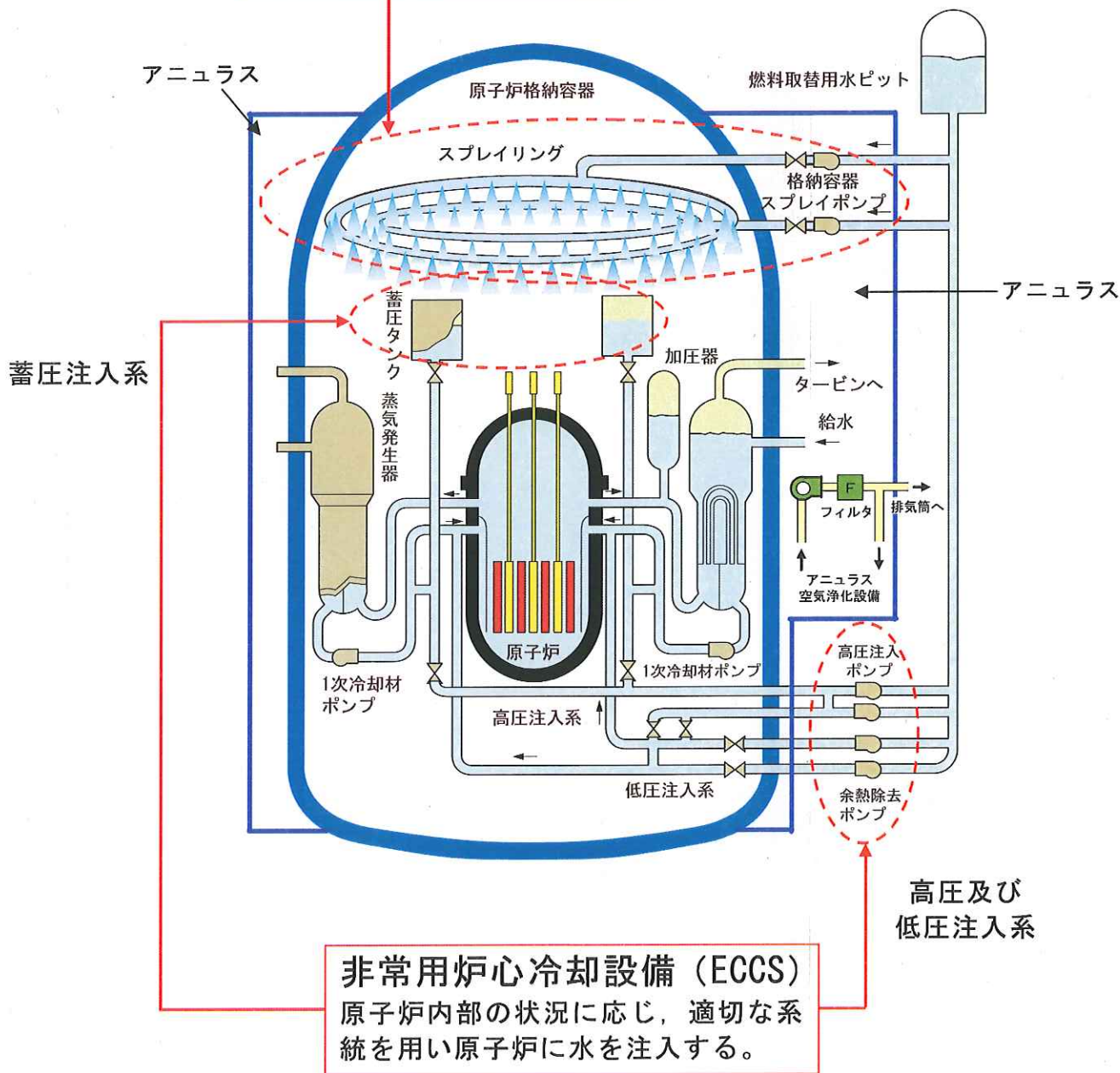


図 1 3 ECCS 及び原子炉格納容器スプレイ設備 (玄海 4 号機の例)

7 使用済燃料貯蔵設備

原子力発電所は、原子炉から使用済燃料を取り出した後、それを燃料集合体の形のままで貯蔵するための「使用済燃料貯蔵設備」を備える。使用済燃料貯蔵設備は、ほう酸水を満たしたステンレス鋼内張りの使用済燃料ピット、水温を保つための冷却器、ピット水中の異物を分離するためのフィルタ、溶け込んだ化学物質を吸着するための脱塩塔等から構成される浄化・冷却系統設備を備えており、使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵される。

使用済燃料ピットでは、貯蔵した使用済燃料の上方に、使用済燃料からの放射線を遮へいするのに十分な水深を確保している。また、水位を監視する設備が設けられており、水位が通常範囲を外れると警報が発信し、必要に応じて運転員が水を補給する等速やかな対処ができるようになっている。

このように、使用済燃料は、水位・水温等を適切に管理した使用済燃料ピット内で安全に貯蔵されている。

第6章 本件原子力発電所における安全性

第1 自然的立地条件における安全確保対策

1 はじめに

原子力発電所の建設及び運転においては、地点毎に異なる地盤、想定される地震及び津波の規模等の自然的立地条件の把握が重要となる。このため、被告は、本件原子力発電所の建設時及び運転開始後において、敷地及び敷地周辺について、過去の記録の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。

2 建設時の設計

地盤については、各種の詳細な調査により、古い時代に形成された堅固な地盤からなる安定した地層が相当な広がりをもって広く分布していることを確認した。

地震については、陸域及び海域において、各種の地質調査を実施し、過去の地震記録等の調査も実施した。これらの調査により、発電所敷地に大きな影響を与える可能性のある活断層及び地震を抽出し、発電所の耐震設計に用いる地震力¹⁶を適切に策定した。本件原子力発電所の重要施設は、この地震力に対して機能が損なわれないように、建物及び構築物を原則として剛構造¹⁷としたうえで、重要な建物及び構築物は、地震による揺れが大きく増幅される表層地盤上ではなく、想定する地震力に対して十分な安定性を有する堅固な地盤上に設置することとした。想定した地震力に対する建物・機器等の複雑な揺れについては、信頼性が確認されている計算プログラムを用いて解析し、耐震安全性を詳細に評価した。原子炉建屋などの安全上重要な建屋の耐震性は、建屋の各部にどれくらいの応力が発生するか、また、どのように変形するかを計算し、こうした応力・変形に建屋

¹⁶ 地震力：地震時に建物等に作用する力。

¹⁷ 剛構造：建物や機器等が外力を受けた場合に、ねじれなどの変形を起こしにくい構造。

が十分に耐えられること、及び建屋の機能が保持されるように設計した。機器・配管については、各部に生じる応力が機器・配管の耐えられる応力を上回ることがないこと、機器・配管の機能に影響を及ぼすような変形が生じないように設計した。さらに、建屋内には複数の地震計を設置しており、地震計が一定の値を超える大きな揺れを検知した場合、原子炉を停止させる安全保護系¹⁸にトリップ信号¹⁹が出され、原子炉を安全に停止する仕組みとした。

津波については、発電所周辺の沿岸域に影響を及ぼしたと考えられる既往の津波の大きさを十分調査し、本件原子力発電所の安全性に問題のないことを確認した。

3 運転開始後の確認

被告は、地盤、地震及び津波に関して、運転開始後に得られた新たな知見、技術の進捗等を踏まえ再度十分な調査、検討及び評価を行って、原子炉施設の安全性に問題のないことを確認した。

4 まとめ

このように、被告は、本件原子力発電所の自然的立地条件について、十分な調査・把握を行って、安全が確保されるように設計を行い、運転開始後にも確認を行っている。本件原子力発電所の地盤、地震及び津波に関する安全性の確認については、本章第5(本答弁書52頁～62頁)において詳述する。

第2 平常運転時における被ばく低減対策

原子力発電所の運転に際しては、気体廃棄物及び液体廃棄物に含まれるご

¹⁸ 安全保護系：原子炉の過出力状態や出力異常などを検知した場合、自動的に原子炉を停止すると共に、事故時においては、炉心及び格納容器バウンダリを保護するため、工学的安全施設を作動させる設備。

¹⁹ トリップ信号：プラントの異常を検知して緊急停止する信号のことで、特に原子炉の運転中、異常事象を検知して、制御棒が炉内に挿入されて核分裂連鎖反応を停止することを原子炉トリップと呼んでおり、そのための信号をトリップ信号という。

く微量の放射性物質を環境に放出せざるを得ず、従って、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必要となる。

そのため、本件原子力発電所においては、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、1次冷却材の放射性物質については、その形態に応じて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、放射性物質の放出量を厳重に管理するとともに、環境中の放射線の線量等を監視している。

第3 原子力発電所の事故防止対策

原子力発電所では、その発電の過程で多量の放射性物質が発生する。また、原子炉が停止しても、内包する放射性物質の発熱のため、冷却手段を確保し、炉心の溶融を防止する必要がある。

原子力発電所の安全確保の基本は「原子力発電所周辺の方々に放射性物質による影響を及ぼさないこと」であり、被告は、本件原子力発電所について基本的に放射性物質を閉じ込める構造とした上で、「人は誤り、機器は故障する」ことを前提に「多重防護」の考え方を取り入れている。

多重防護は、具体的には、まず、①異常の発生を未然に防止する、次に、②異常の拡大及び事故への進展を防止する、更に、③放射性物質の異常な放出を防止するという3つのレベルでの対策を講ずるものである。そして、この3段階の対策は、単に3つの対策を講じているというのではなく、それぞれの段階の対策は、後続の段階の対策に期待せず、当該段階で確実に異常の発生を防止し、若しくは確実に異常の拡大を防止し、あるいは放射性物質の異常な放出を確実に阻止するのに十分な対策を講じるというものである。

上記②の段階においては、原子炉を確実に「止める」、また上記③の段階に至っても、原子炉を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ことができるように各種の安全設備を設けており、仮にその一部が故障しても機能を果

たすことができるように安全設備を多重に設けている（図14）。

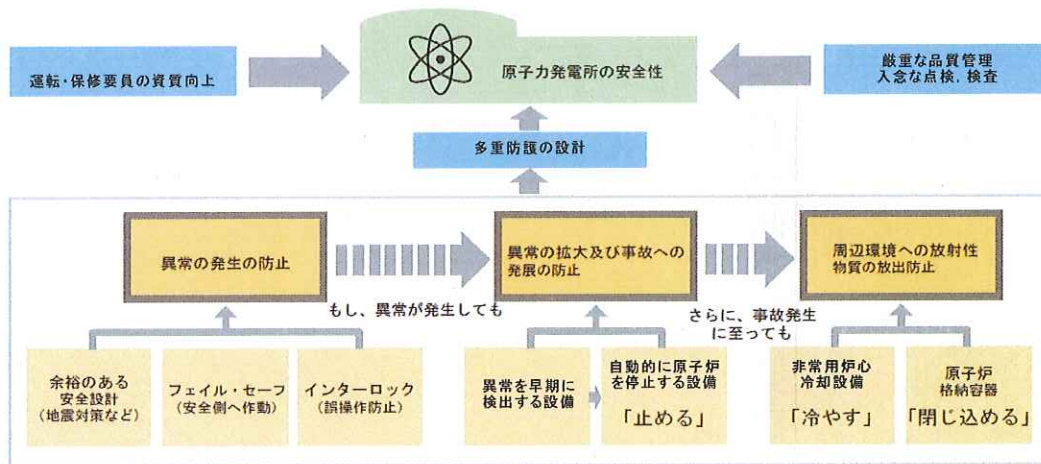


図14 安全確保の仕組み

本件原子力発電所は、上述したとおり地震、津波等の自然力に対して十分安全性が確保できるよう設計され、また、多重防護の考え方に基づく事故防止対策等が講じられており、十分な安全性を有するが、被告は、更に安全性を高めるための「過酷事故対策」に取り組んでいる。また、万一の事態に備えた「原子力防災」に対する準備を整えている。

これらの対策については以下で詳述するが、本件原子力発電所では、こうした対策に加え、運転開始後においても、設備の適切な保全により機器の性能を維持するため、綿密かつ膨大な点検、検査及び測定・試験等を行い、その結果、設備に異常や故障が発見された場合には、取替え・補修等を実施し、設備の品質管理を徹底している。さらに、運転・保守要員の資質の維持・向上にも継続的に取り組んで、事故を防止し、安全性を確保している。

1 異常の発生を未然に防止するための対策

原子力発電所が事故を起こさないようにするためには、事故の原因となるような異常を極力未然に防止することが重要である。このため、原子力発電所においては、次のような対策を講じている。

(1) 余裕のある安全設計

運転中の各機器に加わる力や温度等に対して、これらの機器が十分耐えられるような余裕のある設計を行っている。

(2) 誤動作や誤操作によるトラブルの防止

誤動作や誤操作によるトラブルを防止するため、制御棒を駆動する装置等、安全上重要な装置には「フェイル・セーフ・システム」や「インターロック・システム」を採用している。フェイル・セーフ・システムとは、例えば、停電になると制御棒が自動挿入される等、システムの一部に故障が起こっても常に安全側に作動する設計のことである。インターロック・システムとは、運転員が誤って制御棒を引き抜こうとしても制御棒の引抜きが出来ないようにされている等、誤操作によるトラブルを防止する設計のことである。

2 異常の拡大及び事故への進展を防止するための対策

原子力発電所では、上記の異常の発生を防止する対策により、運転中に異常が発生することはほとんどない。しかし、次の段階の対策として、異常が発生してもそれが拡大しないようにすることが重要であり、このため、次のような安全対策を講じている。

(1) 異常を早期検知可能な設計

配管等から漏えいが生じた場合等には、これらの異常が小規模なうちに検出できるように、各機器の水位、圧力、温度、配管内の水の流量、原子力発電所内各ポイントの放射線レベル等を連続的に監視する設備を備えている。例えば、1次冷却設備の各機器をつなぐ配管から漏えいが生じた場合には、加圧器の圧力の低下や、原子炉格納容器内の放射線レベルの上昇等の漏えいの兆候を検出し、予め設定された警報が発信する設計としている。

(2) 原子炉を安全に「止める」設計

原子炉の圧力が何らかの原因で異常に上昇する等、緊急を要する異常が検知された場合、「原子炉トリップ信号」が発信され、急速に制御棒を挿入して、原子炉を自動的に速やかに停止させる（「原子炉トリップ」という）設備を設置している。これにより、原子炉内の燃料集合体、1次冷却設備の破損等を防止することができる。

また、他の独立した系である「化学体積制御設備²⁰」から、ほう酸水を1次冷却設備（原子炉）に注入することにより、原子炉内の核分裂反応を抑制し、原子炉を安全に停止できる設計としている。

（3）原子炉停止後の冷却手段の確保

前述のように、異常時に原子炉を安全に「止める」設計としているだけでなく、原子炉を止めた後も原子炉の残留熱²¹を確実に除去する必要がある。通常、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、原子炉の残留熱を蒸気発生器で2次冷却設備へ伝えて除去するが、通常使用する設備が故障したときに備え、他にも残留熱を除去できる手段を確保するための設備を設けている。

例えば、主給水ポンプや関連する配管の事故等により通常の給水機能を失った場合には、別の水源から蒸気発生器に給水する「補助給水ポンプ²²」により、異常時にも蒸気発生器への給水を維持し、原子炉の残留熱を除去することができる（図15）。

また、原子炉停止後の残留熱除去のために、余剰な蒸気を逃がす（1次冷却材で除去した原子炉の残留熱を蒸気発生器で2次冷却材へ伝え、蒸気として大気へ逃がす）必要が生じた場合には、大気に蒸気を直接放出する主蒸気逃がし弁を手動で開ける等の操作ができ、主蒸気逃がし弁も動作不能となった場合にも、「主蒸気安全弁²³」により大気に蒸気を直接放出する設計としている（図15）。

²⁰ 化学体積制御設備：1次冷却材を1次冷却設備から一部抜き出し、浄化して同設備に戻したり、1次冷却設備のほう酸濃度を調整したりする機能を持つ。

²¹ 残留熱：核分裂により原子炉内で発生した核分裂生成物の崩壊に伴い発生する熱で、原子炉停止後も引き続き発生し続ける。

²² 補助給水ポンプ：通常の主給水ポンプとは別に設けた給水ポンプ。2次冷却材とは別の水源から給水を行う。

²³ 主蒸気安全弁：蒸気発生器から発生した蒸気を直接大気に放出する弁。設定圧力に達すると自動的に作動する。

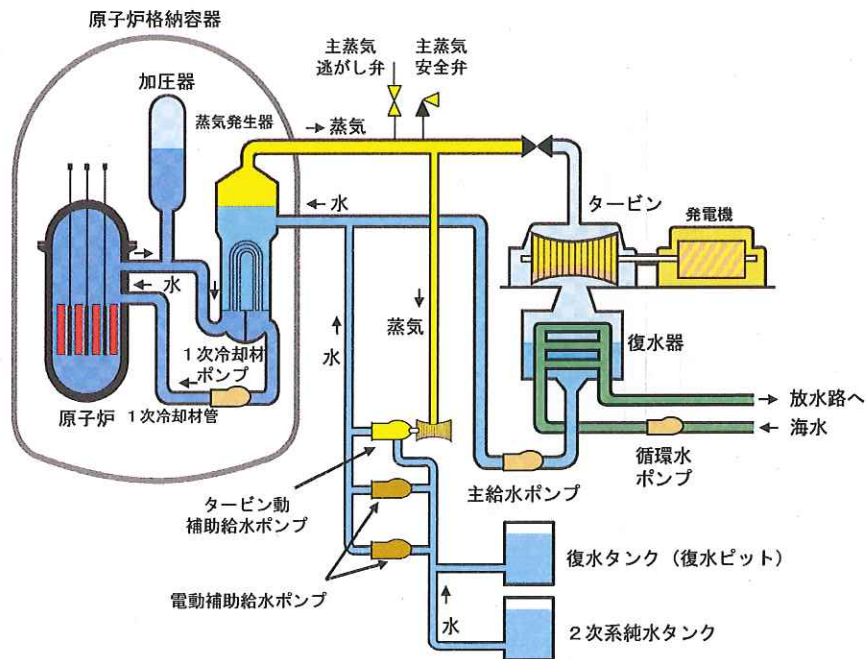


図 1 5 原子炉停止後に残留熱を除去する設備

3 放射性物質の異常な放出を防止する対策

(1) 原子炉を「冷やす」設計

配管の破断により 1 次冷却材が喪失するというような事故を想定し、非常用炉心冷却設備 (ECCS) を設け、万一の事故の場合においても、原子炉を冷却し続け、燃料被覆管の重大な損傷を抑えることができる設計としている (図 1 3)。

また、事故等により蒸気が 2 次冷却設備から放出されると、原子炉が過剰に冷却され出力が上昇 (蒸気発生器での 1 次冷却設備から 2 次冷却設備への熱伝達が増加⇒ 1 次冷却材が過度に冷やされ密度が上昇⇒ 1 次冷却材の減速能力が上昇⇒ 熱中性子の量が増加⇒ 原子炉の出力が上昇) するため、非常用炉心冷却設備 (ECCS) によりほう酸水を注入することにより、原子炉の出力上昇を抑える機能を持たせている。

(2) 放射性物質を「閉じ込める」設計

原子力発電所では、核分裂生成物等の放射性物質を確実に閉じ込めるため、あわせて 5 重の防壁を設けている (図 1 6)。

第1の防壁は、ペレットである。ペレットは高温で焼き固めたセラミックであるため、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の防壁は、燃料被覆管である。気体状の核分裂生成物は一部がペレット外に放出されるが、ペレットは燃料被覆管に密封されており、放出された気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内に閉じ込められる。

第3の防壁は原子炉容器である。燃料集合体は、原子炉容器内に収納されており、1次冷却設備という閉じた系の中に位置している。

放射性物質が燃料被覆管から1次冷却材中に漏れ出したとしても、厚い鋼製の原子炉容器等が防壁となり、放射性物質は原子炉容器内に閉じ込められる。

第4の防壁は、原子炉格納容器の鋼板である。万一、放射性物質が1次冷却設備から原子炉格納容器内に漏れ出した場合でも、放射性物質は原子炉格納容器内に閉じ込められる。

第5の防壁は、原子炉格納容器の外側の厚いコンクリートで作られた構造物である。

更に、第4、第5の防壁である原子炉格納容器においては、万一、原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出され、原子炉格納容器内部の圧力が上昇するような場合であっても、「原子炉格納容器スプレイ設備」(図13)により原子炉格納容器内の圧力を下げ、その健全性を保つことにより、原子炉格納容器内に放射性物質を閉じ込め、放射性物質の放出を防止する。

本件原子力発電所では、このような5重の防壁により、放射性物質が外に漏れ出ることを防止している。

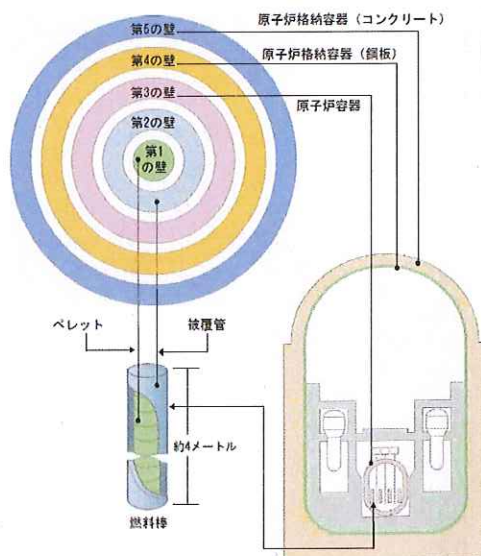


図 1 6 放射性物質を「閉じ込める」5重の防壁（玄海4号機の例）

（3）放射性物質放出の抑制又は防止

ア 平常時の対策

本答弁書第6章第2（39～40頁）で述べたとおり，本件原子力発電所においては，環境に放出する放射性物質の量を最小限に抑制しており，玄海原子力発電所の平常運転に伴って，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が受ける実効線量²⁴の評価値は最大でも年間約0.0078mSv²⁵であり，これは，線量限度等を定める告示²⁶3条1項1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，線量目標値指針²⁷に定める線量目標値（1年間につき実効線量0.05mSv）よりも十分に低い値である。

²⁴ 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。

²⁵ 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。

²⁶ 線量限度等を定める告示：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（平成13年経済産業省告示第187号）

²⁷ 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（昭和50年5月13日原子力委員会決定）

なお、玄海原子力発電所の実際の運転においては、適切な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を年間0.001mSv未満に抑えており、上述の評価値よりも更に低い値になっている。

イ 事故時の対策

本件原子力発電所では、万が一、原子炉施設の破損、故障等に起因して放射性物質を環境へ放出するおそれのある事態が発生した場合に備えて工学的安全施設を設け、放射性物質が環境に多量に放出することを抑制又は防止する以下の対策を講じている。

- ① 放射性物質を環境へ異常に放出するおそれのある事態の1つとして、1次冷却材喪失が想定される。

1次冷却材喪失が発生した場合、本件原子力発電所においては、原子炉保護設備が働き原子炉が停止するとともに、工学的安全施設が次のように作動し、燃料の著しい破損による多量の放射性物質の放出を抑制又は防止する。

- ② まず、原子炉圧力や加圧器水位が低下すると、自動的に非常用炉心冷却設備（ECCS）が作動する。すなわち、高圧注入系及び低圧注入系が作動し、原子炉容器内にほう酸水が注入され、さらに、原子炉圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が作動し、蓄圧タンク内の加圧されたほう酸水が原子炉容器内に注入される。

原子炉内の圧力が高い場合は高圧注入系が有効に働き、原子炉内の圧力が低下すると、低圧注入系や蓄圧注入系が機能する。

注水により、高圧注入系及び低圧注入系のほう酸水の水源である燃料取替用水タンクの水位が低くなると、水源を原子炉格納容器内（最下部）にある格納容器再循環サンプル²⁸に切替え、継続的に原子炉容器内にほう酸が注入される。

²⁸ 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。

また、1次冷却材喪失時に原子炉格納容器内に放出された蒸気により、原子炉格納容器内の圧力が上昇すると、原子炉格納容器スプレイ設備が自動的に作動し、苛性ソーダを添加したほう酸水をスプレイすることで原子炉格納容器内の圧力上昇が抑制される。

あわせて、非常用炉心冷却設備（ECCS）及び原子炉格納容器スプレイ設備が作動する際には、自動的に格納容器を貫通する配管の原子炉格納容器隔離弁が閉止し、アニュラス空気浄化設備が自動的に起動する。このアニュラス空気浄化設備によって、アニュラス部に漏えいした放射性物質を含む空気を浄化・再循環させることで、仮に原子炉格納容器からアニュラス部に放射性物質が漏えいした場合でも、この放射性物質の外部への放出を抑制することができる。

- ③ 以上のような工学的安全施設による対策を前提とした解析を号機毎に個別に評価した結果、1次冷却材喪失のような放射性物質を環境へ放出するおそれのある事態が生じた際、放射線により一般公衆が受ける実効線量の評価値は最大でも約 1.1mSv である。この評価値は、安全評価審査指針²⁹に定める判断の目安である 5mSv を十分下回っており、発電所の設備が通常運転中のみならず、これを超える異常状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすことを確認している。

4 過酷事故対策

過酷事故対策は、安全設計において想定する事象を大幅に超え、原子炉の炉心が大きく損傷するおそれのある事態が発生したとしても、それが拡大することを防止し、また、万一炉心が大きく損傷した場合にも、放射性物質の放出を緩和する措置である。

被告は、本件原子力発電所において、平成4年7月の通商産業省（当時）の要請を契機に、過酷事故対策の整備を進めた。具体的には、原子炉

²⁹ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）

及び原子炉格納容器の健全性を維持する安全機能を更に向上させるため、原子炉停止機能、炉心冷却機能、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能及びそれら安全機能をサポートする機能について、それぞれの機能毎に、過酷事故対策に係る設備面の充実、過酷事故対策の実施体制、手順書類および関係者の教育等の運用面の整備を実施した。

このように、被告は、安全設計において想定する事象を大幅に超えるような事象に対しても放射性物質の放出を緩和できるよう、取り組んできたが、福島第一原子力発電所の事故発生を受け、津波により全電源を喪失するという、設計において想定した事象を超える場合においても原子炉を安全に停止し、放射性物質の放出を抑制できるよう対策を講じている。この対策の詳細については、本章第6の1（本答弁書63頁～67頁）に詳述する。

5 原子力防災

原子力防災は、原子力災害対策特別措置法等に基づき、施設の周辺に放射性物質又は放射線の異常な水準で放出されることによる生じる原子力災害に備えるものであり、国の防災基本計画等に基本的な措置が定められている。同法では、必要な業務が的確に行われるよう、原子力事業者に対して、原子力事業者防災業務計画の作成を義務付けるとともに、当該業務を行うために必要な原子力防災要員及び原子力防災資機材を備えた原子力防災組織の設置、原子力防災管理者等の選任、放射線測定設備の設置等を義務付けている。

被告は平成12年（2000年）6月、玄海原子力発電所原子力事業者防災業務計画を作成し、その計画の中で原子力防災組織、原子力防災管理者、放射線測定設備の設置等を定めるとともに、その後も必要に応じ計画の修正を行っている。

また、被告は、国および自治体と連携し、本件原子力発電所に係る原子力防災訓練を計画的に行っている。

図17に、被告が実施する原子力災害対策の概要について示す。

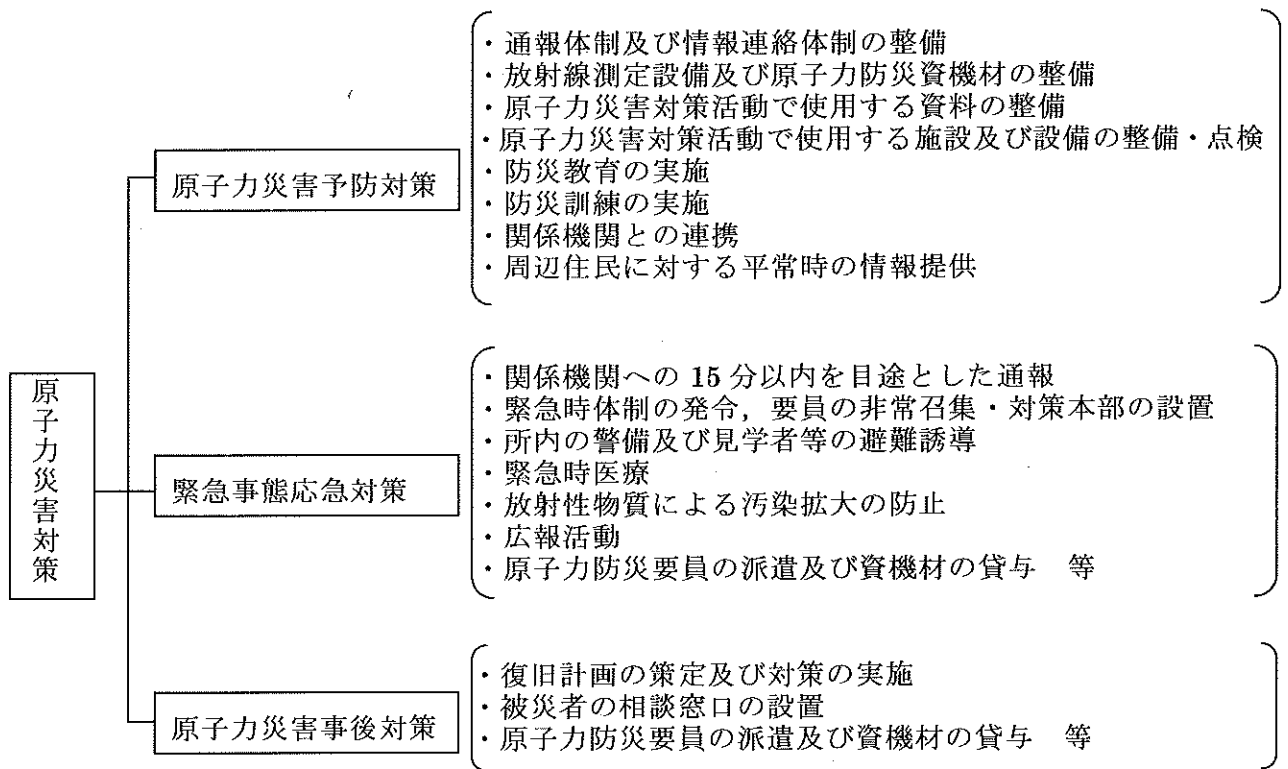


図 1 7 玄海原子力発電所原子力災害対策の概要

第4 本件原子力発電所の安全性に対する国による確認

本件原子力発電所において、設計から建設・運転に至る過程の各段階において講じられる安全確保対策については、細かな規制によりその適切性が確認されている。

すなわち、原子炉施設の主要な設備の基本設計については、「原子炉設置」の許可を、更に詳細設計については「工事計画」の認可を、いずれも国から受けている。また、建設段階では認可されたとおりに機器の製作・据付等が行われていることを「使用前検査」によって国による確認を受けている。

また、運転段階では、原子炉施設の保安に関する基本事項を定めた「保安規定」の認可を国から受けるとともに、その遵守状況について、発電所に常駐している国の原子力保安検査官による年4回の検査が行われている。

更に、原子炉本体を始めとする1次冷却材圧力バウンダリを構成する機器等の技術基準への適合状況について、所定の時期毎に実施する「定期検査」により国による確認を受けている。

第5 地震及び津波に対する安全性

1 はじめに

本章「第1」で述べたとおり、本件原子力発電所は、地震及び津波に関して安全性を確保できるように設計されている。

さらに、被告は、本件原子力発電所の運転開始以降の地震学及び地震工学に関する新たな知見の蓄積、発電用軽水型原子炉施設の耐震設計技術の著しい改良及び進歩等を踏まえ、地震及び津波に関して再度十分な調査及び検討を行って、施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、敷地に最も大きな影響を与えるおそれがある地震動（以下「基準地震動」という）及び津波を想定し、これらに対しても安全上重要な原子炉施設が安全機能を保持できることを確認した。本節においては、この安全性の確認について述べる。

2 地震に対する安全性の確認

(1) 地震に対する安全性確認の概要

被告は、以下で述べるように、本件原子力発電所に関し、地質調査等に基づき「基準地震動」（最大加速度 540 ガル）を策定し、安全上重要な原子炉施設（表2）について、基準地震動による地震力に対して安全機能が保持できることを確認した。

表2 安全上重要な原子炉施設の例

安全上重要な原子炉施設の例
原子炉格納容器，原子炉容器，1次冷却材ポンプ，蒸気発生器，加圧器，余熱除去設備，安全注入設備，原子炉格納容器スプレイ設備，非常用ディーゼル発電機，制御棒クラスタ，制御棒駆動装置など

(2) 基準地震動の策定

ア 策定方針

基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を考慮して策定した（図18）。

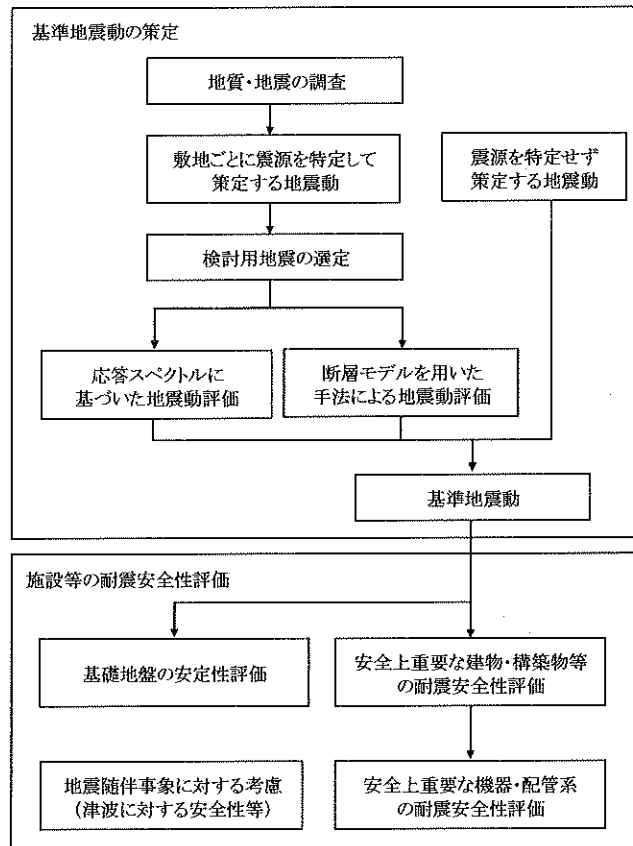


図 1 8 耐震安全性の確認フロー

イ. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

(ア) 評価手法

敷地周辺における地震発生状況及び敷地周辺の活断層の性質等を考慮して、その発生様式による地震の分類を行った上で、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という）を選定し、新潟県中越沖地震で得られた新知見等も考慮して、敷地での地震動評価を実施した。

(イ) 敷地周辺における地震発生状況

各種調査資料等を基に、過去に敷地又はその周辺に影響を与えた、もしくは与えたと考えられる被害地震について調査した。

1884 年以前の地震については「最新版日本被害地震総覧」³⁰に

³⁰ 「最新版日本被害地震総覧[416]－2001」（宇佐美龍夫・東京大学出版会・2003 年）

よる値を，1885年以降1922年までの地震については「茅野・宇津カタログ(2001)」³¹による値を，さらに1923年以降の地震については「気象庁地震カタログ」³²による値を基に，敷地に大きな影響を与えた地震として，震度5弱(1996年以前は震度V)程度以上を目安に選定した。

その結果，1700年壱岐・対馬の地震及び2005年福岡県西方沖地震が抽出され，これらを考慮した。

なお，これらの地震は，地震発生様式としては内陸地殻内地震³³に分類される。その他の地震発生様式(プレート間地震³⁴，海洋プレート内地震³⁵等)については，その発生位置から敷地までの距離が十分に離れており，敷地での震度がV以上と推定される地震はない。

(ウ) 敷地周辺の活断層から想定される地震

活断層の調査にあたっては，敷地からの距離に応じて，陸域及び海域について，文献調査，変動地形学的調査³⁶，地球物理学的調査³⁷，地表地質調査³⁸等の調査を実施し，既往調査結果も含めて検討を行い，断層の活動性や連続性を安全側に評価³⁹した。特に，敷地近傍については，より精度の高い詳細な調査を実施した。

調査の結果，耐震安全上考慮する敷地周辺の活断層として，陸域については，①竹木場断層，②城山南断層，③真名子－荒谷峠断層，

31 「地震の事典[第2版]」(宇津徳治，嶋悦三，吉井敏尅，山科健一郎・朝倉書店・2001年)

32 「地震・火山月報(カタログ編)」(気象庁・2007年)

33 内陸地殻内地震：陸のプレート内部で発生する活断層による地震。

34 プレート間地震：太平洋側沖合から陸の方へ沈み込む海洋プレートと陸のプレートとの境界付近で発生する地震。

35 海洋プレート内地震：沈み込む海洋プレート内部で発生する地震。

36 変動地形学的調査：断層や褶曲等により動いた形跡のある地形のことを変動地形といい，特にこれに着目した空中写真判読等による調査。

37 地球物理学的調査：地盤中の振動の伝わり方や，場所毎に微小に異なる重力値等の物理的手段を用いて，地下構造を把握する調査のことで，海上で船から海底に向けて音波を發振し，海底からの反射波を受振する海上音波調査や場所毎の重力値を調べる重力探査がある。

38 地表地質調査：現地で地表観察や試料採取等を実施し，地表付近の地質状況を把握する調査。

39 安全側に評価：想定される地震の規模が大きくなる方向に断層を評価すること。

④楠久断層，⑤国見断層及び⑥今福断層を選定した。また，海域については，⑦糸島半島沖断層群及び⑧F-h断層を選定した(図19)。半径30km以遠の活断層については，地震規模及び敷地からの距離を考慮して⑨警固断層帯で代表させた。

敷地周辺の活断層から想定される地震は，すべて震度V以上となるため，いずれも敷地に大きな影響を与える地震として考慮した。

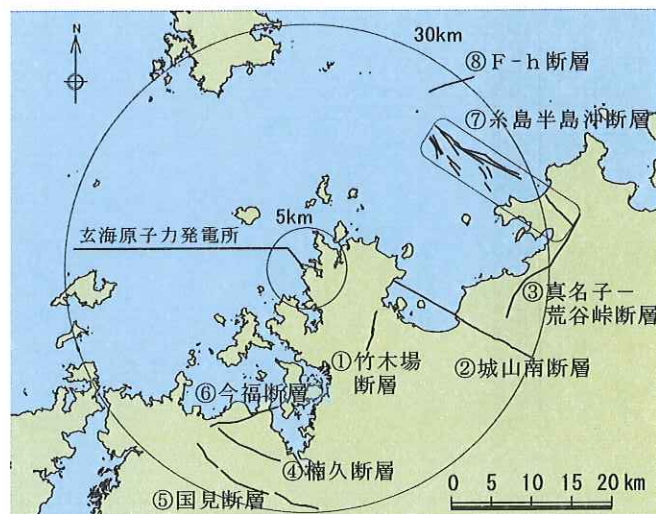


図19 半径約30kmにおける活断層分布図

(エ) 検討用地震の選定

上記(イ)の1700年壱岐・対馬の地震及び2005年福岡県西方沖地震，上記(ウ)の敷地周辺の活断層から想定される地震は，地震発生様式による分類では，いずれも内陸地殻内地震である。

これらの地震の中から，Noda et al.(2002)⁴⁰による応答スペクトルの比較により，敷地に特に大きな影響を及ぼすと想定される地震を検討用地震として選定した。

その結果，「竹木場断層による地震」及び「城山南断層による地震」を検討用地震として選定した。

⁴⁰ Noda et al.(2002)「Response Spectra for Design Purpose of Stiff Structures on Rock Sites」(Noda, S., K.Yashiro, K.Takahashi, M.Takemura, S.Ohno, M.Tohdo and T.Watanabe・OECD-NEA Workshop on the Relation between Seismological Data and Seismic Engineering, Oct.16-18, Istanbul, 399-408・2002年)

ウ 震源を特定せず策定する地震動

敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内地震のすべてを事前に評価し得るとは言い切れないとの観点から、「震源を特定せず策定する地震動」を考慮した。

加藤ほか(2004)⁴¹は、日本及びカリフォルニアにおける震源近傍で得られた観測記録を収集し、詳細な地質学的調査によっても震源位置と地震規模を事前に特定できない地震の地震動レベルを設定している。

被告は、上記の地震動レベルに敷地における地盤物性を考慮して「震源を特定せず策定する地震動」を求めた。

エ 基準地震動の策定

(ア) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

検討用地震として選定した「竹木場断層による地震」及び「城山南断層による地震」について地震動評価を行った結果、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、応答スペクトル⁴²に基づく手法⁴³による基準地震動と、断層モデルを用いた手法⁴⁴による基準地震動をそれぞれ策定した。

(イ) 震源を特定せず策定する地震動

「震源を特定せず策定する地震動」による応答スペクトルは、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動の応答スペクトルにすべての周期帯において包絡されるため、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」で代表させた。

41 加藤ほか(2004):「震源を事前に特定できない内陸地殻内地震による地震動レベルー地質学的調査による地震の分類と強震観測記録に基づく上限レベルの検討ー」(加藤研一、宮腰勝義、武村雅之、井上大榮、上田圭一、壇一男・日本地震工学会論文集、第4巻、第4号、46-86・2004年)

42 応答スペクトル:建物等の、周期毎の揺れの大きさを表すもの。

43 応答スペクトルに基づく手法:地震の揺れは、一般に地震の規模が同じであれば、距離とともに小さくなることから、地震のマグニチュードと震源からの距離により地震の揺れを評価する手法。

44 断層モデルを用いた手法:震源の広がり断層面としてモデル化し、波の伝わり方、敷地の状況を考慮して、敷地の揺れを直接評価する手法。

(ウ) まとめ

以上の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の評価に基づき、基準地震動を策定した。基準地震動における最大加速度は540ガルである（図20）。

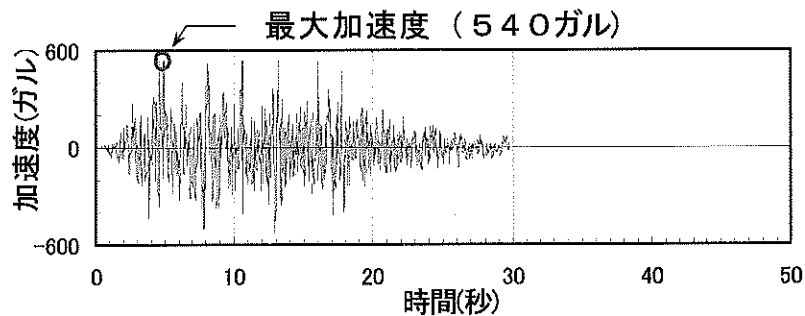


図20 基準地震動の加速度波形（水平動）

(3) 基礎地盤⁴⁵の安定性の確認

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た。

ア 調査内容

玄海原子力発電所の敷地及びその近傍において、地質・地質構造及び地盤の特性を把握するために、地表地質調査、ボーリング調査等の詳細な調査を実施し、これまでに実施した試掘坑調査、岩石・岩盤試験等の既往調査結果も含めて検討を行った。

イ 基礎地盤の地質及び分類

基礎地盤を構成する主な地質は、古第三紀⁴⁶～新第三紀⁴⁷に形成された佐世保層群で、主に砂岩⁴⁸及び頁岩⁴⁹からなり、相当な拵がりをもって広く分布している。

⁴⁵ 基礎地盤：原子炉建屋などの安全上重要な建屋・構築物を支持する地盤。

⁴⁶ 古第三紀：地質時代を表すもので、約6,500万年前～約2,300万年前の期間とされている。

⁴⁷ 新第三紀：地質時代を表すもので、約2,300万年前～約260万年前の期間とされている。

⁴⁸ 砂岩：主に砂が固結してできた岩石。

⁴⁹ 頁岩：主に砂よりも細粒な粒子が固結してできた岩石。

基礎地盤は、岩石組織の風化の程度等により④級⁵⁰、③級⁵¹、②級⁵²の三段階に分類した。基礎地盤の大部分は③級以上の堅固な地盤で構成される。

ウ 基礎地盤の安定性

基準地震動による地震力に対する基礎地盤の安定性については、想定すべり面⁵³におけるすべり安全率により評価した。

すべり安全率は、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で、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。すべり安全率の最小値は、玄海1・2号機で2.4、玄海3・4号機で2.1であり、いずれも、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601)」に規定される評価基準値1.5を上回ることから、すべりに対して十分な安全性を有している。

表3に、基礎地盤の安定性評価結果を示す。

表3 基礎地盤の安定性評価結果

対象	すべり安全率の最小値	評価基準値※
1・2号機	2.4	≥1.5
3・4号機	2.1	

※「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601)」に基づき設定。

(4) 建物・構築物、機器・配管系の安全性の確認

ア 建物・構築物の安全性

安全上重要な建物・構築物について、基準地震動による地震力に対する安全性を確認するため、基準地震動による各層の鉄筋コンクリー

⁵⁰ ④級：岩石組織は新鮮、緻密でほとんど風化していない。

⁵¹ ③級：岩石組織は緻密であるが、比較的新鮮なものと、やや風化して黄褐色に変色したものが混在する。

⁵² ②級：岩石組織は全て褐色に変色し、風化して軟質である。

⁵³ 想定すべり面：建屋・構築物の基礎底面や地盤内部に仮に想定した複数の面。この面に沿ってすべりに対する基礎地盤の安定性を確認する。

ト耐震壁の最大応答せん断ひずみ⁵⁴を評価した。

表4に、安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価結果を示す。建屋毎に算出した応答せん断ひずみは、最大で 0.70×10^{-3} であり、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）」に規定される評価基準値 2.0×10^{-3} に対して十分余裕があり、建物が構築物全体として変形能力について十分な余裕を有していることを確認した。

表4 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価結果

対象施設		対象部位	評価値 最大応答 せん断ひずみ	評価基準値※
1号機	原子炉建屋	耐震壁	0.50×10^{-3}	$\leq 2.0 \times 10^{-3}$
	原子炉補助建屋		0.34×10^{-3}	
2号機	原子炉建屋	耐震壁	0.58×10^{-3}	
	原子炉補助建屋		0.31×10^{-3}	
3号機	原子炉建屋	耐震壁	0.66×10^{-3}	
	原子炉補助建屋		0.34×10^{-3}	
	燃料取替用水タンク建屋		0.06×10^{-3}	
4号機	原子炉建屋	耐震壁	0.70×10^{-3}	
	原子炉補助建屋		0.34×10^{-3}	

※「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601)」に基づき設定。

イ 機器・配管系の安全性

安全上重要な機器・配管系の全数について、構造強度評価⁵⁵を実施するとともに、ポンプ、弁及び制御棒等の地震時の動的機能維持評価⁵⁶を実施した。

機器・配管系の発生応力値は、いずれも評価基準値を満足しており、また、動的機能維持の評価結果についても、「原子力発電所耐震設計技

⁵⁴ 最大応答せん断ひずみ：耐震壁が地震による力を受けたときの変形量を耐震壁の高さで除した値の最大値。

⁵⁵ 構造強度評価：機器・配管系に必要な構造上の機能が地震後にも維持できることを確認する評価。

⁵⁶ 動的機能維持評価：ポンプ等の動的機器に必要な動的機能が地震後にも維持できることを確認する評価。

術指針 (JEAG4601)」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC-1) に基づき算出した評価基準値を満足していることを確認した。

表 5 及び 6 に代表的な機器・配管系に対する耐震安全評価結果を示す。

表 5 代表的な機器・配管系に対する耐震安全評価結果 (玄海 1 号機及び 2 号機)

区分	設 備	評価部位	単 位	評価値		評価基準値※	
				1号機	2号機	1号機	2号機
止める	炉内構造物	ラジアルサポート	応力 (MPa)	188	259	≦372	≦372
	制御棒 (挿入性)	—	時間 (秒)	1.61	1.67	≦1.8	≦1.8
冷やす	蒸気発生器	給水入口管台	応力 (MPa)	275	268	≦413	≦413
	1次冷却材管	配管	応力 (MPa)	187	174	≦348	≦348
	余熱除去ポンプ	ボルト	応力 (MPa)	7	10	≦127	≦160
	余熱除去設備配管	配管	応力 (MPa)	133	144	≦342	≦333
閉じ込める	原子炉容器	安全注入用管台	応力 (MPa)	245	290	≦383	≦383
	原子炉格納容器本体	胴	座屈 (—)	0.67	0.79	≦1	≦1

※「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC-1)」に基づき算出。

表 6 代表的な機器・配管系に対する耐震安全評価結果 (玄海 3 号機及び 4 号機)

区分	設 備	評価部位	単 位	評価値		評価基準値※	
				3号機	4号機	3号機	4号機
止める	炉内構造物	ラジアルサポート	応力 (MPa)	103	101	≦372	≦372
	制御棒 (挿入性)	—	時間 (秒)	1.72	1.73	≦2.2	≦2.2
冷やす	蒸気発生器	給水入口管台	応力 (MPa)	276	276	≦474	≦474
	1次冷却材管	加圧器サージ管台	応力 (MPa)	167	167	≦378	≦378
	余熱除去ポンプ	基礎ボルト	応力 (MPa)	15	15	≦160	≦160
	余熱除去設備配管	配管	応力 (MPa)	110	102	≦342	≦342
閉じ込める	原子炉容器	出口管台	応力 (MPa)	257	257	≦420	≦420

※「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC-1)」に基づき算出。

3 津波に対する安全性の確認

(1) 津波に対する安全性確認の概要

被告は、最高水位を与える想定津波は、玄海1・2号機の取水口位置でT.P.⁵⁷+2.1m程度、玄海3・4号機の取水ピット前面位置でT.P.+2.0m程度であること、玄海原子力発電所の敷地はT.P.+11.0mに整地されていることから、原子炉施設の安全性に問題はないことを確認した。

以下において、津波に対する安全性評価の内容について説明する。

(2) 津波に対する安全性確認の内容

ア 評価方針

敷地に最も大きな影響を与えるおそれがある津波を想定し、想定津波による水位変化が原子力施設へ与える影響を評価した。

イ 評価方法

既往津波について、文献調査を基に敷地が位置する九州地方沿岸域に影響を及ぼしたと考えられる津波を抽出した。

また、後述のように敷地周辺の沿岸域に被害をもたらした既往津波が認められないことから、想定津波として海域活断層により想定される地震に伴う津波を設定し、設定した想定津波の断層モデルに係わる不確かさを考慮した数値シミュレーション等を行うことにより、津波の検討を行った。

ウ 既往津波の検討

文献調査を基に、敷地周辺の既往津波の被害状況、プレート境界付近における津波の発生状況、日本海東縁部における津波の発生状況及び1960年チリ地震津波等の遠地津波について検討した結果、敷地周辺の沿岸域に顕著な影響を及ぼした既往津波は認められないと判断した。

エ 海域活断層により想定される地震に伴う津波の検討

既往津波が認められないことから、想定津波として海域活断層により想定される地震に伴う津波を設定し、設定した想定津波の断層モデ

⁵⁷ T.P. : 東京湾平均海面。

ルに係る不確かさを考慮した数値シミュレーション等を行うことにより、評価用の津波水位の検討を行った。

検討の結果、最高水位を与える想定津波は、対馬南方沖断層に想定される地震に伴う津波であり、津波水位は玄海1・2号機の取水口位置で T.P.+2.1m 程度、玄海3・4号機の取水ピット前面位置で T.P.+2.0m 程度である（表7）。

津波による水位上昇に対して、玄海原子力発電所の敷地は T.P.+11.0m に整地されていることから、原子炉施設の安全性に問題はないことを確認した。

表7 想定される津波高さ

	最高水位 (m)
1・2号機	T.P.+2.1程度
3・4号機	T.P.+2.0程度

4 まとめ

以上のとおり、被告は、本件原子力発電所について、地震及び津波に対して、安全上重要な原子炉施設が安全機能を保持できることを確認した。

第6 福島第一原子力発電所事故を受けた対応等

1 緊急安全対策の実施

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に起因する福島第一原子力発電所事故を受け、平成23年3月30日、経済産業大臣から被告を含む各原子力事業者に対し、3つの機能（全交流電源、海水冷却機能、使用済燃料ピットの冷却機能）を喪失したとしても、炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能の回復をはかるための緊急安全対策を講じるよう指示がなされた。かかる指示を受け、被告は、これまでに判明している知見に基づき、本件原子力発電所において津波により3つの機能（全交流電源、海水冷却機能、使用済燃料ピットの冷却機能）を全て喪失した場合でも、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ冷却機能の回復を図ることを目的とした緊急安全対策を策定した。

具体的には、経済産業大臣による指示文書に基づく以下の6つの具体的要求事項に沿って、緊急安全対策（短期）を策定した。被告が策定した緊急安全対策の具体的内容は後述する。

<具体的要求事項>

①緊急点検の実施

津波に起因する緊急時対応のための機器、設備の緊急点検の実施

②緊急時対応計画の点検及び訓練の実施

全交流電源喪失、海水冷却機能喪失及び使用済燃料ピットの冷却機能喪失を想定した緊急時対応計画の点検及び訓練の実施

③緊急時の電源確保

原子力発電所内の電源が喪失し、緊急時の電源が確保できない場合に、必要な電力を機動的に供給する代替電源の確保

④緊急時の最終的な除熱機能の確保

海水系施設、又はその機能が喪失した場合を想定した、機動的な除熱機能の復旧対策の準備

⑤緊急時の使用済燃料ピットの冷却確保

使用済燃料ピットの冷却やピットへの通常の水供給が停止した際に、機動的に冷却水を供給する対策の実施

⑥原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施

被告が策定した緊急安全対策（短期）を実施することにより、津波により3つの機能が喪失する状況にあっても炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止することが可能である。しかしながら、被告は、更なる信頼性の向上を図るため、更なる安全性向上策（中長期）として、中長期的に、新たに実施すべき対策及び充実にすべき対策を策定した（詳細は後述の通りである）。

なお、被告が策定した緊急安全対策については、被告が提出した報告書及び立会い検査により、原子力安全・保安院の確認を受け、被告の緊急安全対策が適切に実施されていると判断されている。

緊急安全対策（短期）の概念図は図21のとおりである。

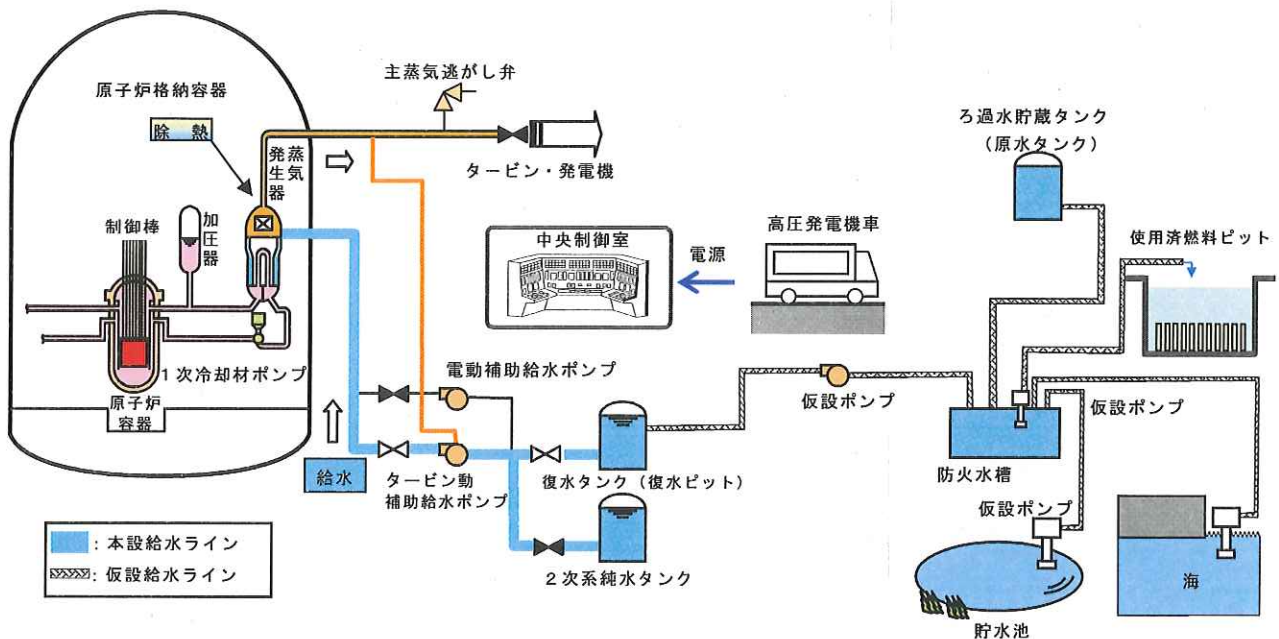


図21 緊急安全対策（短期）の概念図

<被告が策定した対策の具体的内容>

(1) 緊急安全対策 (短期)

① 緊急時対応のための機器及び設備の点検

非常用ディーゼル発電機, 非常用炉心冷却設備等の設備点検を実施し, 異常がないことを確認した。また, 津波に起因する緊急時対応のための機器及び設備の点検を実施し, 異常がないことを確認した。

② 全交流電源喪失時の運転操作手順の充実

津波により3つの機能を全て喪失した場合の運転操作手順を追加するとともに, 当該手順の実行性確認及び訓練を実施した。

③ 高圧発電機車の繋ぎ込み

全交流電源喪失時における蒸気発生器による1次冷却設備の除熱等に必要な電源容量を確認し, 当該容量を満足する高圧発電機車を配備し, 電源供給を行うための手順を策定し, その実行性確認及び訓練を実施した。なお, 資機材と共にその保管は, 津波の影響を受けない高台にするるとともに, 法面⁵⁸近傍から離れた場所とした。

④ 蒸気発生器への給水源確保

i 全交流電源が喪失した場合, 蒸気発生器による除熱が必要であり, 復水タンク (玄海4号機においては復水ピット。以下同じ。) を水源として, タービン動補助給水ポンプにて給水を行うことになる。なお, 復水タンクの水位が低下した場合, 2次系純水タンクから給水し, 2次系純水タンクが使用できない場合, ろ過水貯蔵タンク (玄海3号機及玄び海4号機においては原水タンク), 淡水池及び海水から復水タンクへ仮設ポンプにて水を補給することになる。かかる給水のために必

⁵⁸ 法面: 切土, 盛土などにより出来る人工的な斜面。地震等により地崩れが生じた際に影響を受けないよう, 資機材の保管場所は法面近傍から離れた場所としている。

要となる仮設ポンプ及びホースを配備した。

なお、資機材の保管は、津波の影響を受けない高台にするとともに、法面近傍から離れた場所とした。

- ii 仮設ポンプ及びホースの配備に伴う手順書を作成するとともに、その実効性確認及び訓練を実施した。

⑤使用済燃料ピットへの注水

- i 使用済燃料ピットの冷却機能が停止した場合でも、2次系純水タンク（玄海1・2号機においてはさらに燃料取替用水タンク及び燃料取替用水補助タンク）と使用済燃料ピットとの水頭差により使用済燃料ピットへ水の補給が可能である。

また、上記の恒設のタンクによる補給ができない場合に備え、ろ過水貯蔵タンク等から使用済燃料ピットへ補給を行う仮設ポンプ及び仮設ホースを配備した。

なお、仮設ポンプ、仮設ホース等の資機材の保管は、津波の影響を受けない高台にするとともに、法面近傍から離れた場所とした。

- ii 仮設ポンプ及びホースの配備に伴う手順書を作成するとともに、その実効性確認及び訓練を実施した。

⑥安全上重要な機器を設置しているエリアの浸水防止措置

非常用ディーゼル発電機、タービン動補助給水ポンプ、安全補機開閉器及び蓄電池設備等の蒸気発生器による除熱に必要な機器が設置されているエリアの建屋入口扉、搬入口の浸水防止措置を実施した。

(2) 更なる安全性向上対策（中長期）

①低温停止状態への移行のための対策

原子炉を低温停止状態まで冷却するために、蒸気発生器2次側へ直接給水できる仮設ポンプを配備する。

なお、本対策については完了している。

②移動式大容量発電機の配備

全交流電源が喪失した場合の非常用ディーゼル発電機の代替として移動式大容量発電機をプラント毎に配備する。

③海水ポンプ及びモータの予備品の確保

予備品として、海水ポンプのモータ、海水ポンプを、1台/プラント確保する。

④安全上重要な機器を設置しているエリアの浸水対策の強化

海水ポンプエリア並びに非常用ディーゼル発電機、タービン動補助給水ポンプ及び安全補機開閉器等の安全上重要な機器が設置されているエリアの浸水対策の強化を実施する。

また、海水ポンプエリアの浸水対策の強化を行うため、ポンプ軸受の無給水化による防護壁設置スペースの確保を図る。なお、軸受の無給水化による再起動の信頼性向上を図る。

⑤水源の信頼性向上対策

補助給水系統及び使用済燃料ピットへの代替水源となる2次系純水タンク等の津波等に対する補強を実施し信頼性の向上を図る。

2 過酷事故に備えた対策

平成23年6月7日に福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所事故に係る原子力災害対策本部において同事故に関する報告書がとりまとめられ、事故を収束するための懸命な作業の中で抽出された課題を踏まえ、被告は、本件原子力発電所において、直ちに取り組むべき措置として、過酷事故に備えた次の対策を策定した。

- ① 中央制御室の作業環境の確保
- ② 水素爆発防止対策

- ③ 緊急時における発電所構内通信手段の確保
- ④ 高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備
- ⑤ がれき撤去用の重機の配備

上記のうち、主要な対策である①中央制御室の作業環境の確保、②水素爆発防止対策について、以下詳述する。

①中央制御室の作業環境の確保

緊急時において、放射線防護等の観点から、全交流電源喪失時においても中央制御室の非常用換気空調系設備（再循環系）を運転可能とするため、配備済みの高圧発電機車から電源を供給することとした。

②水素爆発防止対策

本件原子力発電所の原子炉格納容器は原子力発電所（沸騰水型）のそれと比較して容積が大きいため、過酷事故による水素の大量発生時にも、水素濃度は原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼすような爆轟⁵⁹領域に至ることはないが、念のために水素滞留を低減させる目的として高圧発電機車からアニュラス空気浄化設備に電源を供給することができるようにするとともに、更なる安全性向上を目的として原子炉格納容器内の水素を低減する設備（電源を必要としない水素再結合装置等）を設置することとした（図22）。

⁵⁹ 爆轟：火炎の燃焼速度が音速を超え、衝撃波を伴う爆発現象。

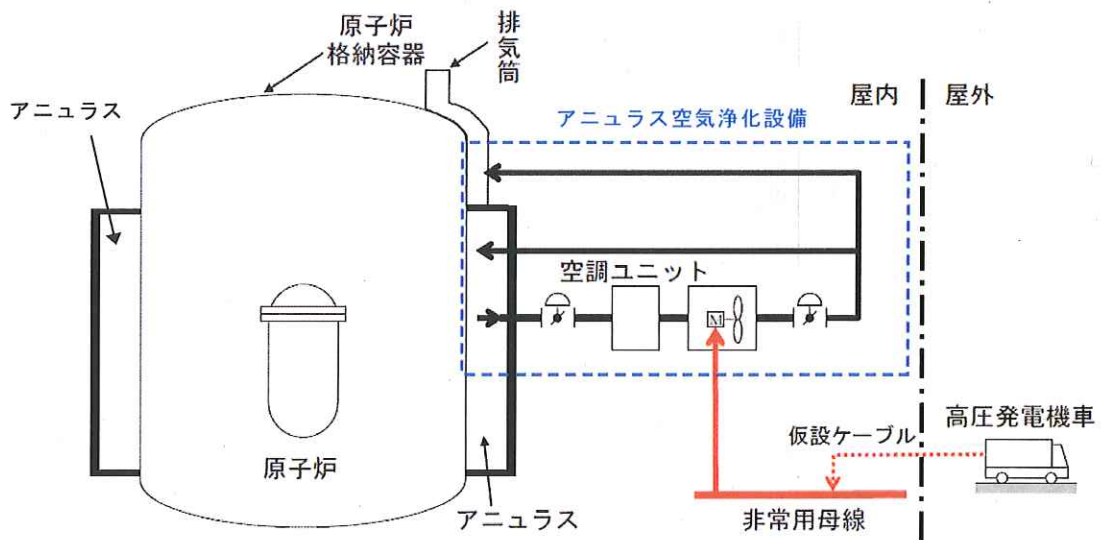


図 2 2 アニュラス空気浄化設備の概念図

第7章 まとめ

原告らは、本件原子力発電所において「重大事故が起こる具体的な危険性」について述べておらず、原告らの主張はいずれも失当である。

被告は、以上に述べたとおり、本件原子力発電所について、設置時に十分な調査及び検討を行い、想定される地震・津波に対して安全機能が保持できるよう設計しており、運転開始後においては新たな知見、技術の進捗等を踏まえ再度十分な調査及び検討を行って、耐震安全性の評価を行い、地震・津波に対し原子炉施設の安全性に問題のないことを確認している。

さらに、今般の福島第一原子力発電所における事故との関係でも、緊急安全対策（短期）を実施することにより、原子炉施設の安全性には問題のない事を確認している。加えて、被告は、更なる安全性向上対策（中長期）にも取り組んでいる。

以上より、本件原子力発電所においては原告らが主張するような重大事故が起こる具体的な危険性はなく、本件請求は速やかに棄却されるべきである。

以 上