

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

原告 石丸ハツミ 外  
被告 九州電力株式会社

準備書面 13

平成 30 年 3 月 16 日

佐賀地方裁判所 民事部合議 2 係 御中

被告訴訟代理人弁護士	堤	克彦	
同	山内	喜明	
同	松崎	隆	
同	斉藤	芳朗	
同	永原	豪	
同	熊谷	善昭	
同	家永	由佳里	
同	池田	早織	

# 目 次

第 1	はじめに.....	5
第 2	玄海 2 号機の現状.....	5
第 3	原子力発電所における安全確保対策.....	7
1	事故防止に係る安全確保対策.....	7
(1)	異常発生防止対策.....	8
ア	原子炉の固有の安全性（自己制御性）.....	9
イ	余裕のある設計.....	9
ウ	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.....	10
ア	異常を早期に検知する.....	10
イ	原子炉を「止める」.....	11
(3)	放射性物質異常放出防止対策.....	15
ア	1 次冷却材喪失事故（LOCA）時の炉心冷却（原子炉を「冷やす」） .....	16
イ	放射性物質を「閉じ込める」.....	19
2	使用済燃料ピットの安全確保対策.....	21
3	福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全確保対策.....	22
(1)	緊急安全対策の実施.....	22
(2)	更なる安全性向上対策の実施.....	23
(3)	重大事故に備えた対策の実施.....	24
4	小 括.....	25
第 4	玄海 2 号機における耐震安全性の確保.....	25
1	原子力発電所における耐震評価の概要.....	25
(1)	基準地震動の策定.....	26
(2)	安全上重要な建物・構築物の耐震評価.....	26
(3)	安全上重要な機器・配管系の耐震評価.....	28
(4)	まとめ.....	31

2	建設時における玄海2号機の耐震安全性の確保	32
(1)	耐震設計の基準となる地震動の策定	32
ア	基準となる地震動策定の考え方	32
イ	設計地震による地震動（設計用地震加速度）の策定	33
(2)	耐震安全性評価結果	35
3	玄海3, 4号機建設時に策定した基準地震動 $S_1$ 及び $S_2$ による玄海2号機の耐震安全性評価	36
(1)	基準地震動 $S_1$ 及び $S_2$ の策定	36
ア	旧指針に基づく基準地震動 $S_1$ 及び $S_2$ の策定手法	36
イ	基準地震動 $S_1$ 及び $S_2$ の策定	40
(2)	耐震安全性評価結果	44
4	耐震設計審査指針の改訂に伴う玄海2号機の耐震安全性評価（耐震バックチェック）	44
(1)	改訂指針の経緯及び概要	45
ア	兵庫県南部地震による知見	45
イ	観測データ等の蓄積と地震動評価手法の高度化	49
ウ	改訂指針の概要	50
(2)	耐震バックチェックにおける玄海2号機の基準地震動評価	55
ア	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	55
イ	震源を特定せず策定する地震動	83
ウ	基準地震動 $S_s$ の策定	83
エ	まとめ	90
5	耐震実証試験等において確認された原子力発電所の耐震安全性	92
(1)	原子力発電施設耐震信頼性実証試験により確認された原子力発電所の耐震安全性	92
ア	試験の目的及び内容	92
イ	耐震実証試験の結果	93
ウ	PWR実機配管の耐震安全性	94
(2)	ストレステストにより確認された耐震安全上の余裕	95
ア	起因事象の選定	96
イ	影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定	96

ウ	起因事象及び影響緩和機能に関連する設備等の抽出, 耐震裕度の評価	96
エ	クリフエッジの特定	97
6	小 括	98
<b>第5</b>	<b>玄海2号機における配管の健全性確保に向けた取り組み</b>	<b>98</b>
1	設計・施工時における配管の健全性確保	99
2	運転開始後における配管の健全性確保	100
(1)	保全対象範囲の策定及び保全重要度の設定	102
(2)	保全計画の策定	103
ア	維持規格に基づく保全計画の策定	104
イ	減肉管理規格に基づく保全計画の策定	109
3	保全（点検）の実施	111
4	配管の点検結果	111
5	国による確認	112
6	小 括	112
<b>第6</b>	<b>結 論</b>	<b>113</b>

## 第1 はじめに

本件訴訟は、原告らが、玄海原子力発電所2号機、3号機及び4号機（以下、それぞれ「玄海2号機」、「玄海3号機」及び「玄海4号機」という。）における基準地震動が過小であり、配管の安全性が確保されていないと主張し、玄海2号機、玄海3号機及び玄海4号機の運転差し止めを求めるものである。

本書面では、玄海2号機においても、玄海3号機及び玄海4号機と同様に、基準地震動は過小ではなく、配管の安全性も確保されており、原告らの主張する放射性物質の大量放出に至る現実的危険性がないことを明らかにする。

具体的には、先ず、第2において玄海2号機のこれまでの運転実績及び現状について説明し、第3において原子力発電所における安全確保対策について述べる。その上で、第4で玄海2号機においても基準地震動は過小ではなく、耐震安全性が確保されていること、第5で玄海2号機の配管の健全性が確保されていることを主張する。

## 第2 玄海2号機の現状

玄海2号機は、昭和56年3月の運転開始以降、約30年間にわたり順調な運転実績を積み重ねており、これまで計画外に停止した実績<sup>※</sup>は、昭和56年3月の給水制御系不調による原子炉の自動緊急停止及び平成17年7月の燃料集合体からの漏えいによる1次冷却材中のよう素濃度増加に伴う原子炉の手動での停止のみであり、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS<sup>1</sup>」という。）の動作を伴う原子炉の自動での緊急停止の実績はない。また、法令に基づく国への報告対象となる故障・トラブルの実績についても6件のみである（被告準備書面11・24頁・表7）。

したがって、玄海2号機の設備利用率は、運転開始以降、全国平均より高く（停止期間が短い）推移しており、玄海2号機は非常に安全性が高いプラントである（図1）。

<sup>※</sup> 玄海2号機における計画外の原子炉停止（2件）の内容：

- ・ 試運転中の昭和56年3月、蒸気発生器へ給水する系統の弁に不純物が付着したため、給水流量の制御不調となり、「蒸気発生器給水流量低」の原子炉トリップ信号により原子炉が自動停止したもの（法令に基づく国への報告の対象事象）。
- ・ 平成17年7月、燃料集合体1体に偶発的に発生したピンホールから、放射性物質が1次冷却材中へ漏えいしたことによる手動停止。よう素濃度は運転上の制限値を十分下回っており、運転継続に支障はなく、周辺環境への放射性物質の漏えいもなかったところ、次回定期検査開始が一週間後と近かったことから、念のため原子炉を手動停止したもの（法令に基づく国への報告の対象外事象）。

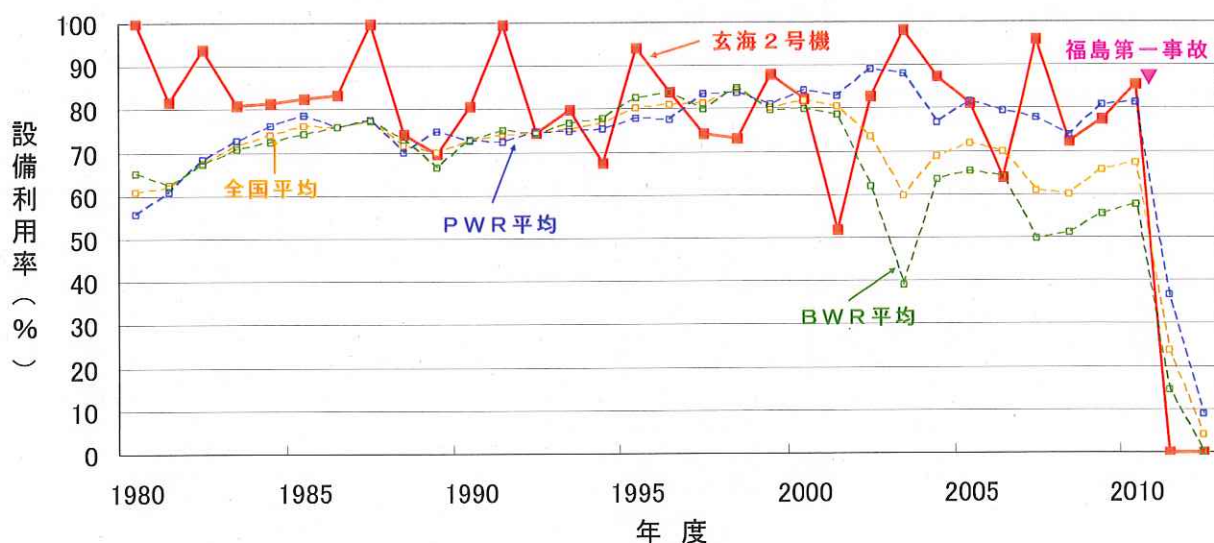


図1 玄海2号機の設備利用率の推移

現在、玄海2号機は、平成23年1月から開始した第23回定期検査を継続しており、原子炉から燃料を取り出した上で運転を停止している。

玄海2号機の運転再開にあたっては、原子力規制委員会に対し、「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「原子炉等規制法」という）43条の3の8に基づく原子炉設置変更許可申請等の申請が必要となるが、申請の具体的内容は、玄海2号機の現状を踏まえた詳細な技術的検討が必要であり、現段階で確定していない。また玄海2号機はまもなく運転開始から40年を迎えることから、上記原子炉設置変更許可申請に加えて、原子力規制委員会に対し、原子炉等規制法43条の3の32に基づく運転期間を延長するための運転延長認可申請が必要となるが、その申請の具体的内容についても技術的検討を重ねているところであり、現段階で確定していない。申請を行う場合にあっては、玄海2号機の現状と新規規制基準の規制内容を十分に踏まえた申請になるものと思われる。

さらに、原子炉等規制法に基づく原子炉設置変更許可申請、運転延長認可申請を行ったあとも、審査の過程において、原子力規制庁、原子力規制委員会から技術的な詳細な確認に対応しなければならず、他社の例を踏まえても相応の期間を要することが予想される。

その後、申請内容に合致した必要な工事を実施することになることから、運転再開に当たっては、更なる期間を要することが予想される。

したがって、これらの許認可及び必要な工事を完了しない限り、玄海2号機を

再稼働することはない。

### 第3 原子力発電所における安全確保対策

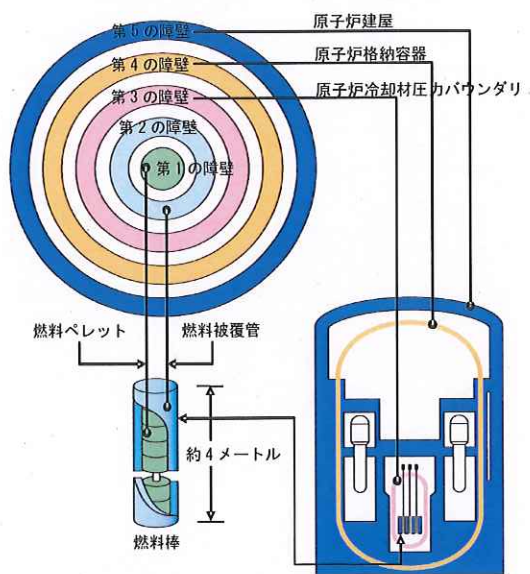
#### 1 事故防止に係る安全確保対策

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>2</sup>、原子炉格納容器、原子炉建屋）（図2）の健全性を維持するため、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全上重要な設備を働かせる事故防止に係る安全確保対策を講じている。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、このような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3）。

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<sup>3</sup>。

<sup>2</sup> 玄海2号機と同型の加圧水型原子力発電所を例に説明する。



- 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、燃料被覆管から漏れ出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**
- ・円筒形の鋼製容器で極めて高い気密性を有しており、1次系配管等の破断等により漏れ出した放射性物質を閉じ込めることができる。
- 第5の障壁：原子炉建屋**
- ・原子炉格納容器外側の厚さ約 80cm 鉄筋コンクリートで作られた構造物で、放射性物質の異常放出の障壁となる。

図2 放射性物質を「閉じ込める」多重の障壁

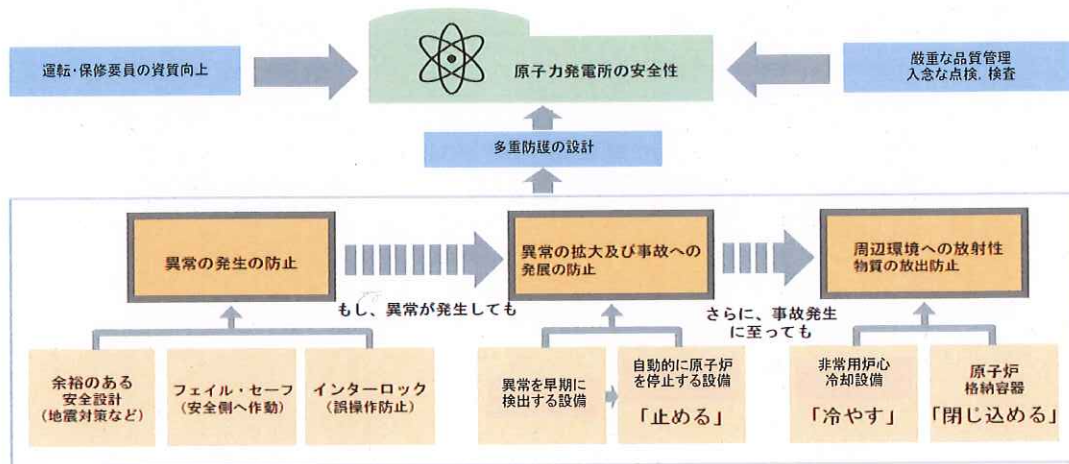


図3 多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策

(1) 異常発生防止対策

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。



## ア 原子炉の固有の安全性（自己制御性）

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>3</sup>及び減速材の温度効果(密度効果)<sup>4</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）。

## イ 余裕のある設計

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、玄海2号機の原子炉容器については、平常運転圧力（約15.4MPa[gage]<sup>5</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。

## ウ 誤動作や誤操作による影響を防止するための設計

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>6</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>7</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」【乙2-1-9（8-1-1～8-1-2頁）】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、

原子炉建屋)の健全性も維持されている。

## (2) 異常拡大防止対策

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。

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。

### ア 異常を早期に検知する

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)。

例えば、玄海2号機においては、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>8</sup>、流量計、圧力計及びエリアモニタ<sup>9</sup>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。仮に、1次系配管のひび割れが貫通し1次冷却材の漏えいが生じた場合には、原子炉格納容器のエリアモニタの数値上昇や凝縮液量測定装置<sup>10</sup>における凝縮液量の増加、格納容器サンプル水位計<sup>11</sup>の上昇率増加等によって1次冷却材の漏えいを早期に検知することができる。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。

表1 異常を早期に検知するための計測制御設備（検出器）（玄海2号機の例）

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，格納容器サンプル水位計，凝縮液量測定装置，エリアモニタ（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

## イ 原子炉を「止める」

（ア）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，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，

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【乙 2-1-9 (8-6-1～8-6-8, 8-7-9～8-7-10, 8-7-31～8-7-32 頁), 乙 83-4 (8(2)-3-4～8(2)-3-6, 8(2)-7-2 頁), 乙 84-4 (8(2)-3-23 頁)】。

表 2 原子炉トリップ信号の一覧 (玄海 2 号機の例)

線源領域/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
非常用炉心冷却設備作動
1 次冷却材可変温度高/同流量低
原子炉圧力高/低
1 次冷却材ポンプしゃ断器開/同ポンプ母線電圧低/同ポンプ母線周波数低
タービントリップ
蒸気発生器給水流量低/同水位異常低
加圧器水位高
地震加速度高 (水平方向/鉛直方向)
手動

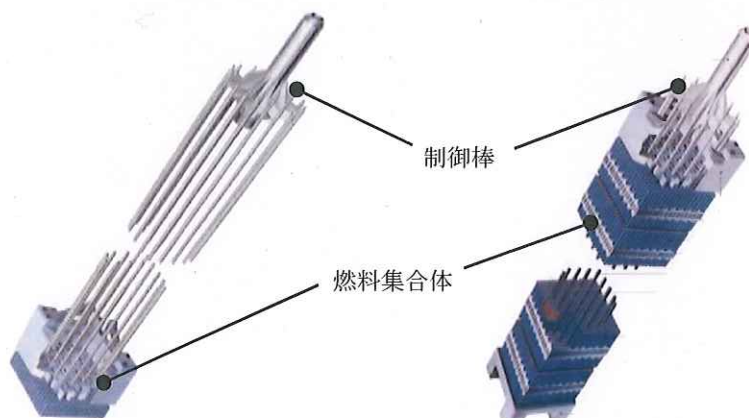
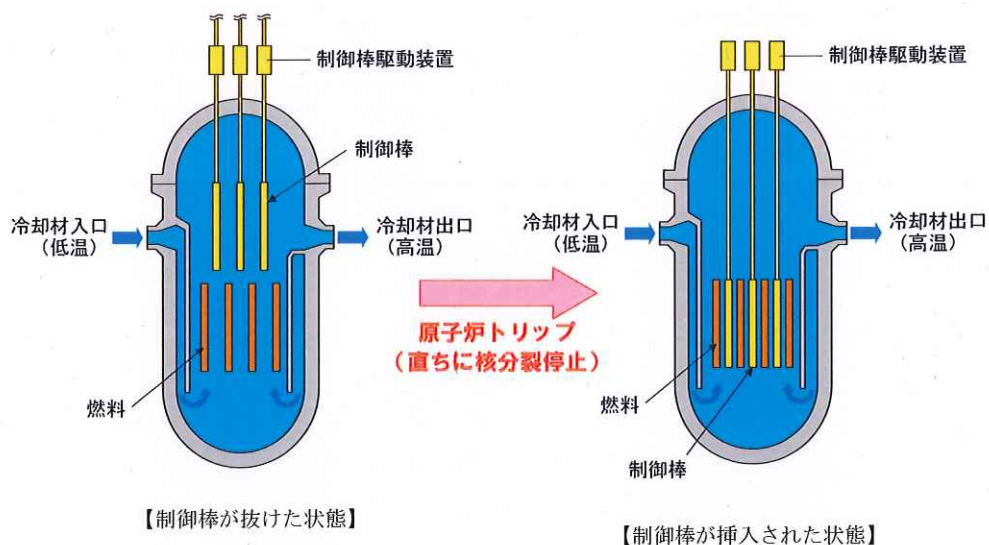


図4 原子炉緊急停止時の制御棒の動作の概要図

原子炉トリップ信号が発せられる一例として、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原子炉トリップ信号が発信され、原子炉は緊急停止する。玄海2号機における原子炉停止用地震感知器の設定値は、水平方向140ガル以下、鉛直方向70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、玄海2号機の運転開始以降、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5）。以下に、玄海2号機を例に、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>12</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。

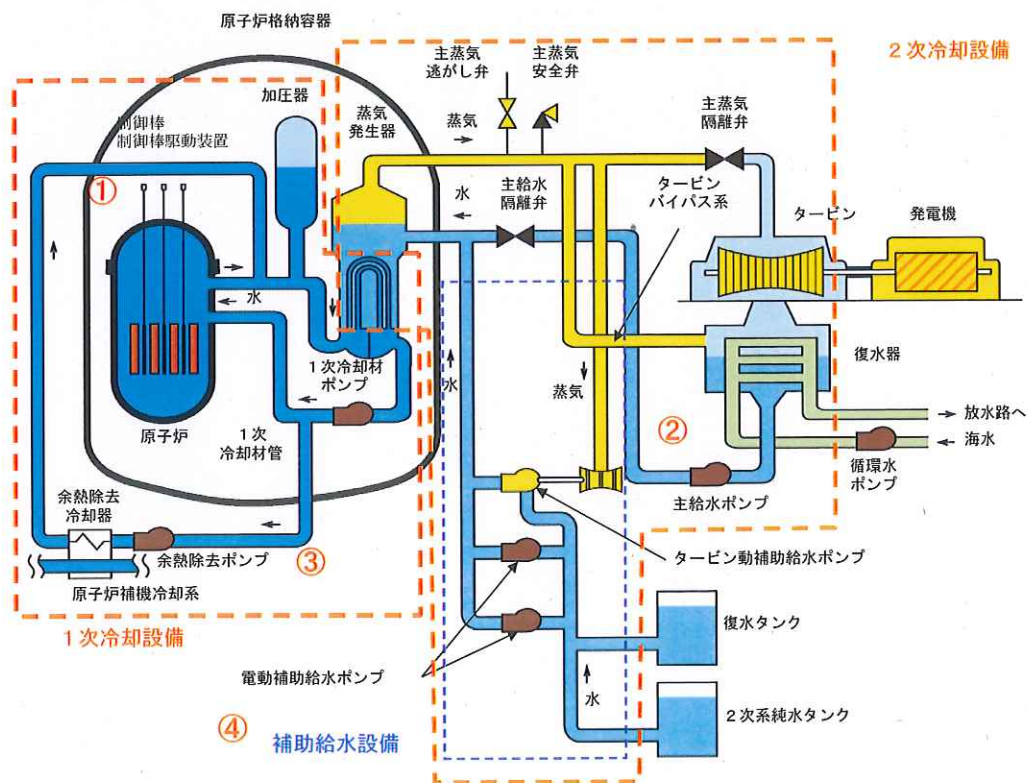


図5 原子炉停止後に崩壊熱を除去する冷却設備の概略図（玄海2号機の例）

以上のとおり、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、原子炉建屋）の健全性も維持される。

### (3) 放射性物質異常放出防止対策

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に閉じ込められる。

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>13</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ECCS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、LOCA発生時における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、玄海2号機を例に説明する。

ア 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、原子炉容器に注水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、原子炉容器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6）。

①高圧注入系は1台で十分な量を燃料取替用水タンク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のほう酸水量が減少した場合には、水源を④原子炉格納容器サンプ<sup>14</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<sup>15</sup>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，原子炉格納容器サンプ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（2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原子炉格納容器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，水源を原子炉格納容器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。

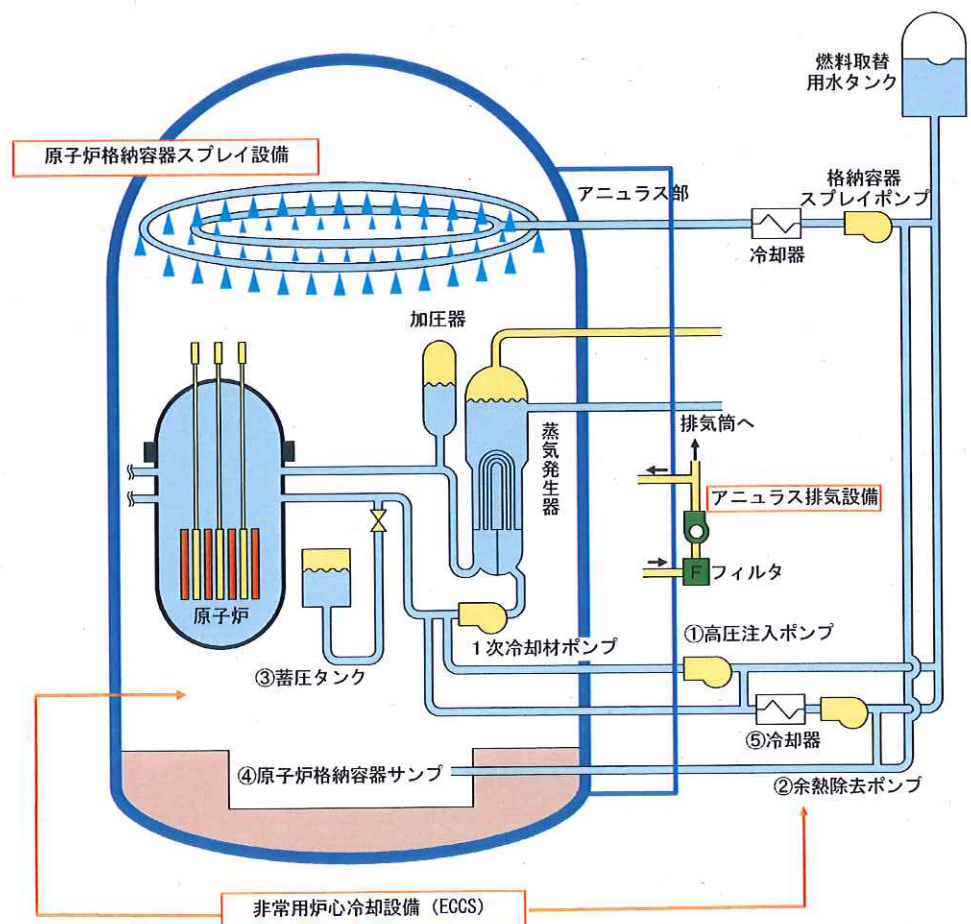
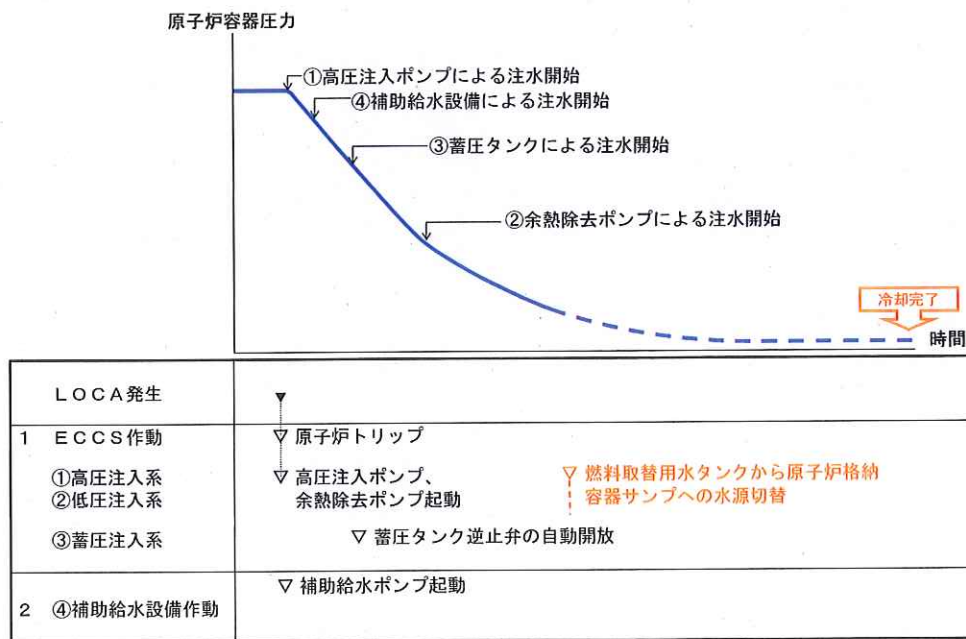


図6 ECCS等の概略図（玄海2号機の例）

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>16</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（14頁，図5）。

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電動機により駆動する電動補助給水ポンプを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。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7 LOCA時における原子炉等への注水の流れの概要図

## イ 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、1次冷却設備及びECCS等を格納する気密性及び耐圧性に優れた炭素鋼製の円筒形容器（全高約67m、内径約33m）で、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、設計圧力の1.25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が、そのさらに外側には鉄筋コンクリート製で円筒上部ドーム部の原子炉建屋（地上高さ約45m、内径約36m）が設けられている。円筒部の壁厚は約80cm、上部ドーム部厚は約35cmあり、放射性物質の異常放出の障壁となる。

### (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（17頁、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

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れ出した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の水量が減少した場合には、水源を原子炉格納容器サンプに切り替え、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) アニュラス排気設備

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排気設備が設置されている（17頁、図6）。

アニュラス部に設置されたアニュラス排気設備（2台）は、アニュラス排気ファン、アニュラス排気ヨウ素用フィルタユニット、アニュラス排気粒子用フィルタユニット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。アニュラス排気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し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」【乙2-1-9（8-5-1～8-5-7, 8-5-10～8-5-12, 8-5-17～8-5-22, 8-9-13～8-9-14頁）】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、放射性物質の大量放出に至ることはない。

## 2 使用済燃料ピットの安全確保対策

玄海2号機は原子炉から燃料を取り出した上で停止しており、玄海2号機の使用済燃料は、使用済燃料ピットで安全に保管されている。使用済燃料ピットは、壁面及び底部を厚い鉄筋コンクリート造とし、その内面にステンレス鋼板を内張り（ライニング）した強固な構造物である。使用済燃料ピットは、水位約12mの使用済燃料ピット水（ほう酸水）で満たされており、使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するために継続的に冷却され、水温は約40℃以下に保たれている。長さ約4mの使用済燃料は、燃料ラックに垂直に立てた状態で収納されており、使用済燃料の上端から水面までの水位は約8mと、使用済燃料からの放射線を遮へいするのに十分な水深が確保されている。そして、使用済燃料ピット水は使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器等から成る使用済燃料ピット水浄化冷却設備によって継続的に冷却されているが、仮に何らかの理由で使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却ができなくなった場合も、使用済燃料ピット水補給設備（燃料取替用水タンク、燃料取替用水ポンプ等）により冠水状態が維持されることによって、使用済燃料の崩壊熱が十分除去され、その健全性は維持される。また、使用済燃料ピットに接続されている全ての配管（給排水配管）は、使用済燃料の上端よりも高い位置で接続されており、万一これらの配管が破断等しても、使用済燃料ピットの水位が配管の接続位置よりも低下することはなく、使用済燃料の冠水状態が維持される構造としている。【乙84-4（8(2)-6-6～8(2)-6-7頁）】

なお、被告は、玄海2号機の使用済燃料ピット内に保管されている使用済燃料について、仮に使用済燃料ピット内のピット水が全て喪失した場合においても、その健全性に影響がないことを自主的に確認している。

具体的には、玄海2号機の使用済燃料は、平成23年1月の原子炉停止以降、使用済燃料ピット内に7年以上保管されており、十分に崩壊熱が除去されている。このため、万一使用済燃料ピット内のピット水が全て喪失した場合においても、空気の自然対流による冷却によって、使用済燃料の健全性は確保される【乙85（添付資料2・3頁）】。

### 3 福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全確保対策

これまで述べたとおり、玄海2号機は事故防止に係る安全確保対策及び使用済燃料ピットの安全確保対策により、放射性物質が周辺環境に異常に放出される具体的危険性はない。

さらに、被告は、平成24年4月6日付答弁書・61～67頁で述べたとおり、平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ、全交流電源喪失（外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失）などによる炉心や使用済燃料の損傷を防止するため、緊急安全対策（平成23年4月完了）をはじめとする以下の対策を実施している。

#### (1) 緊急安全対策の実施

津波により3つの機能（全交流電源、海水による機器等の冷却機能、使用済燃料ピットの冷却機能）を喪失した場合においても、炉心や使用済燃料の損傷を防止するための緊急安全対策を実施している（図8）【乙12】。

##### 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やECCS等の点検を実施するとともに、津波により3つの機能を喪失した場合の対応のための機器及び設備（タービン動補助給水ポンプ、直流電源等）の点検を実施し、いずれも異常がないことを確認している。

##### ② 全交流電源喪失時等の運転操作手順の充実

津波により3つの機能を喪失した場合の運転操作手順を追加している。

##### ③ 高圧発電機車による電源の確保

全交流電源喪失後、中央制御室等のプラント監視上必要な計器へ電源供給する蓄電池が枯渇した場合に備え、当該計器等へ継続して電源供給するための高圧発電機車を配備している。

##### ④ 蒸気発生器への給水源の確保

補助給水設備による蒸気発生器を通じた崩壊熱の除去（冷却）の際、その水源となる復水タンク及び2次系純水タンクの水位が低下した場合に備え、ろ過水貯蔵タンク、八田浦ダム又は海から復水タンクへ水を補給するための仮設ポンプ及びホースを配備している。

##### ⑤ 使用済燃料ピットへの注水機能の充実

使用済燃料ピットの冷却又は注水機能が停止した場合においても、燃料取替用水タンク、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水（電源不要）することにより、使用済燃料が損傷するおそれはないところ、上記各タンクの水位が低下した場合に備え、八田浦ダム又は海から使用済燃料ピットへ注水するための仮設ポンプ及びホースを配備している。

また、上記③～⑤の高圧発電機車や仮設ポンプ等については、津波の影響を受けない高台の法面<sup>17</sup>から離れた場所に保管している。

#### 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の実施

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安全上重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（シール施工等）を実施している。

### (2) 更なる安全性向上対策の実施

上記（1）により、玄海2号機は津波により3つの機能を喪失した場合においても炉心や使用済燃料の損傷を防止できるところ、被告は一層の安全性向上のため、更なる安全性向上対策を実施している（図8）【乙12】。

#### ① 低温停止状態への移行のための対策の実施

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している。

#### ② 移動式大容量発電機の配備

非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合に備え、同発電機の代替となる移動式大容量発電機を配備している。

#### ③ 海水ポンプ及び同モータの予備品の配備

予備品として、海水ポンプ及び同モータをそれぞれ1台配備している。

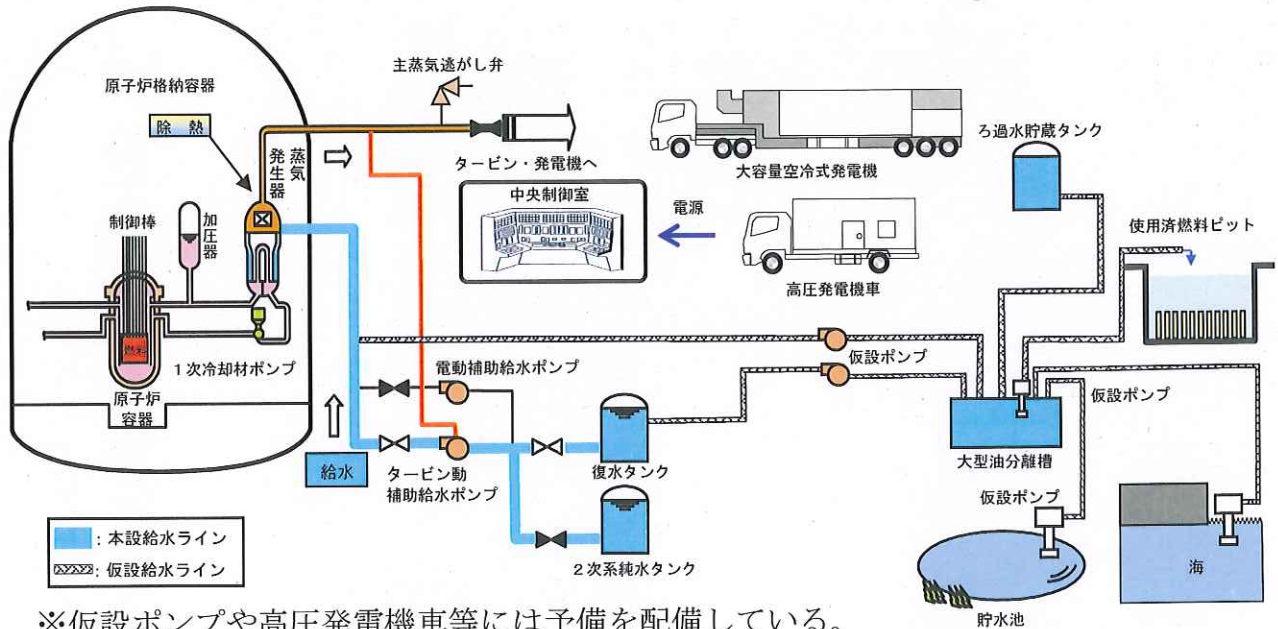
また、上記①～③の仮設ポンプや移動式大容量発電機等については、津波の影響を受けない高台の法面から離れた場所に保管、設置している。

#### 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（水密扉への取替等）を実施している。

⑤ 2次系純水タンク等の津波に対する信頼性向上対策の実施

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（基礎の補強等）を実施している。



※仮設ポンプや高圧発電機車等には予備を配備している。

図8 緊急安全対策等の概要図

(3) 重大事故に備えた対策の実施

被告は、福島第一原子力発電所事故の原因及びその収束作業から抽出された課題を踏まえ、重大事故（炉心損傷等）に備えた対策を実施している【乙86（2～7頁）】。

① 中央制御室の作業環境の確保

全交流電源喪失時における中央制御室の作業環境を確保するため、高圧発電機車からの電源供給により中央制御室非常用空調設備を運転し、中央制御室内の空気を浄化できるよう手順を策定している。

② 水素爆発防止対策

玄海2号機の原子炉格納容器は、福島第一原子力発電所の同容器に比べ体積が大きく、万一の水素発生時においても、水素濃度は水素爆轟<sup>18</sup>の領域に至ることは考えにくいところ、全交流電源喪失時においても、高圧発電機車からの電源供給によりアニュラス排気設備を運転し水素を放出する手順を策定している。



③ 緊急時における発電所構内通信手段の確保

発電所構内の通信手段であるページング設備<sup>19</sup>は蓄電池を備えており、全交流電源喪失時においても一定期間使用できるところ、より長期間の使用のため、高圧発電機車から電源を供給できるようにしている。

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

高線量対応防護服を配備するとともに、高線量対応防護服や個人線量計等の資機材については、緊急時に原子力事業者間で相互融通する仕組みを構築している。また、緊急時の放射線管理要員については、本店や川内原子力発電所から応援する体制を整備している。

⑤ がれき撤去用の重機の配備

ホイールローダ、フォークリフト、油圧ショベル等のがれき撤去用の重機を津波の影響を受けない高台の法面から離れた場所に配備している。

#### 4 小 括

以上のとおり、被告は、玄海2号機において、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や使用済燃料ピットの安全確保対策を講じており、放射性物質の大量放出に至る事故が発生する現実的危険性はない。さらに、福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策等の実施により、玄海2号機の安全性は一層向上している。

そして、これらの安全確保対策については、繰り返し教育訓練を行うことにより、その実行性を高めていることを付言する。

### 第4 玄海2号機における耐震安全性の確保

#### 1 原子力発電所における耐震評価の概要

原子力発電所の耐震評価は、被告準備書面12・16～18頁で述べたとおり、基準地震動を適切に策定し、策定した基準地震動によって安全上重要な建物・構築物及びそれらに設置される機器・配管系に働く地震力を地震応答解析によって求め、その地震力に対して安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系が必要な機能を失うことがないことを確認することを基本方針としている。

また、原子力発電所の建設後（運転段階）において、新たな基準地震動を策定した場合又は施設の改造や新たな施設を設置する場合も、この流れに従って同様

に評価することにより耐震安全性を確認している。

以下に基準地震動に対する耐震評価の基本的な流れを改めて述べる。

### (1) 基準地震動の策定

基準地震動は、原子力発電所の安全上重要な施設の耐震安全性を確保する上での「基準」となる「地震動（地震に伴って生じる揺れ）」である。基準地震動を策定するにあたっては、地震における3つの特性（「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を十分踏まえることが求められる。そのため、被告は、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、地震等について地域的な特性を十分に把握した上で、合理的に予想される基準地震動を策定している。

### (2) 安全上重要な建物・構築物の耐震評価

ア まず、耐震重要度分類<sup>20</sup>におけるSクラスの設備を設置する建物・構築物（以下「安全上重要な建物・構築物」という。）の地震応答を適切に模擬できる建屋の地震応答解析モデルを作成し（図9）、基準地震動に対する建物・構築物の変位、加速度等の時刻歴応答（以下「地震応答解析結果」という。）を求め、安全上重要な建物・構築物等の耐震評価を行うための基本データとする。

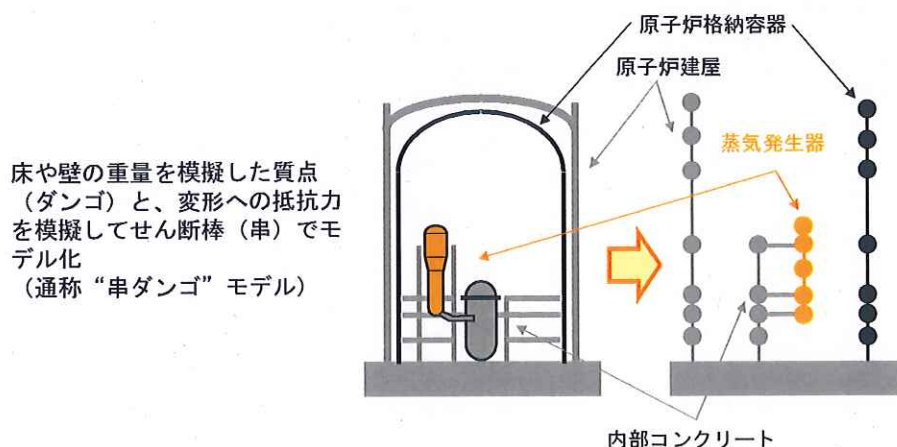


図9 安全上重要な建物・構築物の地震応答解析モデル

イ 次に、安全上重要な建物・構築物の耐震評価を行うために、上記（2）アの基準地震動に対する地震応答解析結果を基に、不確実性を考慮して、地震により安全上重要な建物・構築物の各部に作用する荷重を求めると

もに、基準地震動と同時に同建物・構築物に作用する可能性がある積雪荷重、風荷重及び運転時または事故時に作用する地震以外の荷重等を求める。

そして、上記の地震による荷重と地震以外の荷重とについて、安全上重要な建物・構築物に作用する方向成分を考慮した上で組み合わせ、その組み合わせた荷重に対する変形（評価値）が許容値（以下「評価基準値」という。）を下回ることを確認している。

なお、原子力発電所の耐震壁の設計においては、上記の耐震評価に基づく耐震設計だけでなく、放射線防護の観点から行われる遮へい設計、回転機器の振動防止設計等の様々な要素を考慮した上で、そのうちで最も厳しい条件を満足するように設計を行うとともに、これらの設計・製作・施工の各段階において、必要とされる強度を上回るよう材料の強度、寸法等に余裕を持たせており、出来上がったものは相応の耐震安全性を有することとなる（32 頁図 1 3 の④）。また、耐震設計を行う際、評価基準値とこの評価値とを一致するように設計するのではなく（それ自体困難である）、評価値が評価基準値を下回るよう設計するのであり、この差が耐震安全性の確保に繋がる（32 頁図 1 3 の②）。

ウ 耐震評価の基準となる安全上重要な建物・構築物の評価基準値は、原子力規制委員会が認める、社団法人日本電気協会が策定した民間規格である「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」に基づいて定めており、基準地震動による地震力に他の荷重を組み合わせた状態でも、安全上重要な建物・構築物が「構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力<sup>21</sup>に対して安全余裕をもたせる」値を評価基準値としている。【乙 78（275 頁）】

耐震壁を例にとると、せん断ひずみの評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」に基づき、耐震壁の終局耐力時のせん断ひずみ  $4.0 \times 10^{-3}$  に 2 倍の安全率を考慮し、 $2.0 \times 10^{-3}$  と厳しく定められている（高さ 10m の耐震壁の場合、変形が 2cm までに抑えられるよう設計しなければならない。）（図 1 0）。したがって、基準地震動による地震力が作用した場合には、多少の塑性変形が生じることはあっても、直ちに破壊に至ることはない（32 頁図 1 3 の①）。ちなみに、耐震壁については、

財団法人原子力発電技術機構による「耐震安全解析コード改良試験 原子炉建屋の多入力試験」において、 $6.0 \times 10^{-3}$  までの耐震性を有することが確認されている【乙 87 (6・43 頁)】。

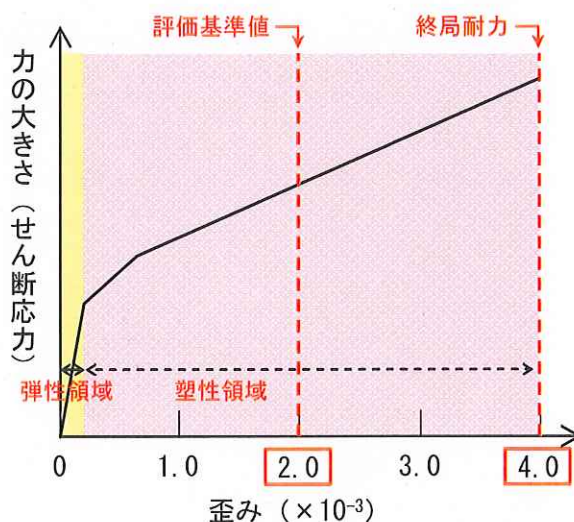


図 1 0 耐震壁におけるひずみの評価基準値の考え方

エ その他、地震応答解析により地震によって地盤の支持能力が失われないこと、また、Sクラスの設備を設置していない建物・構築物のうちSクラスの設備に波及的影響を与える可能性があるものについて、基準地震動の地震力により転倒、倒壊及び落下等がなく、Sクラスの設備に波及的影響を与えないこと等を評価している。

### (3) 安全上重要な機器・配管系の耐震評価

ア はじめに、耐震重要度分類におけるSクラスの機器・配管系及びその支持構造物（以下「安全上重要な機器・配管系」という。）の耐震評価を行うために、上記（2）アの基準地震動に対する地震応答解析結果のうち、安全上重要な機器・配管系を設置している建物・構築物の各床の基準地震動に対する時刻歴応答を用いて、地震動の振動周期に対する応答特性を求めた床応答スペクトルを求める。安全上重要な機器・配管系の評価に用いる床応答スペクトルについては、不確実性を考慮して時間軸方向に拡幅している（図 1 1）（32 頁図 1 3 の③）。

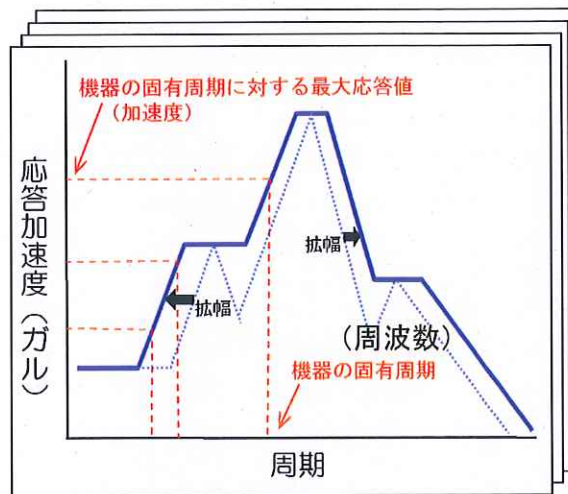


図 1 1 床応答スペクトルの概要

イ 安全上重要な機器・配管系の耐震評価については、基準地震動による荷重等によって安全上重要な機器・配管系に変形が生じて機能を喪失することがないことを確認するための（ア）構造強度評価を行うとともに、動的機器及び電氣的機器が基準地震動による地震力が作用した場合においてもその機能を維持できることを確認するための（イ）機能維持評価を行っている。

（ア）構造強度評価

a 安全上重要な機器・配管系について、基準地震動による応答を適切に模擬できるモデルを作成し（図 1 2）、上記（3）アで作成した床応答スペクトルにより、同機器・配管系の各固有周期に対する加速度応答を合成し、同機器・配管系に作用する加速度を求める。この加速度を用いて「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」などの規格・基準に定める規格式により機器・配管系に地震により作用する応力を求める。

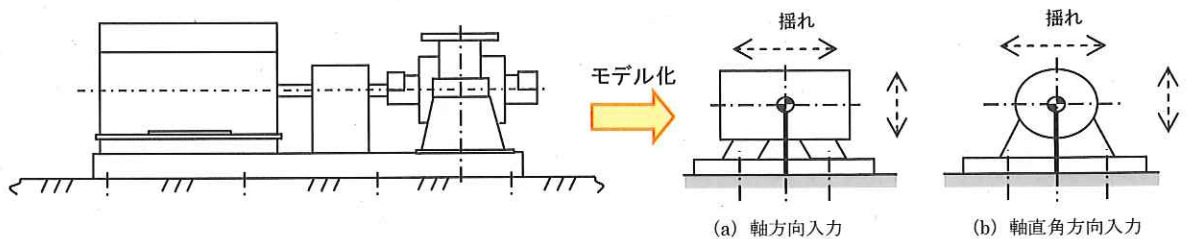


図 1 2 機器・配管系モデルの例（余熱除去ポンプ）

次に、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じる各荷重のうち、基準地震動と同時に安全上重要な機器・配管系に作用する可能性がある地震以外の荷重を求める。この荷重を用いて社団法人日本機械学会が策定した民間規格である「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1 - 2005, 同・2007)」などの規格・基準に定める規格式及び手法等により、安全上重要な機器・配管系に地震以外により作用する応力を求める。

そして、地震荷重による応力と地震以外の荷重による応力とについて方向成分を考慮するなどして組み合わせたものを当該評価部位の応力とし、この評価部位の応力（評価値）が評価基準値を下回ることを確認している。

- b 安全上重要な機器・配管系の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」、「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補-1984)」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1 - 2005, 同・2007)」に基づいて定めており、基準地震動による地震力に他の荷重を組み合わせた状態でも、安全上重要な機器・配管系が「過大な変形を起して必要な機能が損なわれない」値、すなわち、当該設備に塑性ひずみが生じる場合であっても、そのレベルが小さなレベルに留まって破断延性限界に至ることはなく、その施設に要求される機能に影響を与えないレベルに定められている。【乙 78 (496～497 頁), 乙 79 (78～79 頁)】

- c 波及的影響の評価

Sクラス以外の設備のうち安全上重要な機器・配管系に波及的影響を与える可能性があるものについて、基準地震動の地震力により転倒、倒壊及び落下等がなく、同機器・配管系に波及的影響を与えないことを確認している。

#### (イ) 機能維持評価

安全上重要な機器・配管系のうちポンプ・電動機等の動的機器及び制御盤・電源盤等の電氣的機器は、基準地震動による地震力が作用した場合においてもその機能を維持する必要があるため、動的機能維持評価及

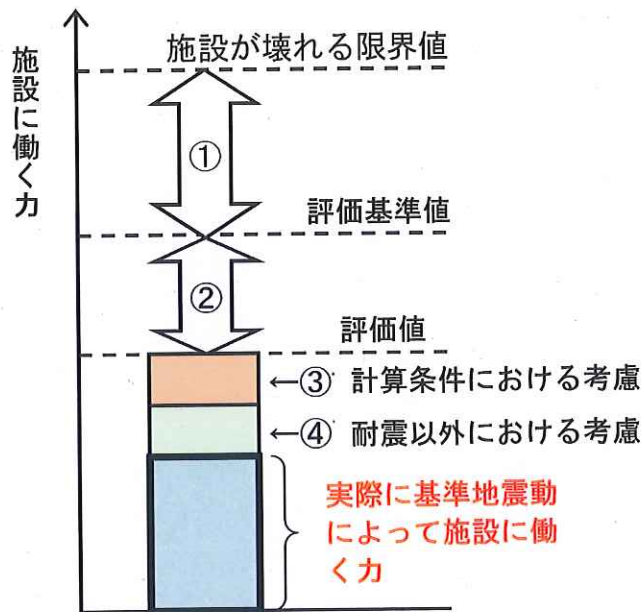
び電氣的機能維持評価を行っている。

当該評価は、地震応答解析により設備に作用する加速度を求め、その加速度が「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991）」に定められる機能維持確認済加速度以下であることを確認している。

#### （４） まとめ

安全上重要な建屋・構築物及び機器・配管系については、原子力発電所の設計時、または運転段階において新たな基準地震動を策定した場合等において、上記耐震評価を行うことにより、基準地震動に対する耐震安全性を有していることを確認している。

なお、原子力発電所の耐震評価及び同評価に基づく耐震設計の過程においては、都度述べたとおり、安全側となるような様々な考慮を行っており（図13）、このことを勘案すると、仮に基準地震動による地震力を超える地震力が玄海2号機に到達したとしても、直ちに放射性物質の大量放出に至るような事故が発生する現実的危険性はない。



- ① 耐震評価の基準となる評価基準値は、実際に建屋等が機能を失う限界値に対して十分余裕を持った値に設定されている。
- ② 耐震評価において算定される評価値は、評価基準値を十分下回るよう設計されている。
- ③ 基準地震動によって働く力（地震力荷重）を計算する過程で、評価値が安全側となるよう計算条件等を設定している。
- ④ 耐震設計だけでなく、放射線に対する遮へい設計など、様々な荷重、要素を考慮した上で最も厳しい条件で設計している。

図 1 3 原子力発電所における耐震安全性の概念図

## 2 建設時における玄海 2 号機の耐震安全性の確保

### (1) 耐震設計の基準となる地震動の策定

#### ア 基準となる地震動策定の考え方

玄海 2 号機建設時の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「旧指針」という。）制定前であったが、旧指針と同様の考え方（「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1970）」等）に基づいて基準となる地震動を策定した。この「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1970）」は、旧指針と同様、多くの専門家を交えた議論を経て作成されたものであり、当時の最新知見が反映されたものである。

「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1970）」によると、設計地震は、特定の敷地において予想される最強の地震であり、その強さは敷地付近において入手しうる地震被害歴、地盤条件を参考にして設定することとさ



れ、具体的には、文献調査により得られた地震被害歴を踏まえた地震の規模と震央距離の関係に基づく検討及び地震観測や常時微動観測等により得られた地盤条件を踏まえた加速度増幅率<sup>22</sup>に基づく検討を基に策定されることとされていた（図14）。

さらに、安全上特に重要な施設においては、この設計地震の1.5倍の強さの地震波（安全余裕検討用地震動）を用いて安全上の余裕を確保することとされていた。

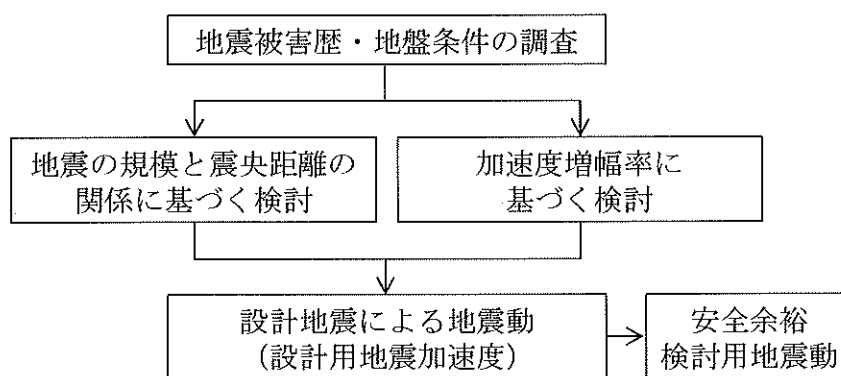


図14 玄海2号機建設時の耐震設計の基準となる地震動の策定フロー

#### イ 設計地震による地震動（設計用地震加速度）の策定

被告は、玄海2号機建設時において、図14に示したフローに基づき、設計地震による地震動（設計用地震加速度）を策定した。

##### （ア）玄海地点付近の地震被害歴

被告は、日本古来の地震被害に関する地震史料（古文書、日記等）をもとにして各地震の規模、震央及び被害状況をまとめた「理科年表」等に基づいて、玄海地点付近の地震被害歴を調査した。

調査の結果、玄海地点付近に被害を与えた地震は存在しなかったが、佐賀県及びその周辺に発生した地震で記録に残っているものとして、地震の規模（マグニチュード）と震央距離から玄海2号機の敷地に何らかの影響があったと思われる地震は、以下に示す3つの地震であった【乙2-1-5(6-5-2～3頁)】。なお、Mはマグニチュード、 $\Delta$ は震央距離を示す。

- ① 肥前地震 (1831年11月14日, M6.1, Δ55km)
- ② 筑前糸島地震 (1898年8月10日, M6.5, Δ33km)
- ③ 千々石湾地震 (1922年12月8日, M6.5, Δ92km)

(イ) 玄海地点の地盤条件

被告は、玄海2号機敷地の岩盤の振動性状を解明するため、基礎底盤位置の岩盤、中間層及び地表の3点に地震計を設置して地震観測を行い、観測値(最大加速度振幅比)から、岩盤に対する地表の加速度増幅率を求めた。その結果、地表の加速度増幅率は、2.5倍～5.5倍程度(岩盤上の揺れは地表の約0.2倍～0.4倍)であった。また、地表及び岩盤上で常時微動測定<sup>23</sup>を実施したが、岩盤上では特に揺れの増幅は見られなかった。

この結果をふまえ、被告は、玄海2号機の敷地が地震による揺れが大きくなる特性がない地盤条件であることを確認した。

(ウ) 設計地震による地震動(設計用地震加速度)の設定

a 地震の規模と震央距離の関係に基づく検討

上記「(ア) 玄海地点付近の地震被害歴」に記載した①肥前地震、②筑前糸島地震、③千々石湾地震の3つの地震について、地震の規模(マグニチュード)と震央距離の関係から基盤における最大加速度を求める金井式等の複数の計算式を用いて、玄海地点の基盤における最大加速度を求めた。その結果、最大のものは②筑前糸島の地震であり、80ガル<sup>24</sup>程度となった。

b 加速度増幅率に基づく検討

上記「(ア) 玄海地点付近の地震被害歴」の②筑前糸島地震時の玄海地点における震度階は、強震(震度V)程度となる。強震(震度V)の場合、気象庁の「地震観測指針」によれば地表における加速度は80～250ガルとされており、上記で述べた玄海地点の岩盤に対する加速度増幅率を2.5倍として、玄海地点の岩盤の加速度を求めると、30～100ガル程度となる。【乙2-1-5(6-5-6頁)】

c 設計地震による地震動(設計用地震加速度)の策定

以上を踏まえ、設計地震による地震動(設計用地震加速度)としては、上記の地震の規模と震央距離の関係に基づく検討結果(80ガル程度)及び加速

度増幅率に基づく検討結果（30～100ガル）の最大値である100ガルに安全側の余裕を見込んで180ガルと設定した。

さらに、安全上特に重要な施設に対しては設計地震による地震動（設計用地震加速度（180ガル））の1.5倍の270ガルを安全余裕検討用地震動として策定した。【乙2-1-5（6-5-6頁）】

（エ）以上のとおり、被告は、玄海2号機建設時の耐震設計においても、当時、最新かつ信頼性のおける原子力発電所耐震設計技術指針等に基づき、最も信頼が高かった文献の調査により被害地震歴を調査するとともに、地震観測や常時微動観測を実施し、地域的な特性を把握した上で、地震による揺れを評価し、耐震設計の基準となる地震動を策定した。

## （2）耐震安全性評価結果

ア 被告は、玄海2号機について、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1970）等に基づき耐震設計を行った。

具体的には、①重要な安全機能に係るAクラスの建物・構築物及びそれらに設置される機器・配管系については、建築基準法に示される震度<sup>25</sup>の3倍の震度（機器・配管系はさらに2割増しの3.6倍）から得られる静的地震力<sup>25</sup>と、設計用地震加速度（最大加速度180ガル）から得られる動的地震力とに対して安全機能が保持できるように設計した。さらにAsクラスの原子炉格納容器及び原子炉安全停止機構<sup>26</sup>については、安全余裕検討用地震動（最大加速度270ガル）から得られる動的地震力に対して安全機能が保持できるように設計した。（なお、上記Aクラス又はAsクラスの建物・構築物及びそれらに設置される機器・配管系については、上記1の「安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系」と同じである。）

また、②Bクラスの建物・構築物及びそれらに設置される機器・配管系については、建築基準法に示される震度の1.5倍の震度（機器・配管系はさらに2割増しの1.8倍）から得られる静的地震力に対してその機能を保持でき

<sup>25</sup> 建築基準法に示される震度は、重力の0.2倍（約200ガルに相当）を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる。なお、気象庁が地震情報として発表する震度は、揺れの大きさの程度を10段階で表した震度階級のことであり、ここで用いる震度とは別のものである。

るよう設計し、③ Cクラスの建物・構築物及びそれらに設置される機器・配管系については、建築基準法に示される震度の1倍の震度（機器・配管系はさらに2割増しの1.2倍）から得られる静的地震力に対してその機能を保持できるよう設計した。

イ 被告は、上記アに基づき設計した玄海2号機について、安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系が静的地震力（建築基準法に示される震度の3倍の震度、機器・配管系は同3.6倍の震度）及び設計用地震加速度（最大加速度180ガル）による地震力（荷重）によって変形することなくその機能を喪失することのないことを、さらに原子炉格納容器及び原子炉安全停止機構が安全余裕検討用地震動（最大加速度270ガル）による地震力（荷重）によってその機能を喪失することのないことを評価（構造強度評価）し、耐震安全性を確保していることを確認した。

また、Bクラスの建物・構築物及びそれらに設置される機器・配管系については、建築基準法に示される震度の1.5倍の震度（機器・配管系は同1.8倍の震度）から得られる静的地震力に対してその機能を喪失することのないことを、Cクラスの建物・構築物及びそれらに設置される機器・配管系については、建築基準法に示される震度の1倍の震度（機器・配管系は同1.2倍の震度）から得られる静的地震力に対してその機能を喪失することのないことをそれぞれ評価し、それぞれ耐震安全性を確保していることを確認した。

### 3 玄海3，4号機建設時に策定した基準地震動 $S_1$ 及び $S_2$ による玄海2号機の耐震安全性評価

1995年に発生した兵庫県南部地震による被害の甚大さに鑑み、被告を含む電気事業者は、玄海2号機を含む旧指針制定前に設計された全プラントについて、自主的に旧指針の考え方に照らした耐震安全性の確認を実施した。

#### (1) 基準地震動 $S_1$ 及び $S_2$ の策定

##### ア 旧指針に基づく基準地震動 $S_1$ 及び $S_2$ の策定手法

##### (ア) 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(旧指針)の制定

玄海3・4号機建設時は、昭和53年に制定された「発電用原子炉施設に関

する耐震設計審査指針」(旧指針)に基づき、基準地震動  $S_1$  及び  $S_2$  を策定して耐震設計を行った。この旧指針は、原子力委員会・原子炉安全専門審査会(当時)の下部機構として設置された耐震設計検討会において、多数の専門家を交えて、数年にわたる審議・検討を経て制定されたもので当時の最新の知見が反映されたものであった。

具体的には、旧指針制定前から考慮していた過去地震(被害地震歴)の検討に加え、当時定着した知見を踏まえ活断層による地震<sup>d</sup>を考慮するための具体的な調査方法<sup>e</sup>や、地震地体構造<sup>27</sup>の考え方に基づき、それぞれの地域で地震の最大規模を想定すること、応答スペクトルに基づく手法を原子力発電所の基準地震動の評価に用いること等が明記され、従来の地震動評価手法から高度化された。また、念には念を入れて耐震設計を行うという観点から直下地震による基準地震動  $S_2$  を策定することとされた。

旧指針では、原子力発電所耐震設計技術指針等と同様、原子力発電所における安全上重要な施設は、建築基準法の3倍(機器・配管系はさらに2割増しの3.6倍)を想定した静的地震力と設計用最強地震に基づく基準地震動  $S_1$  による動的地震力に対して、弾性範囲に収まるよう、設計することとされていた。さらに、安全上特に重要な施設に対しては、設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  及び直下地震による基準地震動  $S_2$  による動的地震力を用いてその安全機能が保持できることを確認(チェック)することとされていた(図15)。

なお、旧指針における基準地震動  $S_1$  及び  $S_2$  は、旧指針制定前の設計用地震加速度及び安全余裕検討用地震動にそれぞれ対応するものである。

<sup>d</sup> 旧指針設定当時、急激な断層運動すなわち地震の発生であるという考えが定着し、活断層が地震発生の可能性を持つ場所として注目された。

<sup>e</sup> 「原子力発電所の地質、地盤に関する安全審査の手引き」により、敷地内外の地質、基礎岩盤の物性に関する調査方法が明記された。

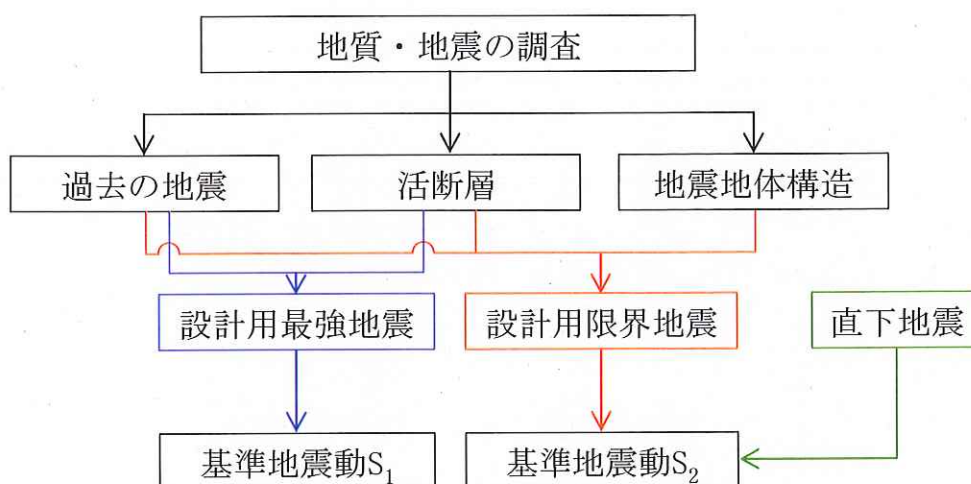


図15 基準地震動  $S_1$  及び  $S_2$  の策定フロー

(イ) 設計用最強地震による基準地震動  $S_1$  及び設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  の策定手法 (図15)

a 設計用最強地震

設計用最強地震 (基準地震動  $S_1$  をもたらす地震) としては、歴史的資料から過去において敷地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が再び起こり、敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれのある地震及び近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層 (1万年前以降に活動した可能性のあるもの) による地震のうちから最も影響の大きいものを想定するとされた。

b 設計用限界地震

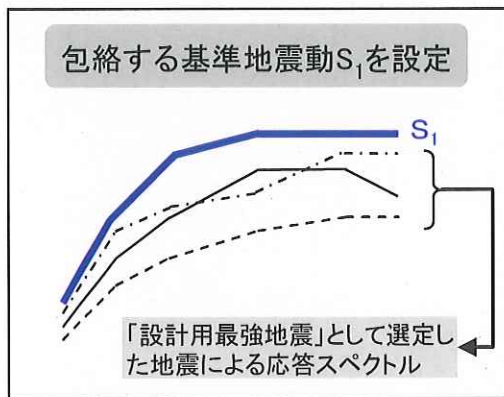
設計用限界地震 (基準地震動  $S_2$  をもたらす地震) としては、地震学的見地に立脚し設計用最強地震を上回る地震について、過去の地震の発生状況、敷地周辺の活断層の性質 (5万年前以降に活動した可能性のあるもので活動性の低い活断層) 及び地震地体構造に基づき、工学的見地からの検討を加え、最も影響の大きいものを想定するとされた。

c 地震動評価手法について (応答スペクトルに基づく評価手法)

設計用最強地震及び設計用限界地震としてそれぞれ抽出された地震について、当時の最新の応答スペクトルに基づく評価手法である大崎による手法による地震動評価をそれぞれ実施して、設計用最強地震による基準地震動  $S_1$  及び設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  を策定する。具体的には、

設計用最強地震による基準地震動  $S_1$  及び設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  の策定では、設計用最強地震及び設計用限界地震として選定した複数の地震について大崎による手法により算出された応答スペクトルをすべて包絡する応答スペクトルをそれぞれ基準地震動  $S_1$  及び基準地震動  $S_2$  として策定していた (図 1 6)。

### 基準地震動 $S_1$ (弾性設計用)



### 基準地震動 $S_2$ (チェック用)

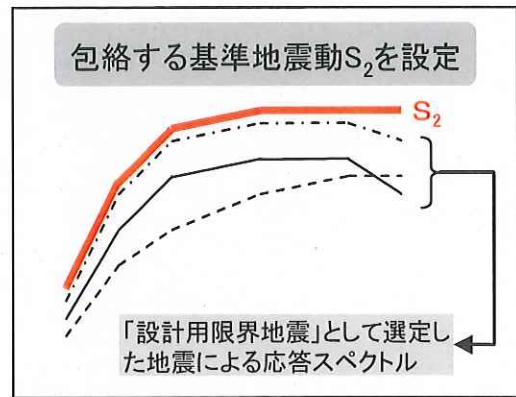


図 1 6 基準地震動  $S_1$  及び  $S_2$  の策定方法 (包絡のイメージ)

### (ウ) 直下地震による基準地震動 $S_2$ の策定

文献調査に基づく過去の地震、地質調査に基づく活断層による地震や地震地体構造を踏まえた設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  を策定する一方、活断層の有無にかかわらず、実際に起きる地震との関連はないが、その程度の地震が発生したと仮定しても安全が保たれるように、念には念を入れた耐震設計を行っておくとの観点から、さらに安全評価の立場から原子炉施設の設計条件の一つとして、直下地震による基準地震動  $S_2$  (設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  と区別するため、以下「 $S_N$ 」という記載を併記する) を策定することが求められた (38 頁図 1 5)。なお、直下地震による基準地震動  $S_2$  ( $S_N$ ) は、マグニチュード 6.5、震源距離 10km を想定することとされていた。

直下地震による基準地震動  $S_2$  ( $S_N$ ) は、設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  とは、その策定の位置づけ、震源距離や規模において性質が異なるものであるため、設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  とは別に策定していた。したがって、旧指針では、基準地震動  $S_2$  には、設計用限界地震による基準地震動

S<sub>2</sub>と直下地震による基準地震動 S<sub>2</sub> (S<sub>N</sub>) の2つが存在する。

#### イ 基準地震動 S<sub>1</sub> 及び S<sub>2</sub> の策定

玄海3・4号機建設時の耐震設計に用いた基準地震動 S<sub>1</sub> 及び S<sub>2</sub> は、図15に示したフローに基づき策定した。

##### (ア) 過去の地震から想定される地震

被告は、地震カタログとして当時最も信頼が高かった「日本被害地震総覧」及び「宇佐美カタログ(1979年)」に基づいて、九州地方における被害地震の震央位置・マグニチュード・被害状況等を調査した。

調査の結果、地震カタログには、敷地に震度V以上の揺れを与えたと推定される地震の記載はなかったが、地震史料において、1700年壱岐・対馬付近の地震についての記載があった。

##### ① 1700年壱岐・対馬付近の地震 (1700年4月13日, M7.0, Δ35km)

同地震は、震央位置・マグニチュード等は不明であるが、被害に関する記述により、壱岐で震度VI程度、対馬及び平戸で震度V程度の地震動を与えたと推定されることから、地震規模はマグニチュード7クラスであり、震央位置は、壱岐・対馬間の壱岐に近い海峡にあったものと想定された。同地震の規模を、マグニチュード7、震央距離を約35kmと想定すれば、敷地に震度V程度の地震動を与えたと考えられた。【乙3-1-5 (6-5-1~6-5-5頁)】

以上より、過去の地震のうち敷地に最も影響の大きい地震として、①1700年壱岐・対馬付近の地震を設計用最強地震として考慮した。

##### (イ) 活断層から想定される地震

###### a 敷地から半径30km以内の断層

被告は、当時断層に関する最新の文献であった「日本の活断層」等の文献調査及び空中写真の判読結果を基に、敷地から半径30km以内の断層として、陸域については、①真名子-荒谷峠断層、②竹木場断層、③楠久断層、④国見断層及び⑤佐々川断層を抽出した。このうち、現地調査の結果から、①真名子-荒谷峠断層は下末吉期以降の活動はなく、⑤佐々川断層は小原台段丘相当の時期以降の活動はないものと考えられ、地震動の評価の対象とはしなかった。また、②竹木場断層、③楠久断層及び④国見断層



については、いずれも規模が小さく仮に活動しても敷地への影響は小さいと考えられ、地震動の評価の対象とはしなかった。【乙3-1-5 (6-5-7頁)】

敷地前面海域については、海上音波探査の結果から断層の存在は認められるものの、いずれも連続性に乏しく小規模であることから、敷地への影響は小さいと考えられ、地震動の評価の対象とはしなかった。

b 敷地から半径 30km から 150km の範囲内の断層

被告は、当時断層に関する最新の文献であった「日本の活断層」を基に、敷地から半径 30km から 150km の範囲内の断層として、陸域については、①福智山断層、②西山断層系、③水縄断層系、④雲仙地溝断層群、⑤別府北断層、⑥布田川一日奈久断層系及び⑦日奈久断層系を抽出した。これらの各断層について、断層規模から想定される地震のマグニチュード、断層の中央を震央とした震央距離及び敷地で想定される震度について精査した結果、敷地に震度 V 程度以上の地震動を与えると推定される活断層はなかった。【乙3-1-5 (6-5-7頁)】

敷地周辺海域については、当時断層に関する最新の文献であった「海底地質構造図」 ，「日本海南部および対馬海峡周辺広域海底地質図」 ，「日本の活断層」，及びその他の文献を基に、敷地周辺海域の断層を抽出して精査した。

対馬一五島西方海域には、文献において断層の存在が記載されているが、被告が実施した海上音波探査結果から、これらの断層は、長さが短く、敷地からの距離も遠いことから、敷地への影響は小さいので、地震動の評価の対象としなかった。

また、対馬一五島西方海域に分布する断層以外の断層については、海上保安庁の音波探査記録を検討した結果、第四紀層に相当する浅部には断層が認められないものが多く、認められてもその延長は短く、敷地からの距離も遠いことから、敷地への影響は小さいので、地震動の評価の対象としなかった。

c 敷地の地震動に評価すべき活断層

以上より、敷地の地震動に評価すべき活断層はなかった【乙3-1-5 (6-5-7～6-5-8頁)】。

(ウ) 地震地体構造から想定される地震

「地震第2輯第20巻」の宮村の地震帯の分類によれば、九州地方の地震帯は3つに分類され、敷地及びその周辺は「現在も活動的なやや古い島弧（琉球弧）の地震帯」に属する。

地震地体構造上敷地周辺で起こり得る限界的な地震を考慮するに当たっては、過去の地震の生起状況等から、ほぼ九州全域は、地震学上、マグニチュード7.5が起こり得る上限とする知見が得られていた。

当地域における地震の発生状況としては、敷地周辺ではほとんど地震の発生がみられないこと、敷地に最も近い位置に1700年壱岐・対馬付近の地震（マグニチュード7.0、震央距離35km）が発生していることなどから、地震地体構造上考慮する限界的な地震として、マグニチュード7.5、震央距離35kmを想定した【乙3-1-5（6-5-9～6-5-11頁）】。

(エ) 敷地地盤の振動特性の確認

被告は、玄海3・4号機敷地の岩盤の振動性状を解明するため、地表及び基礎底盤位置の岩盤上に地震計を設置して常時微動観測を実施し、さらに、岩盤上、中間層及び地表の4点に地震計を設置して地震観測を行い、得られた記録の分析を行った。その結果、岩盤には特異な揺れの増幅の傾向がなく、敷地地盤は、十分な広がりと深さをもった硬質地盤としての振動特性を示していることを確認した。【乙3-1-5（6-5-12～6-5-13頁）】

(オ) 設計用最強地震による基準地震動  $S_1$  の策定

設計用最強地震は、前記「3（1）ア（イ）a 設計用最強地震」（38頁）にて述べたとおり、i 歴史的資料から過去において敷地またはその近傍に影響を与えたと考えられる地震が再び起こり、敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれのある地震、ii 近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震のうちから、最も影響の大きいものを想定する。

以上の観点から検討した結果、上記「（ア）過去の地震から想定される地震」に記載した1700年壱岐・対馬付近の地震（M7.0、 $\Delta$ 35km）を設計用最強地震として考慮した。

この抽出した地震について、大崎による手法による地震動評価を実施し、

設計用最強地震による基準地震動  $S_1$  (最大加速度 188 ガル) を策定した。【乙 3-1-4 (6-5-88 頁)】

(カ) 設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  の策定

設計用限界地震は、前記「3 (1) ア (イ) b 設計用限界地震」(38 頁) にて述べたとおり、地震学的見地に立脚し、設計用最強地震を上回る地震について、i 過去の地震の発生状況、ii 敷地周辺の活断層の性質、iii 地震地体構造に基づき工学的見地からの検討を加え、最も影響の大きいものを想定する。

以上の観点から検討した結果、上記「(ウ) 地震地体構造から想定される地震」に記載した地震 (M7.5,  $\Delta$  35km) を想定し、設計用限界地震として考慮した。

この抽出した地震について、応答スペクトルに基づく評価手法である大崎による手法による地震動評価を実施し、設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  (最大加速度 275 ガル) を策定した。

(キ) 直下地震による基準地震動  $S_2$  ( $S_N$ ) の策定

被告は、当時最も信頼が高かった文献の調査に基づく過去の地震、当時最新的手法を用いた徹底的な地質調査等に基づく活断層による地震や地震地体構造を踏まえた設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  を策定した。当時の最新の調査及び評価手法による基準地震動  $S_2$  を超える地震が発生する可能性は低いと判断したが、さらに安全評価の立場から、直下地震 (M6.5, 震源距離 10km) も考慮した。

直下地震は、実際に起きる地震との関連はないが、その程度の地震が発生したと仮定しても安全が保たれるように念には念を入れた耐震設計を行っておくとの安全評価の観点から要求されていたものである。直下地震による基準地震動  $S_2$  ( $S_N$ ) (最大加速度 370 ガル) を策定した。なお、前述のとおり、直下地震による基準地震動  $S_2$  ( $S_N$ ) と設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  は、その趣旨を異にするものであるため、設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  とは別に策定している。

(ク) 以上のとおり、玄海3・4号機建設時も、当時の最新の手法による徹底した地質調査や最新の地震史料等に基づき、敷地地盤は堅固な地盤であること、常時微動観測や地震観測により敷地地盤には特異な増幅がないことなど地域的な特性を把握し、最新の知見に基づく地震による揺れを評価する手法による評価を実施して、設計用最強地震による基準地震動  $S_1$  (最大加速度 188 ガル)、設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  (最大加速度 275 ガル) 及び直下地震による基準地震動  $S_2$  ( $S_N$ ) (最大加速度 370 ガル) を策定した。

## (2) 耐震安全性評価結果

被告は、上記(1)のとおり策定した基準地震動  $S_1$  (最大加速度 188 ガル)、基準地震動  $S_2$  (最大加速度 275 ガル) または基準地震動  $S_2$  ( $S_N$ ) (最大加速度 370 ガル) による地震力が作用した場合においても、玄海2号機の安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系が変形もしくは著しく変形することなくその機能を喪失することのないこと(構造強度評価)、並びに安全上重要な機器のうちポンプ・電動機等の動的機器及び制御盤・電源盤等の電気機器がその機能を維持できること(動的機能維持評価または電氣的機能維持評価)を適切な地震力(加速度)を用いてそれぞれ評価し、耐震安全性を確保していることを確認した。

## 4 耐震設計審査指針の改訂に伴う玄海2号機の耐震安全性評価(耐震バックチェック)

原子力安全委員会(当時)は、旧指針制定後の地震動評価手法の高度化や地震学及び地震工学における新知見の蓄積等を踏まえ、耐震安全性に係る安全審査指針類について新知見を反映しより適切な指針類とするための調査審議を行い、パブリックコメント等を経て、平成18年9月、耐震設計審査指針の改訂(以下「改訂指針」という。)**【乙88】**を行った。

そして、平成18年9月、国は、被告を含む各原子力事業者に対して、既設発電用原子炉施設について改訂指針に照らした耐震安全性評価(以下「耐震バックチェック」という。)を実施するよう、具体的には、①基準地震動  $S_s$  を策定すること、②Sクラスの施設について基準地震動  $S_s$  に対する安全機能の保持の確認を行うこと、③地震随件事象に対する考慮として、津波に対する安全性に

関する評価を行うこと等の指示を発出した【乙 89 (別添) 2~3 頁】。その後、国は、平成 19 年 7 月の新潟県中越沖地震から得られた新たな知見について耐震バックチェックに反映するよう指示を出した【乙 90】。

被告は、国の指示を受け、玄海原子力発電所について、地質調査に基づき基準地震動  $S_s$  (最大加速度 540 ガル) を策定するとともに、玄海 1, 2, 3 及び 4 号機における主要設備の耐震安全性評価を取りまとめた中間報告書を平成 21 年 3 月 26 日に経済産業省へ提出した。この中間報告の内容については、国の審議が行われ、基準地震動  $S_s$  の策定及び玄海 3 号機の主要な設備の耐震安全性評価結果が妥当との評価を受け【乙 91 (38~39 頁), 乙 92 (15 頁)】, 平成 22 年 3 月 26 日、被告は、玄海 2 号機の耐震安全性評価結果に係る報告書 (最終報告) を提出した【乙 13】。

以下、耐震設計審査指針の改訂の経緯と概要、基準地震動  $S_s$  の策定内容及び玄海 2 号機の基準地震動  $S_s$  に対する耐震安全性評価について述べる。

#### (1) 改訂指針の経緯及び概要

##### ア 兵庫県南部地震による知見

(ア) 1995 年に発生した兵庫県南部地震では、日本で初めて震源近傍で強震動 (被害をもたらすような強い地震動) が観測され、「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」が強震動やそれによる被害に大きく影響していることが明らかになった。これによって、将来の地震における強震動を高精度で予測するためには、それらの 3 つの特性 (地域的な特性) を考慮した地震動評価を行う必要があることが広く認識され、地震に関し様々な調査及び観測が行われた。その結果、地震学や地震工学等の新たな知見が急速に蓄積された。

(イ) 具体的には、兵庫県南部地震では、震源となった断層 (震源断層) の直上ではなくやや離れた南側に震度 7 の「震災の帯」と呼ばれる被害の集中域が現れた (図 1 7, 「震災の帯」は赤線で囲った領域)。この「震災の帯」及びその周辺では、建物等の固有周期と概ね同じ周期 1 秒前後のパルス (振幅の急峻な変化) を有する強震動が観測され (図 1 8), これが建物等の被害を生じさせた原因であると考えられた。断層モデルによるシミュレーション

による検証の結果、震源における断層破壊による進行方向でアスペリティから放出された大きな地震波が重なりあう（震源の指向性）ことにより周期 1 秒前後の強震動パルスが生成されたことが分かった（図 19）。さらに、断層の南側の堆積層により地震波が増幅することにより、断層の直上ではなくやや離れた南側に「震災の帯」が現れたことが分かった（図 20）。この成果により、震源の破壊過程（震源特性）や震源から評価地点までの地震波の伝播過程（伝播経路特性・サイト特性）を精緻に評価可能な断層モデルを用いた手法が脚光を浴び、著しい発展を遂げた。

(ウ) 旧指針において地震動評価に用いられていた距離減衰式や応答スペクトルに基づく手法（大崎による手法など）では、最大加速度や応答スペクトルなどによる揺れの評価が主流であり、兵庫県南部地震で大きな被害の要因となったパルスを有する強震動（時刻歴波形）を考慮することはできなかった。上記のとおり兵庫県南部地震では、構造物の耐震性を精緻に把握するには、最大加速度や応答スペクトルなどを用いた評価だけでなく、地震による揺れを表現する時刻歴波形（動的解析に用いるもの）による評価が極めて重要であることが認識された。そのため、震源断層の破壊過程（震源特性）及び震源から対象地点までの地下構造による波動伝播特性（伝播経路特性・サイト特性）を反映した時刻歴波形を直接作成する、断層モデルを用いた評価手法が特に震源近傍の地震動評価では重要なものと位置づけられるようになった。

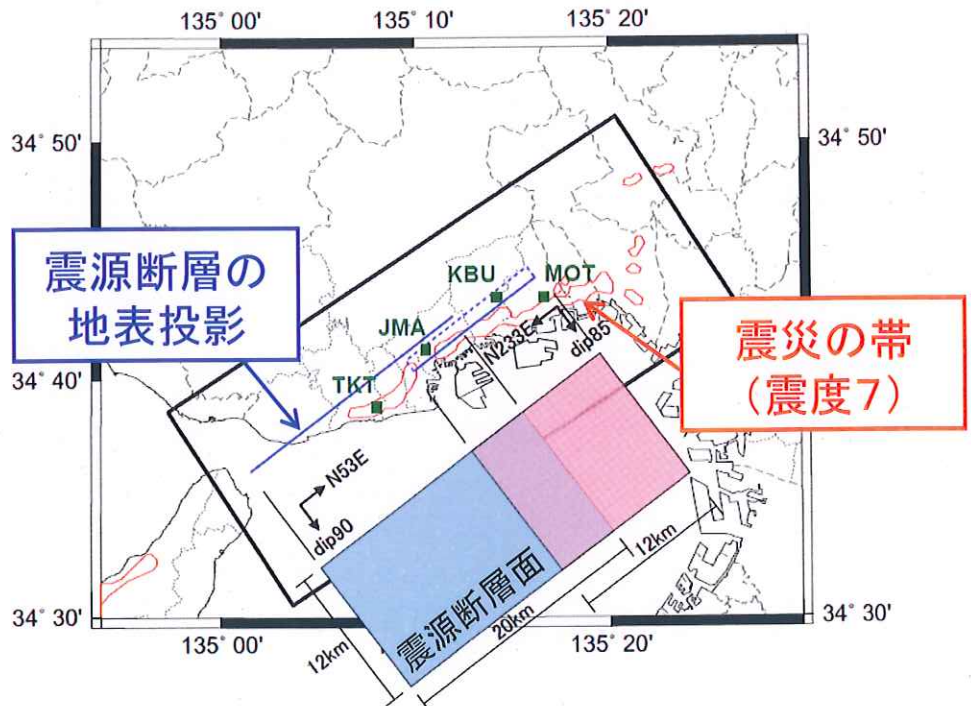


図 1 7 1995 年兵庫県南部地震の震源と「震災の帯」(震度 7)  
(松島・川瀬(2009)に加筆)

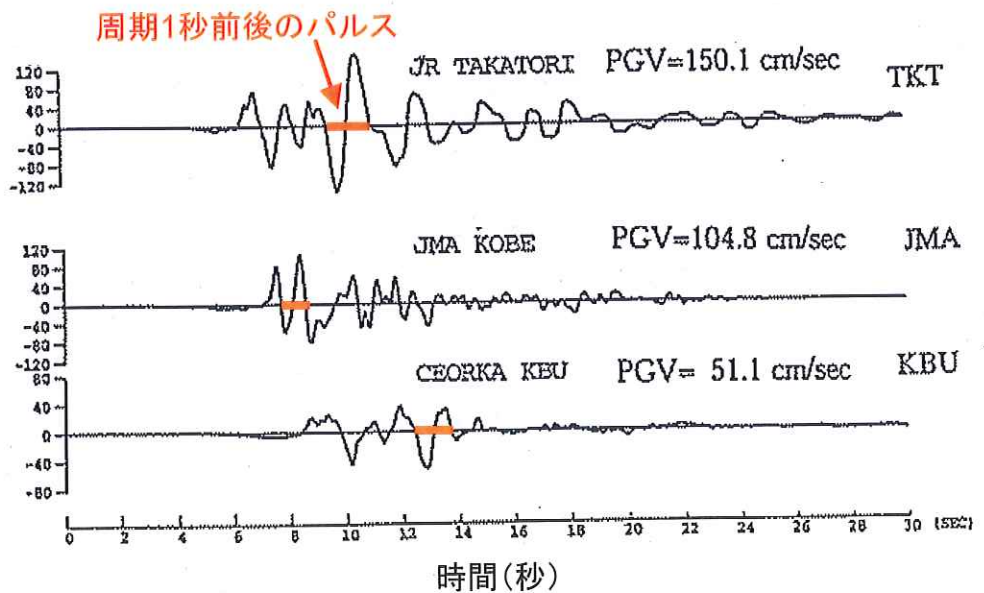


図 1 8 「震災の帯」及びその周辺における観測記録(速度波形)  
(日本建築学会 地震荷重(2000)に加筆・修正)

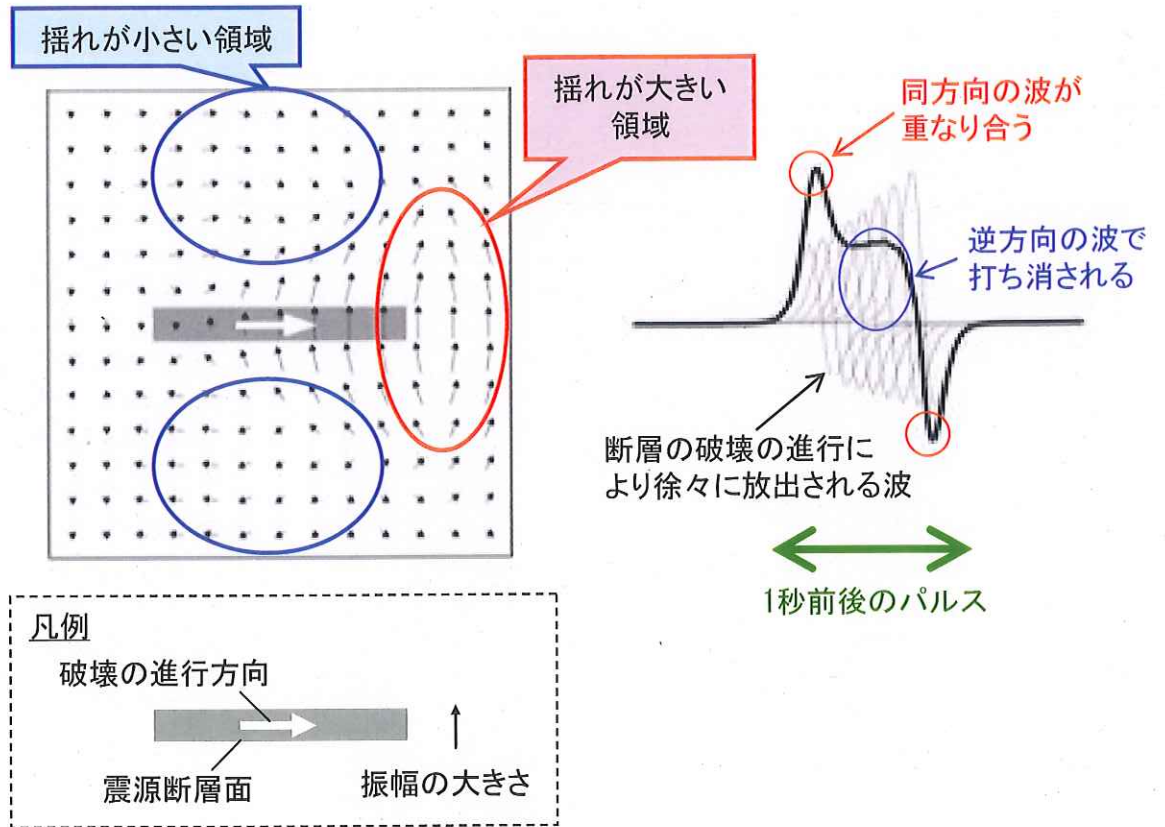


図19 震源の指向性のイメージ (瀬瀬(2005)に加筆)

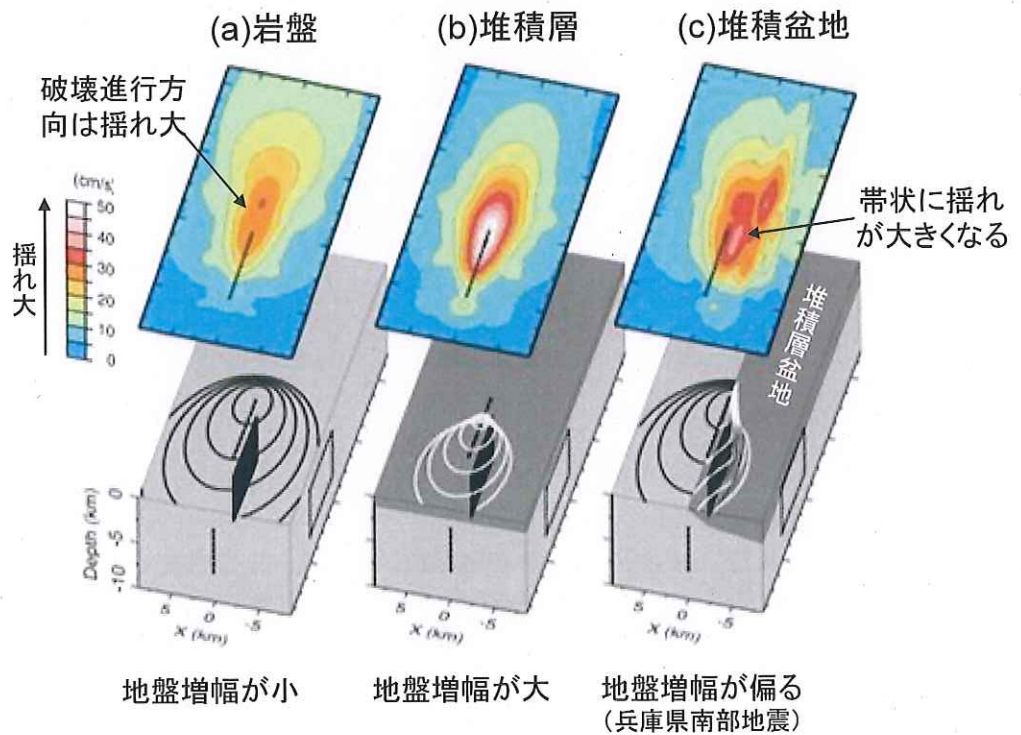


図20 強震動シミュレーション (瀬瀬(2005)に加筆)



## イ 観測データ等の蓄積と地震動評価手法の高度化

(ア) 兵庫県南部地震は、日本の地震防災対策に関する多くの課題を浮き彫りにした。この兵庫県南部地震による甚大な被害経験を活かすため、総理府（当時）に地震調査研究推進本部が設置され、全国の強震動観測網の構築と併せて活断層調査、地下構造調査等が行われた。この強震動観測網の充実により、精度良い地震動が観測されるようになり、その観測記録に基づく断層モデルを用いた解析等により、「震源特性」に係るデータが数多く蓄積された。その結果、これらの「震源特性」に係るデータを踏まえ、震源特性に係る過去の地震の平均像を捉えた震源のスケーリング則<sup>28</sup>（断層面積と地震モーメントの関係、地震モーメントと短周期レベルの関係など）が提案されるようになった（入倉・三宅(2001)【乙22】や壇ほか(2001)【乙42】による知見など）。

(イ) さらに、これらの各種の震源のスケーリング則（過去の地震の平均像）に係る知見が集約され、強震動を高精度に予測するための、「誰がやっても同じ答えが得られる標準的な方法論」として、「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」（以下「強震動予測レシピ」という。）が作成された【乙24】。その結果、震源特性に係る過去の地震の平均像を捉えることができるようになり、その平均像と各地域で得られた震源特性を比較することで、当該地域の震源特性を把握できるようになった。例えば、「震源特性」のうち強震動に直接影響する短周期レベルA<sup>29</sup>について、壇ほか（2001）【乙42】や佐藤（2010）【乙58】、佐藤（2012）【乙93】等の知見により、日本海溝沿いの太平洋プレートで発生する宮城県沖のプレート間地震は、平均像（太平洋プレートのプレート境界地震の平均像）と比べて短周期レベルAが大きいことや内陸地殻内地震のうち横ずれ断層型の地震は平均像（内陸地殻内地震の平均像）に比べて短周期レベルAが小さいことなどの地域的な特性が明らかになった。

(ウ) また、従来から地震による揺れの評価に用いられていた応答スペクトルに基づく地震動評価手法においても、強震動観測網の充実により、今まで以上に数多くの観測記録を統計的に回帰することができ、過去の地震の平均像を精度よく評価できるようになった。その結果、応答スペクトルに基づく地震

動評価手法においても、過去の地震の平均像と各地域で得られた観測記録との比較により、当該地域の地震像の地域的な特性を把握することができるようになった。

(エ) さらに、「伝播経路特性」及び「サイト特性」についても、都市部の関東平野、濃尾平野、大阪平野を中心に地下構造調査が行われ、各地域の「伝播経路特性」、「サイト特性」による影響が検討された。

(オ) 以上のように、兵庫県南部地震を契機に、地震動評価手法に関する研究が大きく進展した結果、地域的な特性（「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を詳細に考慮できる地震動評価手法へと高度化し、一般的に用いられるようになった。

## ウ 改訂指針の概要

### (ア) 改訂指針の主要な変更点

改訂指針における基準地震動に関する主な変更点は、①旧指針における設計用最強地震による基準地震動  $S_1$ 、設計用限界地震による基準地震動  $S_2$  及び直下地震による基準地震動  $S_2(S_N)$  が基準地震動  $S_s$  に一本化されたこと、②基準地震動  $S_s$  の策定に当たっては、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」に分けて策定すること及び③基準地震動の策定において、「残余のリスク<sup>30</sup>」が存在することを十分認識しつつ、適切な考慮を払うことが求められたことが挙げられる【乙 88】。なお、一本化された基準地震動  $S_s$  の中で、旧指針における直下地震による基準地震動  $S_2(S_N)$  だけは、その策定の趣旨が異なることから、「震源を特定せず策定する地震動」として別個に策定することが定められた（図 2 1）。

この基準地震動  $S_s$  に加え、弾性設計用地震動  $S_d$ （基準地震動  $S_s$  の 0.5 倍以上で設定することを要求）として、安全上重要な施設の弾性設計用の地震動（施設の各部材が弾性範囲内におさまるよう設計するための地震動）も策定することとなった。基準地震動  $S_s$  は、弾性設計用地震動  $S_d$  に基づき弾性設計された安全上重要な施設が塑性領域（荷重による変形が弾性領域を超え、荷重がなくなった後にもとの形状に戻らない変形の領域）まで達したとして

も耐震安全性（施設としての安全機能）が確保できるかどうかを確認（チェック）するために用いるものである。したがって、改訂指針による基準地震動  $S_s$  は旧指針による基準地震動  $S_2$ ，改訂指針による弾性設計用地震動  $S_d$  は旧指針による基準地震動  $S_1$  に対応するものである。

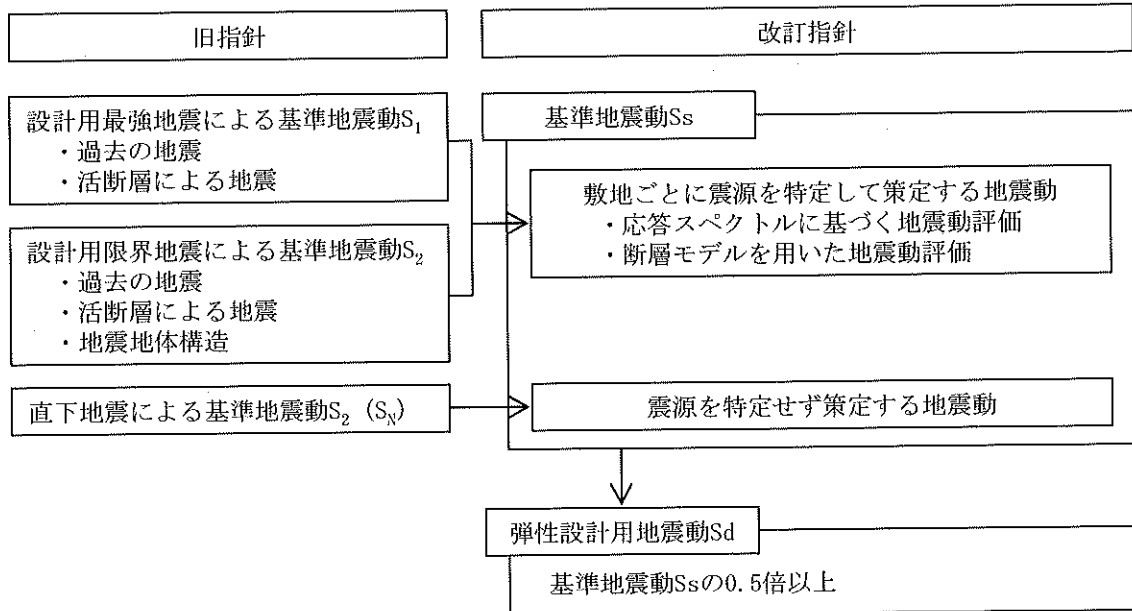


図 2 1 旧指針と改訂指針の比較

改訂指針における「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」の具体的な要求事項は、以下に述べるとおりである。

(イ) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

a 改訂指針の要求事項

改訂指針における「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、具体的には以下のとおり要求されている【乙 88】。

- ①「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」の双方を実施すること
- ②基準地震動  $S_s$  の策定に当たって考慮すべき活断層の評価基準を後期更新世（12～13 万年前）以降の活動が否定できないものとしたこと
- ③基準地震動  $S_s$  の策定過程における不確かさについて適切な手法を用いて考慮すること
- ④地震動評価に当たっては、地震発生様式、地震波伝播経路等に応じた諸特

性（その地域における特性を含む。）を十分に考慮すること

上記①のとおり，改訂指針では，「応答スペクトルに基づく地震動評価」と「断層モデルを用いた手法による地震動評価」との両方の長所を活かし，それぞれによる基準地震動  $S_s$  を策定することとされた。

#### b 応答スペクトルに基づく地震動評価

「応答スペクトルに基づく地震動評価」においては，複数選定した検討用地震について各々の応答スペクトルを求めた後，それらを全て包絡する応答スペクトル（以下「設計用応答スペクトル」という。）を設定することとされている。この評価方法は，旧指針から何ら変わらないものである（旧指針における評価手法については 36～40 頁）。

#### c 断層モデルを用いた手法による地震動評価

「断層モデルを用いた手法による地震動評価」は，地震動の実像を精緻に評価するものである。「断層モデルを用いた手法による地震動評価」では，前記「第 4 4 (1) ア 兵庫県南部地震による知見」(45 頁)において述べたとおり，震源断層の破壊過程（震源特性）及び震源から対象地点までの地下構造による波動伝播特性（伝播経路特性・サイト特性）を反映した時刻歴波形を作成することが可能である。加えて，地域的な特性（「震源特性」，「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を反映することが可能である。

この断層モデルを用いた手法によって作成された時刻歴波形から求められた応答スペクトルは，「応答スペクトルに基づく地震動評価」による応答スペクトルとは異なり，その地域の地震動の諸特性（周波数特性，継続時間，位相特性等）が反映されており，地域的な特性を反映した地震動評価のためには時刻歴波形や応答スペクトルの形状（凹凸）が重要である。

したがって，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」により求めた応答スペクトル（時刻歴波形から求めた応答スペクトル）については，「応答スペクトルに基づく地震動評価」のようにいくつかの応答スペクトルを包絡させるのではなく，各々をそのまま用いることとされている。

すなわち，検討用地震の震源として設定した断層ごとに「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行うことから，「断層モデルを用いた手法によ

る地震動評価」では、複数の応答スペクトルが設定されることになる（図 2 2）。

d 「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  $S_s$

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の地震動評価は、「応答スペクトルに基づく地震動評価」により求めた「設計用応答スペクトル」（1つ）、及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」において検討用地震ごとに設定された応答スペクトル（複数）を基にそれらと比較して策定する（図 2 2）。

「断層モデルを用いた手法による地震動評価」による地震動（時刻歴波形）には、地域的な特性を含む地震動の諸特性が反映されているため、この地震動を個別に直接安全性評価に用いることが合理的である。「断層モデルを用いた手法による地震動評価」による地震動から設定した複数の基準地震動には地震の被害に影響する当該地域の地震動の諸特性が反映されていることから、これら複数の基準地震動を包絡する応答スペクトルを作成すると、これらの諸特性を考慮できなくなるため、それぞれ個別に基準地震動  $S_s$  として策定することが基本である。

もともと、「応答スペクトルに基づく地震動評価」により求めた「設計用応答スペクトル」が、全周期帯において「断層モデルを用いた手法による地震動評価」による応答スペクトルを有意に上回る場合は、「設計用応答スペクトル」で代表させることができるとされている。

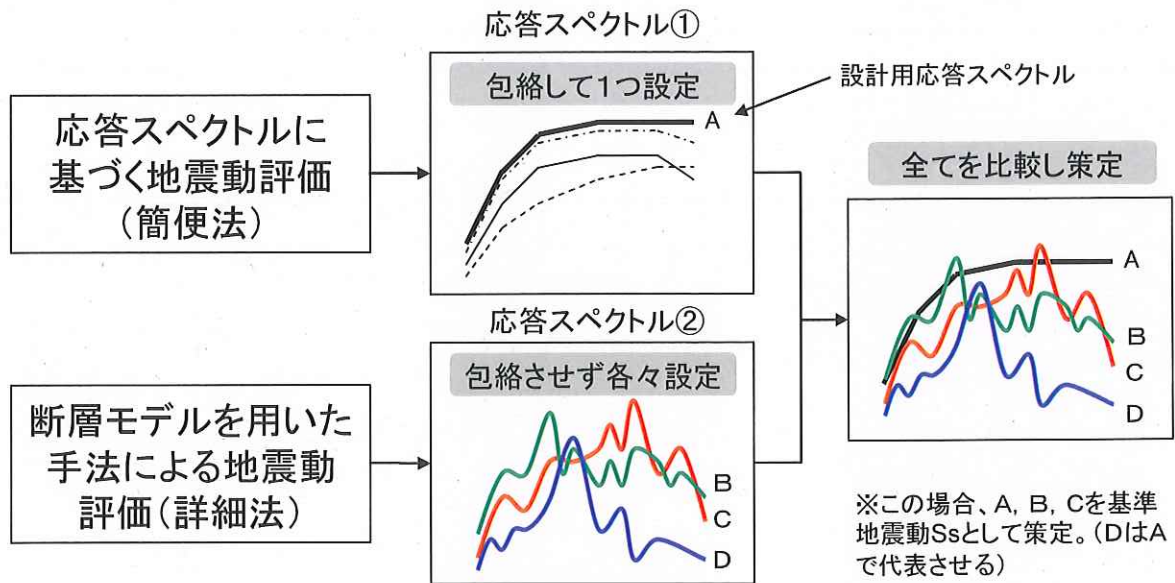


図 2 2 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の地震動評価のイメージ

(ウ) 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」は、旧指針における直下地震による基準地震動  $S_2(S_N)$  に対応するものであり、耐震安全性を確保するため念には念を入れた耐震設計を行っておくとの観点から策定するものであり、被告が実施した詳細な調査による活断層評価（敷地及び敷地近傍に存在しないこと）及び地域的な特性（「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」）からは敷地及び敷地近傍では発生しないと考えられるものである。

「震源を特定せず策定する地震動」は、観測記録（事実）に基づくものであり、応答スペクトルによる地震動評価及び断層モデルによる地震動評価によって策定される「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」とは性質が異なるものである。

よって、旧指針における直下地震による基準地震動  $S_2(S_N)$  と同じく、「震源を特定せず策定する地震動」を個別の基準地震動として策定している。改訂指針においても、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」はそれぞれ策定するとされている。

ちなみに「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601 -2008）」においては、「震源を特定せず策定する地震動」として評価した応答スペクトルが、全周期帯において「設計用応答スペクトル」を下回る場合は「設計用応答スペクトル」で代表させ、「設計用応答スペクトル」を一部の周期帯で上回る場合に

は双方を個別に評価することとされている。。

(2) 耐震バックチェックにおける玄海2号機の基準地震動評価

被告は、基準地震動  $S_s$  を以下のフロー（図23）に基づき策定した。

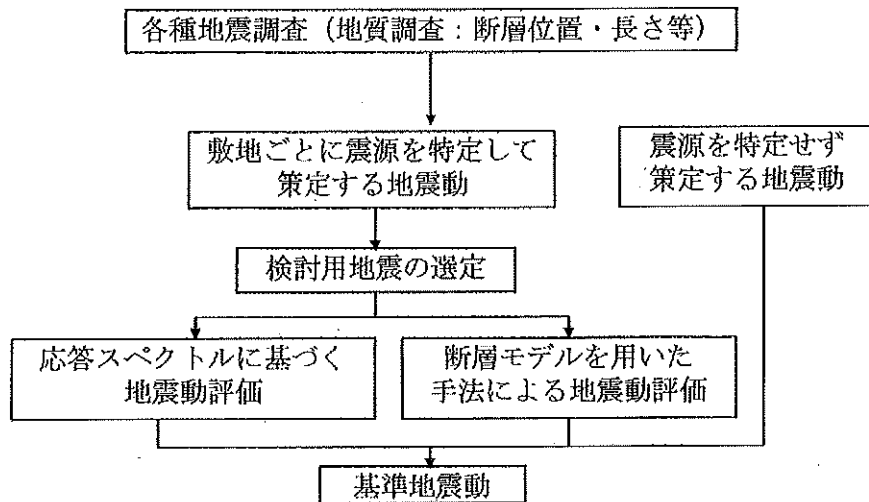


図23 耐震バックチェックにおける基準地震動  $S_s$  の策定フロー

ア 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

(ア) 評価手法

被告は、当時の最新の知見を踏まえた改訂指針に基づき、実施可能な地質・地震に関する詳細な調査を行い、豊富な観測データに基づいて地域的な特性（「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を高い精度で把握した上で、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、「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を実施し、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」については、「応答スペクトルに基づく地震動評価」との比較検討を行い、その妥当性を確認した上で「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を策定した。

(イ) 地質・地震に関する調査・観測

a 概要

玄海2号機の基準地震動  $S_s$  の策定に当たっては、玄海原子力発電所敷

地周辺で発生する地震の地域的な特性（「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を把握するため、地質・地震に関する調査・観測を実施した。

#### b 敷地周辺の地震発生様式

玄海原子力発電所が位置する九州地方北部における地震は、陸域及び海域の浅いところで発生する内陸地殻内地震、太平洋側沖合の南海トラフから陸の方へ傾き下がるプレート境界付近で発生するプレート間地震、海洋プレート内で発生する海洋プレート内地震及びその他の地震に分けることができる。

内陸地殻内地震については、九州地方北部でマグニチュード7程度の地震が発生している。

プレート間地震としては、太平洋側沖合の日向灘周辺でマグニチュード7クラスの地震が十数年から数十年に一度発生している。

海洋プレート内地震としては、海溝付近またはそのやや沖合の沈み込む海洋プレート内で発生する地震及び海溝よりも陸側の沈み込んだ海洋プレート内で発生する地震がある。陸側に深く沈み込んだプレート内では、稀に規模の大きな地震が起こることがある。

その他の地震としては、島原半島で雲仙岳の火山活動に伴った地震活動が見られる。

#### c 敷地周辺の地震発生状況

敷地周辺におけるマグニチュード5未満の微小地震の震央分布を図24～図26に示す。微小地震分布の震源データは「気象庁地震カタログ」のうち、1997年10月から2007年12月までの期間に、深さ0～30km、30～60km及び60km以深で発生したものを対象とした。また、微小地震の震源の鉛直分布を図27に合わせて示す。

これらの図から、以下のような微小地震活動の特徴がみられる。

敷地から100km以内において発生した微小地震は、2005年福岡県西方沖地震の余震及び島原半島周辺に活動域が見られる（図24）。

敷地から半径100km以遠では、熊本地方で深さ30km以浅の地震帯が見られる（図24）。

深さ30～60km（図25）では日向灘の南北に沿って、深さ60km以



深（図 2 6）では内陸部の南北に沿って震源が高密度に存在する。これはフィリピン海プレートの沈み込みに関連したプレート間地震及び海洋プレート内地震である。

敷地から半径 100km 以内では、深さ 30km 以深のフィリピン海プレートの沈み込みに関連したプレート間地震及び海洋プレート内地震は見られない（図 2 5～2 7）。

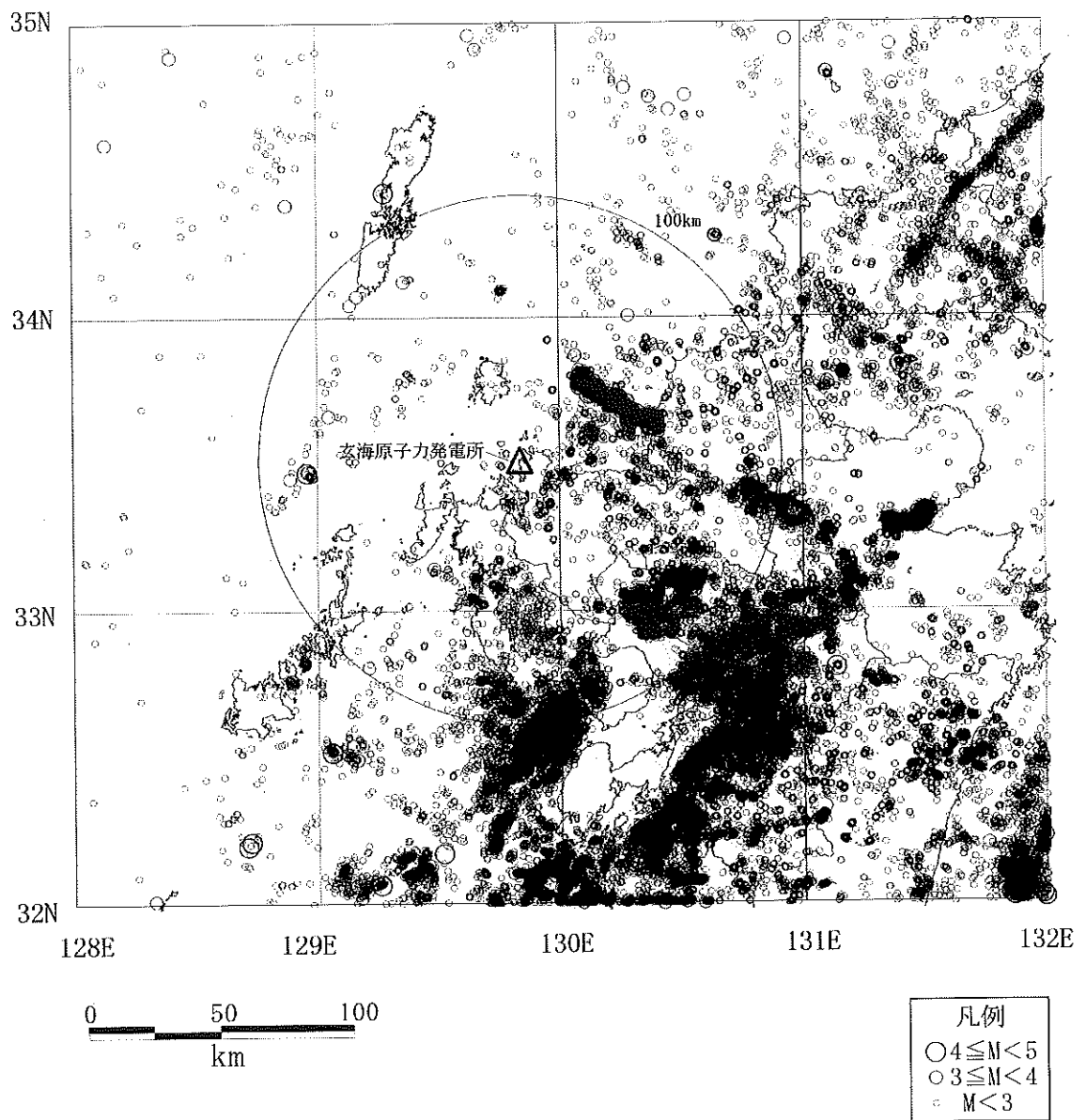


図2-4 気象庁地震カタログによる微小地震の震央分布（深さ0~30km）  
 （1997年10月~2007年12月）【乙13-3（4-85頁）】

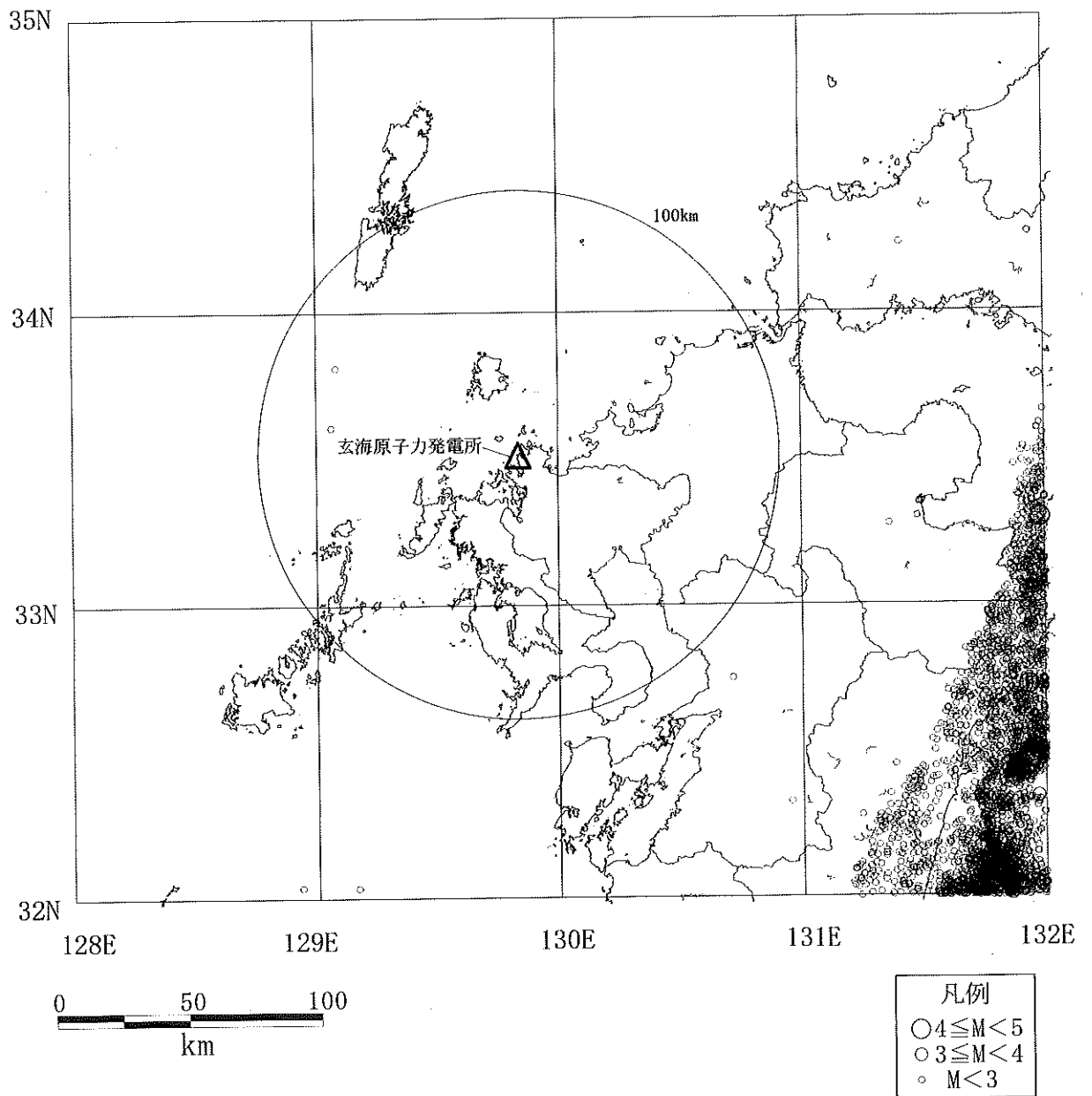


図 2 5 気象庁地震カタログによる微小地震の震央分布 (深さ 30~60km)  
 (1997年10月~2007年12月)【乙13-3(4-86頁)】

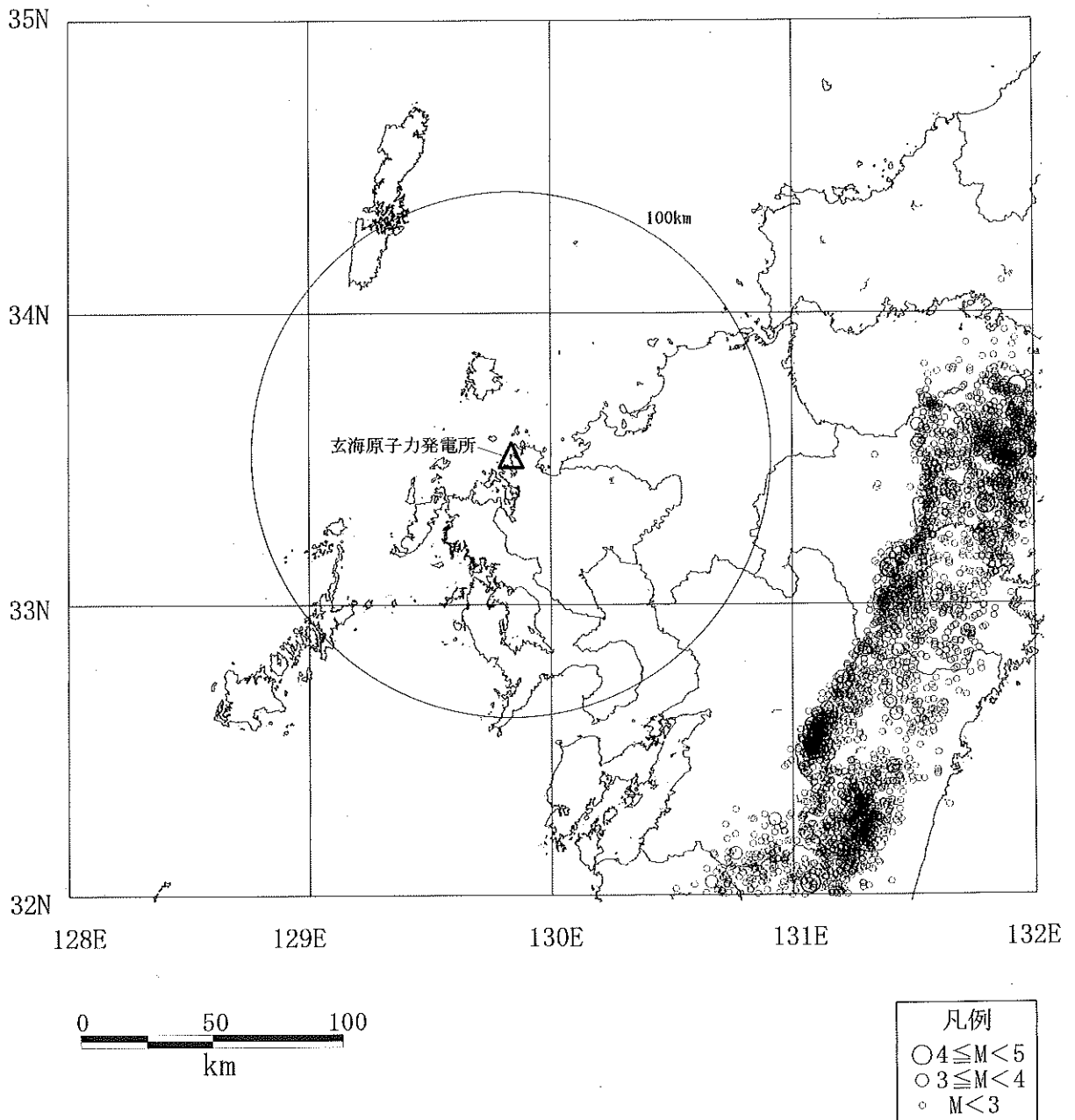


図26 気象庁地震カタログによる微小地震の震央分布（深さ60km以深）  
 （1997年10月～2007年12月）【乙13-3（4-87頁）】

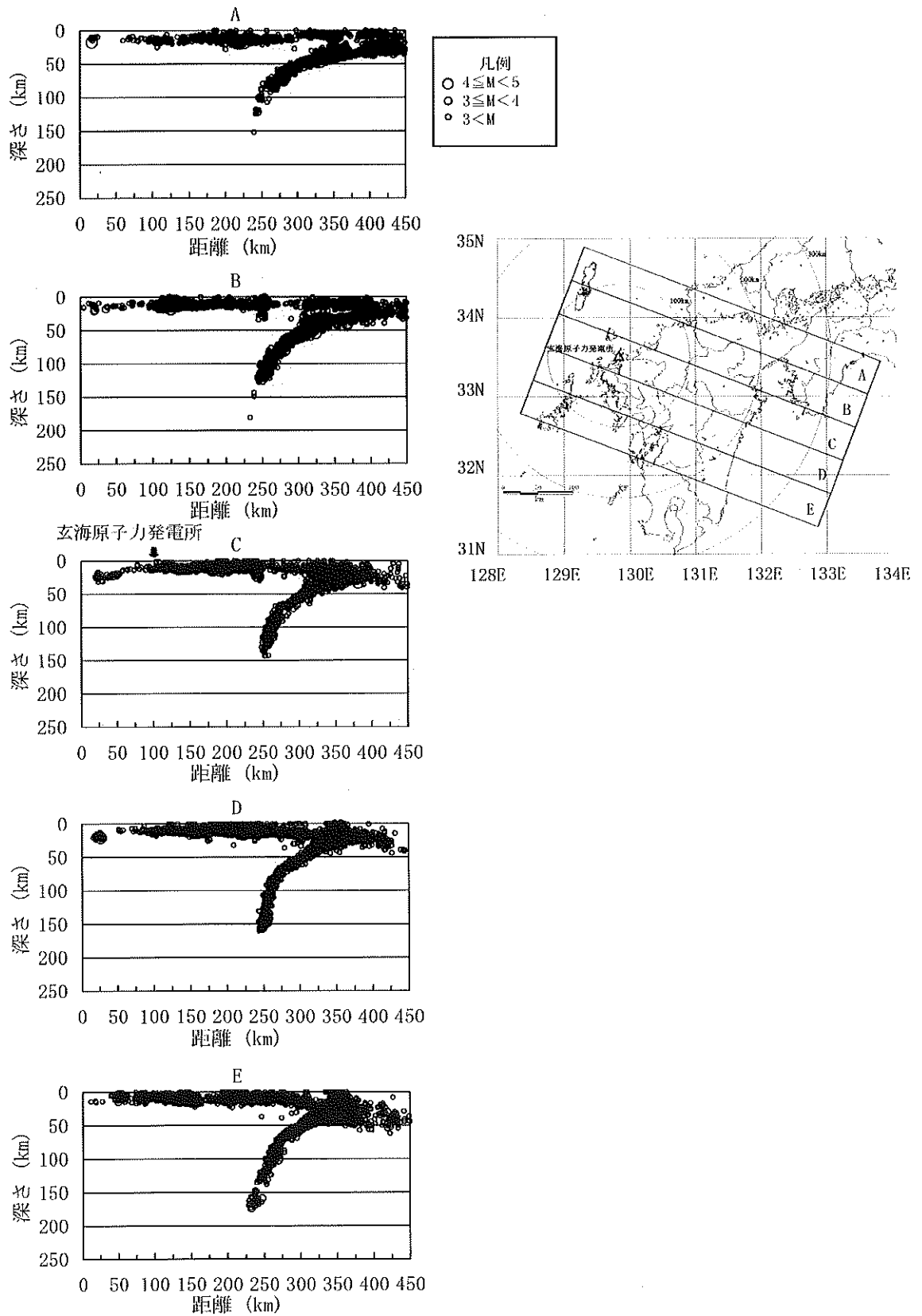


図 27 気象庁地震カタログによる微小地震の鉛直分布 (1)  
 (1997年10月~2007年12月)【乙13-3(4-88頁)】

d 被害地震

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の震央位置及び地震の規模を調査した。

1884年以前の地震については「最新版日本被害地震総覧」による値を、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)」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」による値を用い、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(図28～29)【乙13-3(4-5頁)】。

その結果、陸域及び海域の浅いところで発生する内陸地殻内地震として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(表3)【乙13-3(4-6頁)】。

表3 敷地周辺で考慮すべき過去の地震の諸元【乙13-3(4-53頁)】

No.	発生年月日	地震の名称	マグニチュード M	震央距離 (km)
1	1700. 4. 15	壱岐・対馬の地震	7.0	48
2	2005. 3. 20	福岡県西方沖地震	7.0	40

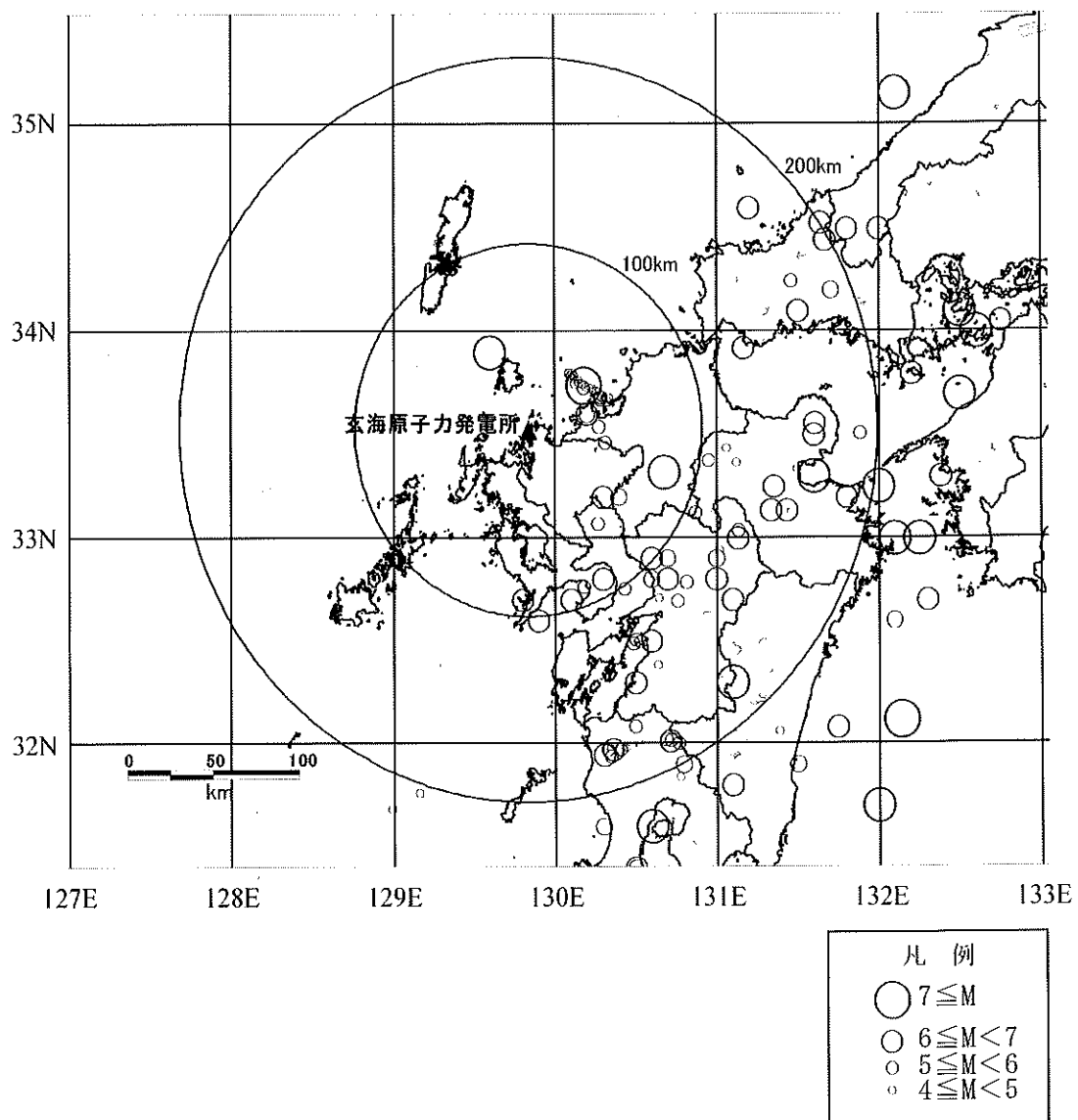
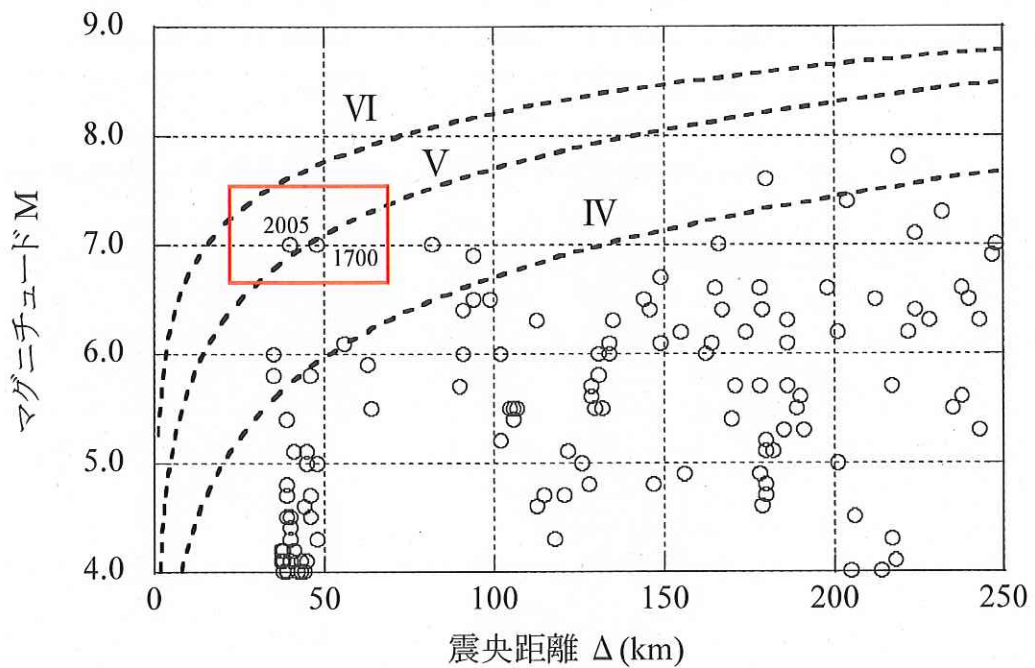


図 2 8 敷地周辺の被害地震の分布【乙 13-3 (4-82 頁)】



※IV, V, VIは旧気象庁震度階級で、震度の境界線は村松(1969) 及び勝又ほか(1971)による。

図29 敷地周辺における過去の被害地震【乙13-3(4-83頁)】

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に分類される。その他の地震発生様式(プレート間地震, 海洋プレート内地震等)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、すなわち敷地に大きな影響を与える地震ではない。



(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、文献調査、変動地形学的調査、地球物理学的調査、地表地質調査等の調査を実施し、断層の活動性や連続性を安全側に評価した。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、耐震設計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、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30)。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(図31)(表4)【乙13-3(4-4頁)】。

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32)。

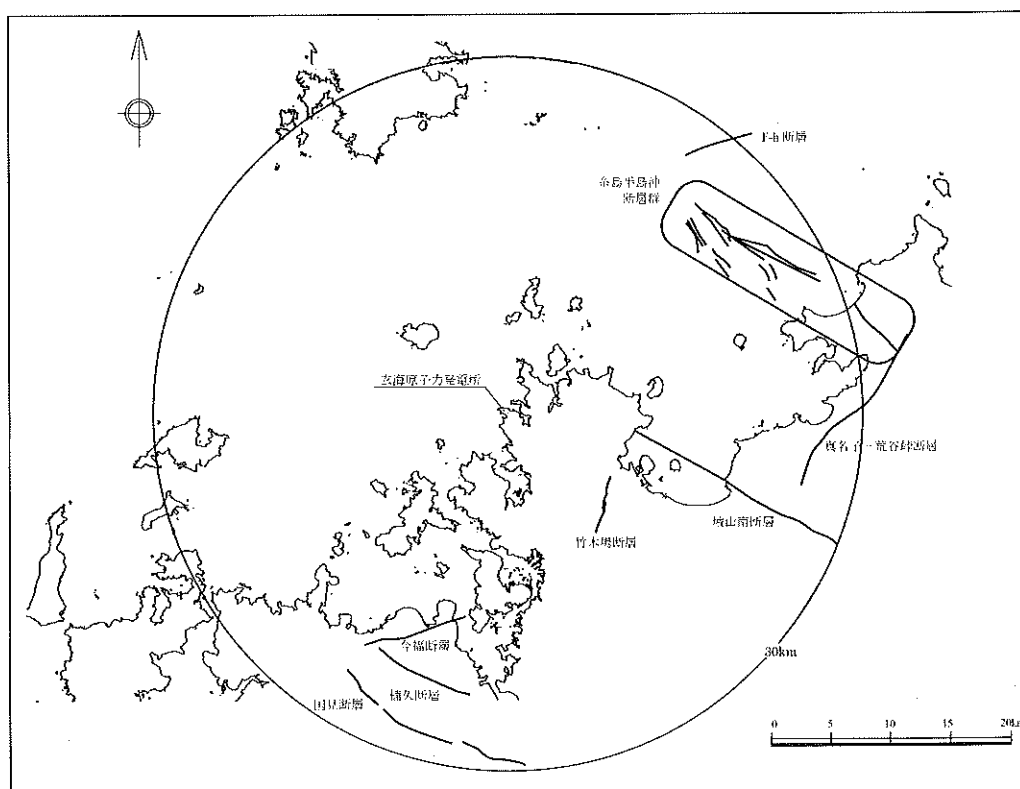


図30 敷地周辺の活断層分布図【乙13-3(4-80頁)】

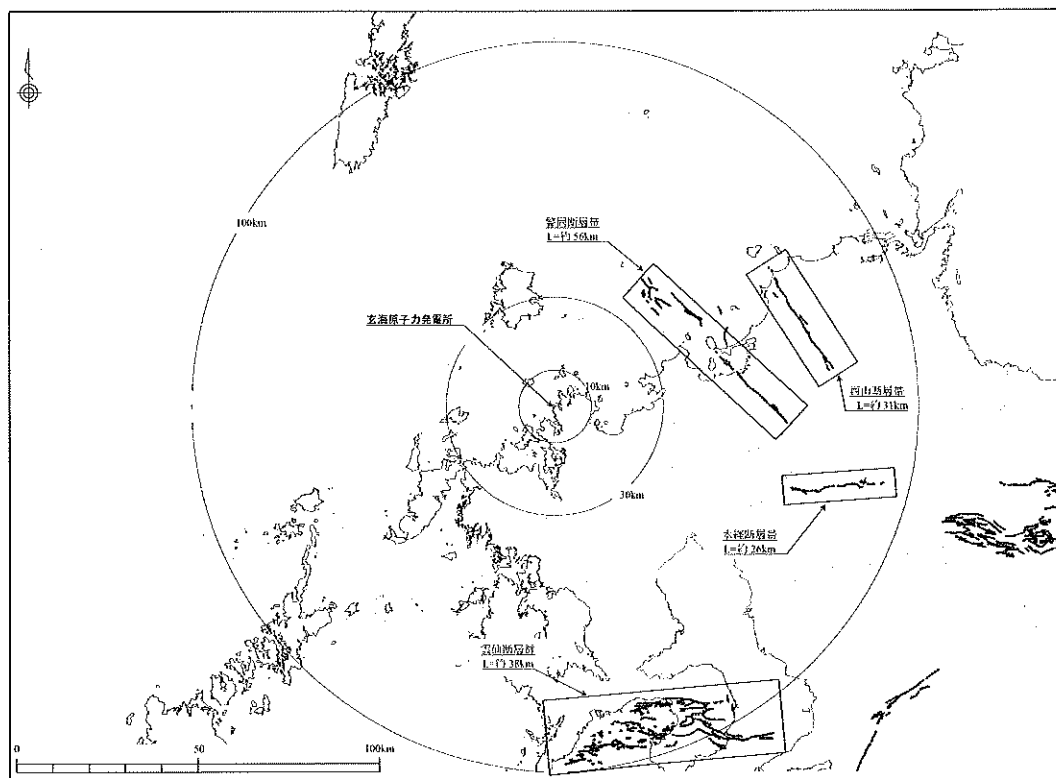
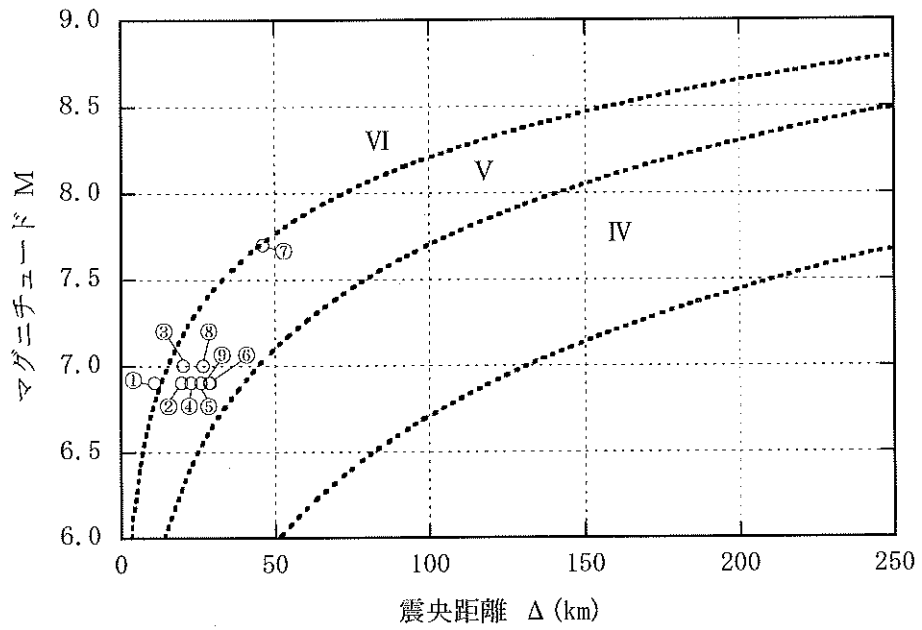


図3 1 半径30km以遠の活断層分布図【乙13-3(4-81頁)】

表4 敷地周辺の主な活断層から想定される地震の諸元【乙13-3(4-54頁)】

断層の名称	断層長さ (km)	マグニチュード M	震央距離 (km)
竹木場断層	4.9 <sup>*1</sup>	6.9 <sup>*1</sup>	11.1
今福断層	8.7 <sup>*1</sup>	6.9 <sup>*1</sup>	19.8
城山南断層	19.5	7.0	20.2
楠久断層	8.6 <sup>*1</sup>	6.9 <sup>*1</sup>	22.8
国見断層	17.0	6.9	26.2
真名子-荒谷峠断層	15.5 <sup>*1</sup>	6.9 <sup>*1</sup>	29.3
警固断層帯	56.2	7.7	46.4
糸島半島沖断層群	21.1	7.0	26.8
F-h断層	6.0 <sup>*1</sup>	6.9 <sup>*1</sup>	28.8

※1 孤立した短い活断層として扱う (扱い: M6.9を想定する)



※ IV, V, VIは旧気象庁震度階級で、震度の境界線は村松(1969)及び勝又ほか(1971)による。

No.	断層の名称
①	竹木場断層
②	今福断層
③	城山南断層
④	楠久断層
⑤	国見断層
⑥	真名子-荒谷峠断層
⑦	警固断層帯
⑧	糸島半島沖断層群
⑨	F-h 断層

図32 敷地周辺の活断層から想定される地震のマグニチュード-震央距離と震度  
【乙13-3(4-93頁)】

## (エ) 地震発生層の検討

地震発生層（地震が発生する深さ方向の上限と下限）の設定において、各地域において発生した地震の震源鉛直分布から求められる D10%及び D90%（その値より震源深さが浅い地震数がそれぞれ全体の 10%及び 90%となる震源深さ）が地震発生上限層及び下限層に概ね対応すると考えられる。原子力安全基盤機構(2004)<sup>f</sup>では、気象庁一元化震源（1997年10月～2001年9月）による地震の震源鉛直分布に基づき地震発生層の上端深さ・下端深さを求めており、本件原子力発電所敷地を含む九州北部地域の地震発生層は 6.4 km（上端 7.2 km，下端 13.6 km）と評価されている。また、原子力安全基盤機構の手法に従い本件原子力発電所敷地周辺の微小地震分布（気象庁一元化震源データ）を基に地震発生層の評価を行った結果、地震発生層は 8 km（上端約 5 km，下端約 13 km）と評価した。

さらに、地震調査委員会(2007)<sup>g</sup>では、2005年福岡県西方沖地震の地震発生層の深さを 3～19 km とモデル化していることも考慮し、敷地周辺の地震発生層は、上端深さ 3 km，下端深さ 20 km，地震発生層厚さ 17 km と設定する。

## (オ) 地震観測記録を用いた震動特性の検討

### a 伝播経路特性及びサイト特性に与える影響の検討

敷地地盤における主な観測地震の地震記録の応答スペクトルと Noda et al.(2002)による応答スペクトルとの比を算出し、検討を行った。これによるとほとんどの周期帯で 1.0 を下回っている。

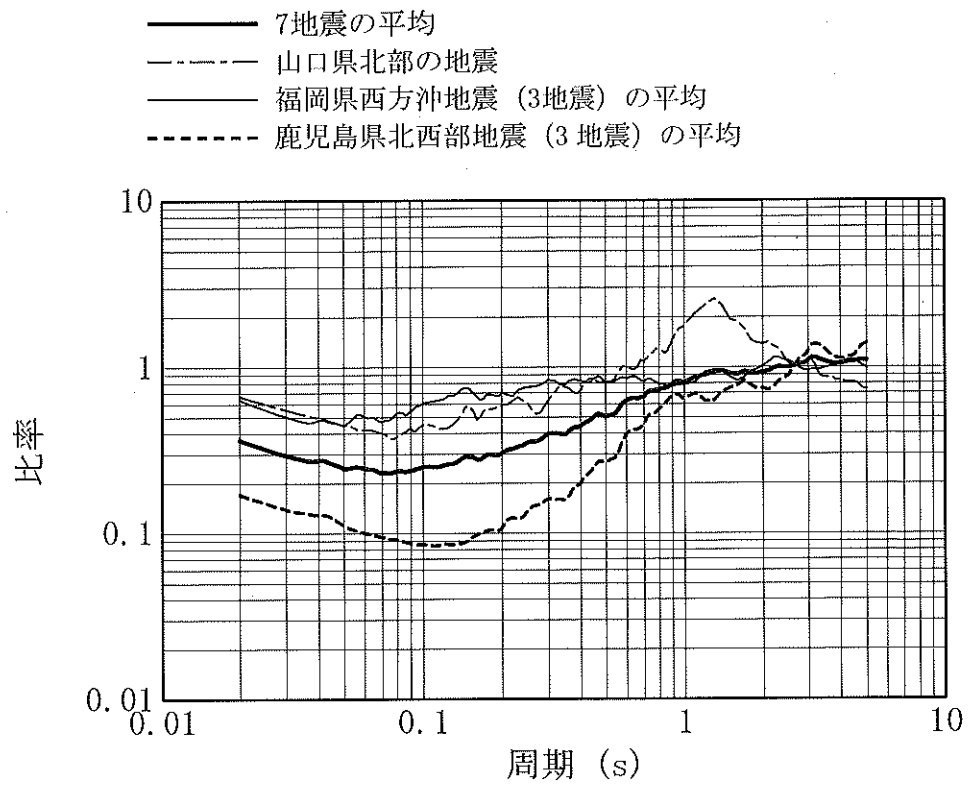
これは、玄海 2 号機の敷地周辺で発生する地震の揺れが、Noda et al.(2002)で示された「関東・東北地方の過去の地震像の平均像」よりも小さいという地域的な特性の表れである。

また、玄海 2 号機の敷地及び敷地周辺の地下構造が地震波の伝播経路特性及びサイト特性に与える影響を検討するため、地震の到来方向による増幅特性の分析を行った。この結果図 3-3 に示す通り、地震の到来方

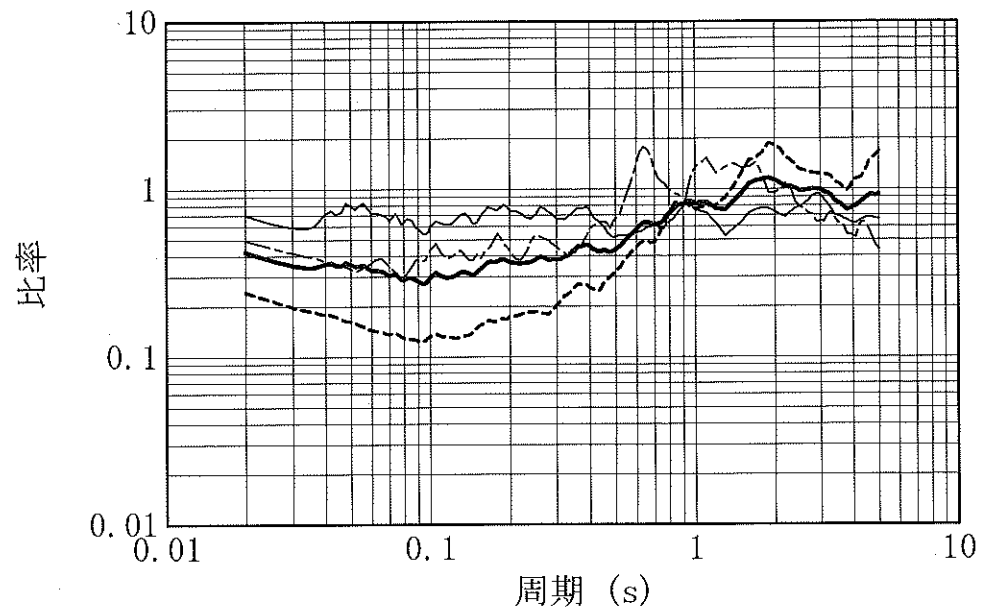
<sup>f</sup> 原子力安全基盤機構（2004）：地震記録データベース SANDEL のデータ整備と地震発生上下限層深さの評価に関する報告書，JNES/SAE04-017

<sup>g</sup> 地震調査委員会（2007）：2005年福岡県西方沖の地震の観測記録に基づく強震動予測手法の検証について(中間報告)【乙 75】

向による異なる傾向は見られず、玄海 2 号機の敷地及び敷地周辺の地下構造は特異な増幅を生じさせるものはない。



(a) 水平方向



(b) 鉛直方向

図 3 3 観測記録を用いた到来方向の検討【乙 13-3 (4-103 頁)】

b 2005年福岡県西方沖地震の検討

前述のとおり、観測記録のうち、地震による揺れが最も大きかったものは、2005年福岡県西方沖地震による観測記録（表5）である。

このため、被告は、玄海2号機敷地周辺で発生する地域的な特性（震源特性）を調べるため、2005年福岡県西方沖地震による観測記録を用い、その震源特性を分析した。

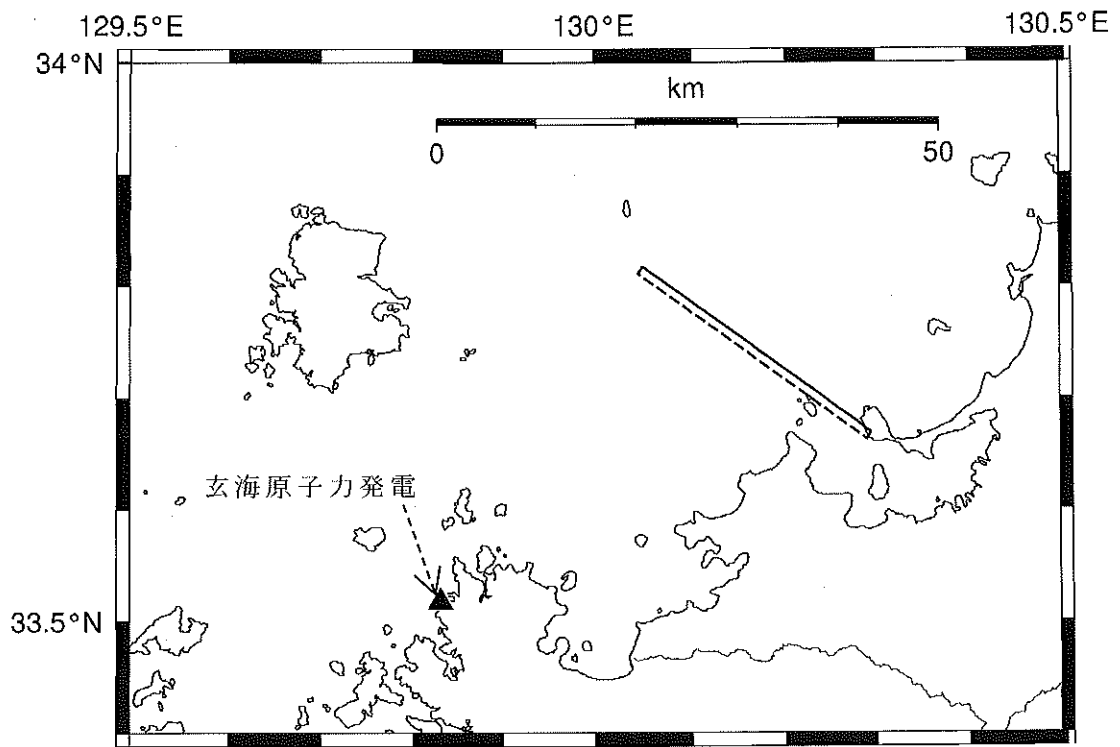
具体的には、地震調査委員会（2007）と同様に、2005年福岡県西方沖地震について、強震動予測レシピに基づく特性化震源モデルによる評価を実施したところ、図35に示すとおり、2005年福岡県西方沖地震で得られた本件原子力発電所敷地地盤の観測記録を概ね再現できた。

以上を踏まえ、玄海原子力発電所における検討用地震の地震動評価では、敷地周辺で発生した2005年福岡県西方沖地震の検討結果を踏まえ、強震動予測レシピに基づき、断層パラメータ及び特性化震源モデルを構築した。強震動予測レシピに基づく断層パラメータの設定方法を図36に示す。

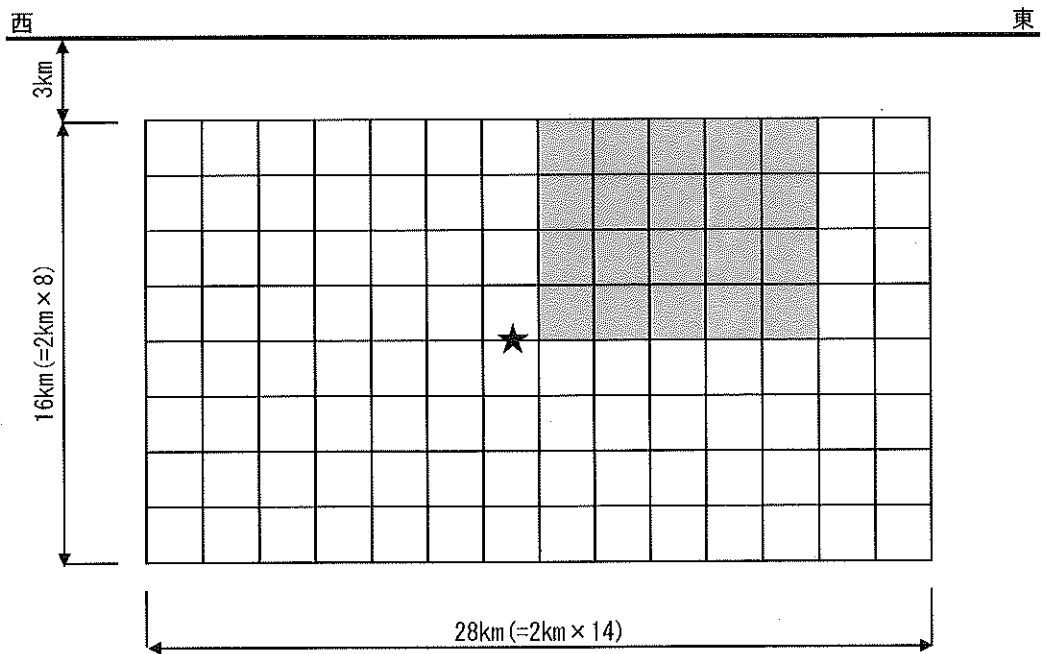
表5 2005年福岡県西方沖地震の地震諸元【乙13-3（4-57頁）】

発生日時※	2005年3月20日 10時53分
マグニチュードM※	7.0
震源深さ※	9.24km
震央距離	40km
震源距離	41km
地震発生様式	内陸地殻内
断層タイプ	横ずれ

※気象庁発表値



(a) 震源モデルとサイトの位置関



(b) 断層分割及びアスペリティ配置

★ : 破壊開始点

図 3 4 2005 年福岡県西方沖地震の震源モデル【乙 13-3 (4-108 頁)】



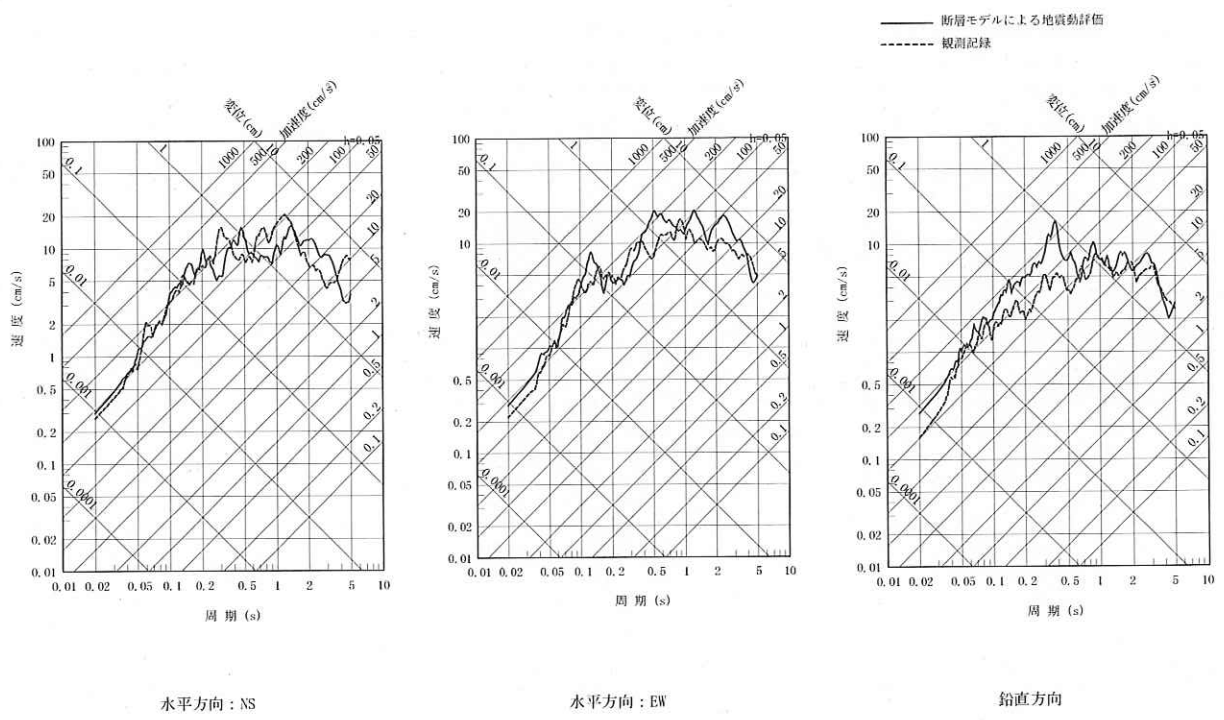


図 3 5 2005 年福岡県西方沖地震の地震動評価結果と観測記録の比較  
【乙 13-3 (4-109~111 頁)】

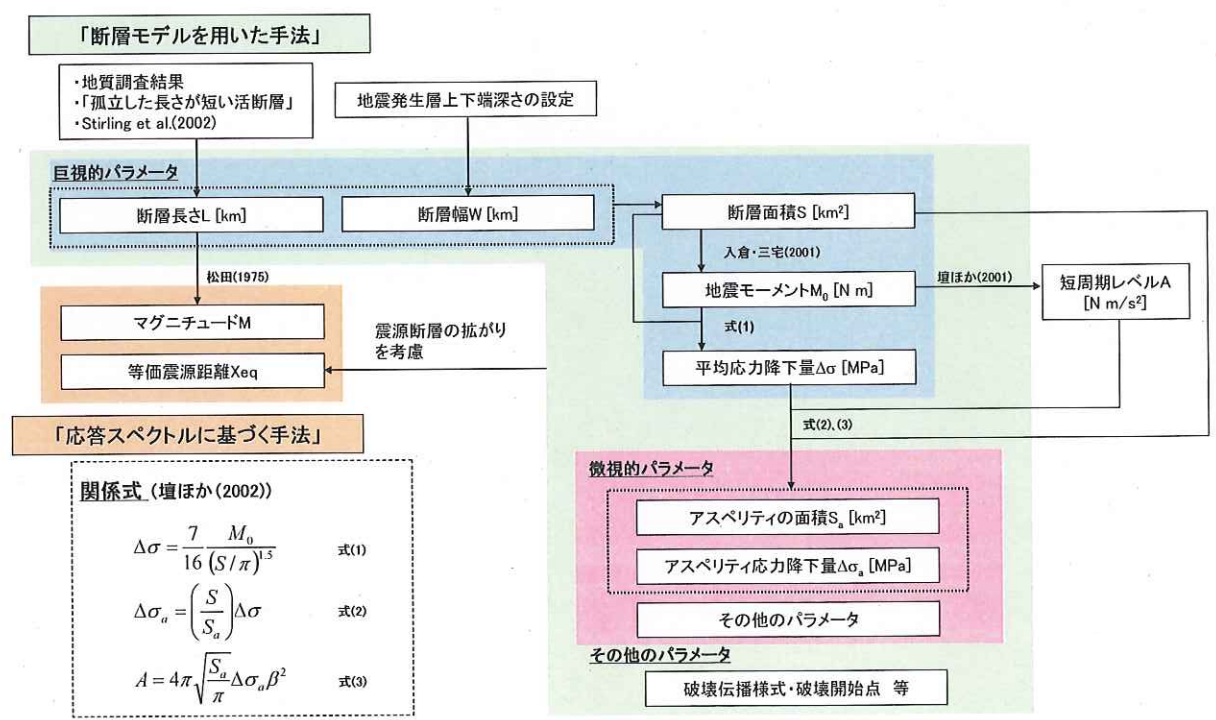


図 3 6 検討用地震のパラメータ設定方法 【乙 13-3 (4-112 頁)】

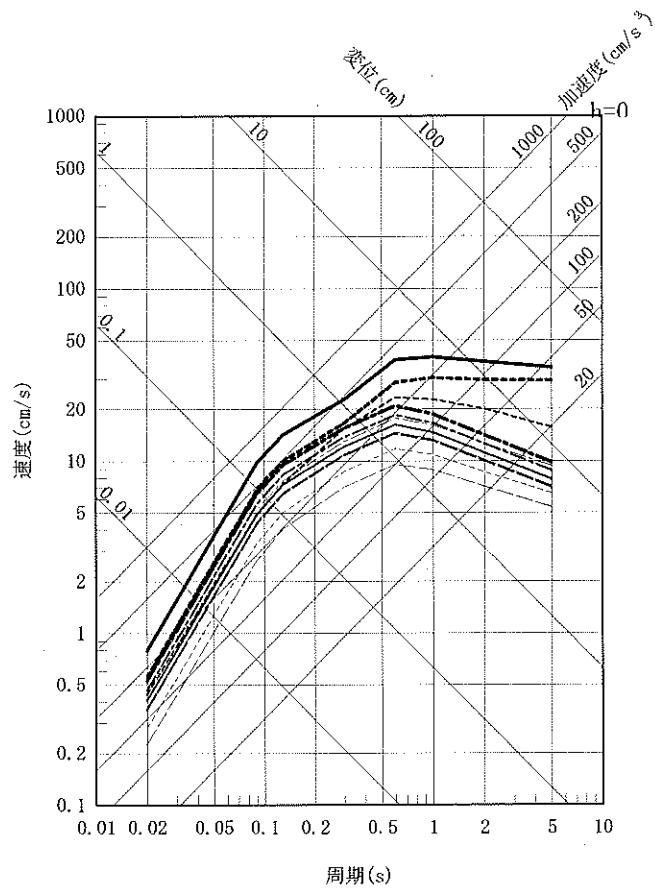
(カ) 検討用地震の選定

上記「4 (2) ア (イ) d 被害地震」(62 頁) の 1700 年老岐・対馬の地震及び 2005 年福岡県西方沖地震, 上記「(ウ) 敷地周辺の活断層から想定される地震」(65 頁) 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。

敷地周辺の主な活断層のうち, 竹木場断層, 今福断層, 楠久断層, 真名子・荒谷峠断層及び F・h 断層については, いずれも孤立した短い断層として扱った。孤立した短い断層の地震規模については, 地表付近の長さが短く, 地下の震源断層が地表付近の長さ以上に広がっている可能性も考えられることから, 地震発生層の上端から下端まで広がっているものとして断層幅と同じ長さを持つ震源断層を仮定した場合の地震規模及び新潟県中越沖地震を踏まえ, M6.9 と想定した。

検討用地震については, Noda et al.(2002)による応答スペクトルの比較により (図 3 7), 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【乙 13-3 (4-17 頁)】。



- ①竹木場断層\*
- ②今福断層
- ..... ③城山南断層\*
- - - ④楠久断層
- ⑤国見断層
- - - ⑥真名子-荒谷峠断層
- ..... ⑦警固断層帯
- - - ⑧糸島半島沖断層群
- ⑨F-h 断層
- - - ⑩壱岐・対馬の地震
- ..... ⑪福岡県西方沖地震

※NFRD 効果を考慮

図 3 7 検討用地震選定のための応答スペクトルの比較【乙 13-3 (4-104 頁)】

(キ) 検討用地震の地震動評価における震源モデルの設定

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、「応答スペクトルに基づく手法」及び「断層モデルを用いた手法」のそれぞれにより、不確かさを考慮した地震動評価を行った。

検討用地震の地震動評価に当たっては、まず、調査結果及び観測記録に基づく分析等により、十分に把握された地域的な特徴を踏まえ、基本とする地震の震源モデル（以下「基本震源モデル」という。）を十分安全側に構築した。

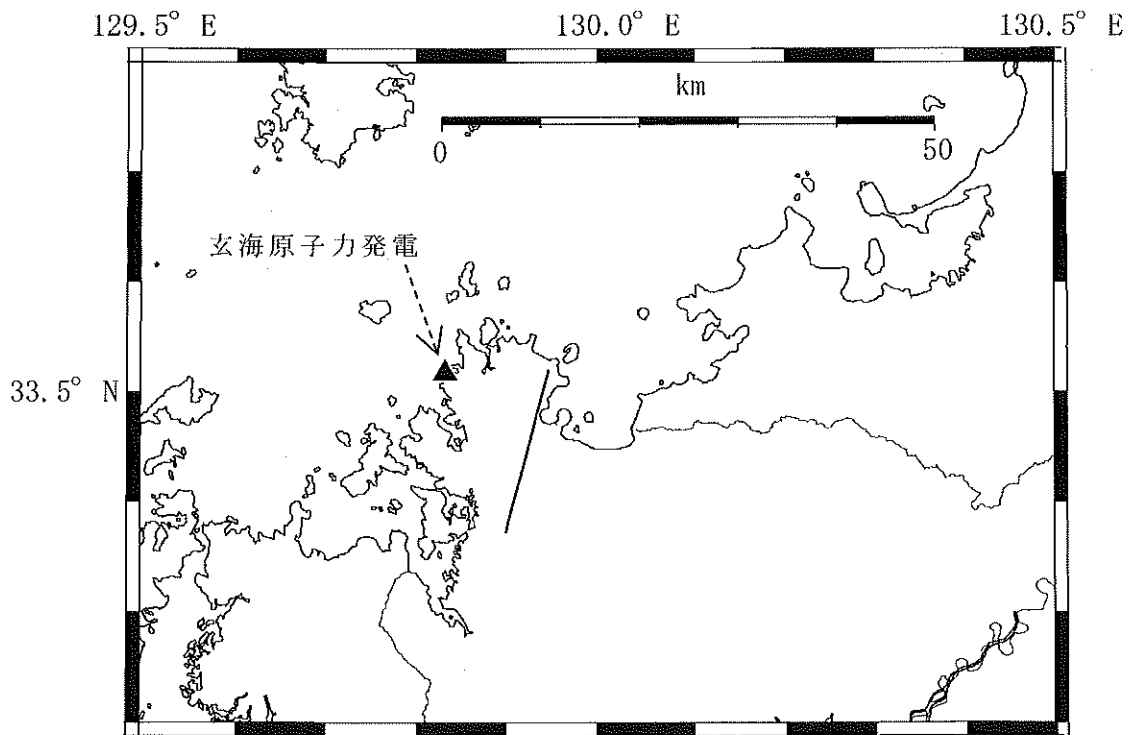
次に、基準地震動の策定過程において不確かさが存在することを念頭におき、調査結果及び観測記録に基づく分析によっても、それでもなお十分に把握されていない、または、把握できないものについては、不確かさとして考慮し、不確かさを考慮したモデル（以下「不確かさ考慮モデル」という。）を構築した。

a 基本震源モデルの設定

被告が、「竹木場断層による地震」及び「城山南断層による地震」の2地震の基本震源モデルとして設定した断層パラメータの設定根拠を表6に示す。係る検討用地震の基本震源モデルをそれぞれ図38及び図39に示す。基本震源モデルのパラメータは地震調査委員会による強震動予測レシピに基づき設定した。また、安全側に評価するため、アスペリティ位置は、敷地に最も近い位置とし、破壊開始点は、破壊の進行方向が敷地に向かう方向になるように、断層下端に設定した。

表6 パラメータの設定根拠（基本震源モデル）【乙13-3（4-60頁）】

パラメータ		基本震源モデルのパラメータ設定根拠	
巨視的パラメータ	① 震源断層の形状等	断層長さは、地質調査結果に基づき設定。ただし、「孤立した短い活断層」については17kmと設定。	
		震源断層の拡がりは、地質調査結果に基づき、設定。ただし、「孤立した短い活断層」については、地表トレス長さの midpoint から両端に均等に設定。	
		傾斜角は、(独)原子力安全基盤機構(2005)によると九州地方は横ずれ断層が主体と考えられることから、強震動予測レシピに基づき、90度と設定。	
		地震発生層上下端深さは、上端3km、下端20kmと設定。地震発生層厚さは、17kmと設定。	
②	マグニチュード	断層長さから松田(1975)に基づき、設定。	
③	地震モーメント	断層面積から入倉・三宅(2001)または Somerville et al. (1999)に基づき、設定。	
微視的パラメータ	④	アスペリティの位置, 数	地表トレスの範囲内で敷地に最も近い位置の断層上端1箇所を設定。
	⑤	アスペリティの応力降下量, 平均すべり量	地震調査委員会(2007)の知見等及び当社観測記録に基づく検討を踏まえ、強震動予測レシピに従い、経験式に基づき、設定。
	⑥	背景領域の応力降下量, 平均すべり量	
	⑦	すべり速度時間関数	短周期領域では用いていない。 長周期領域では中村・宮武(2000)に基づき、設定。
	⑧	高周波遮断特性	当社観測記録に基づく検討を踏まえ、設定。
その他のパラメータ	⑨	破壊伝播速度	強震動予測レシピに従い、経験式に基づき、設定。
	⑩	破壊開始点	巨視的断層面の端部で破壊が敷地に向かうような位置に設定。
	⑪	破壊伝播様式	強震動予測レシピに従い、放射状の破壊伝播を設定。



(a) 震源モデルとサイトの位置関係

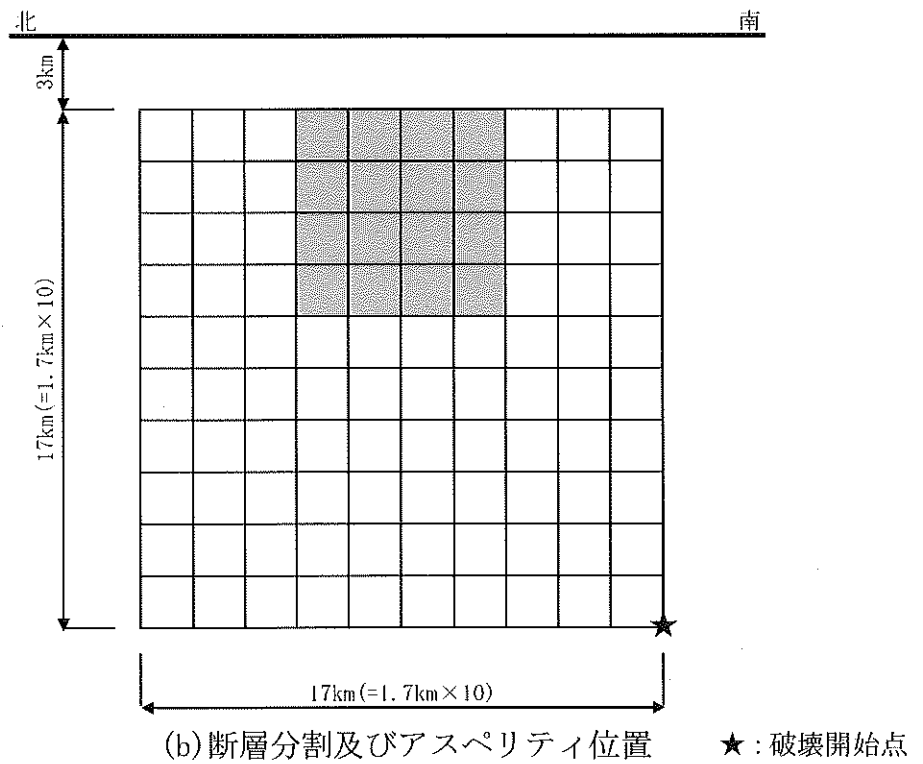
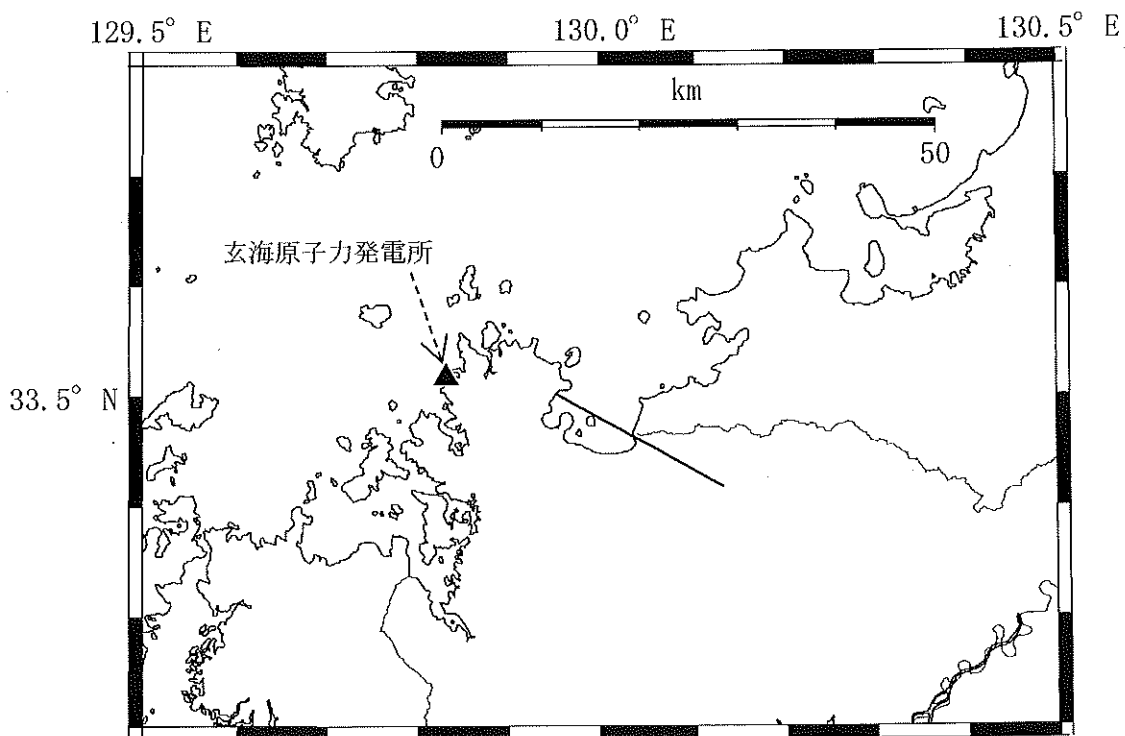
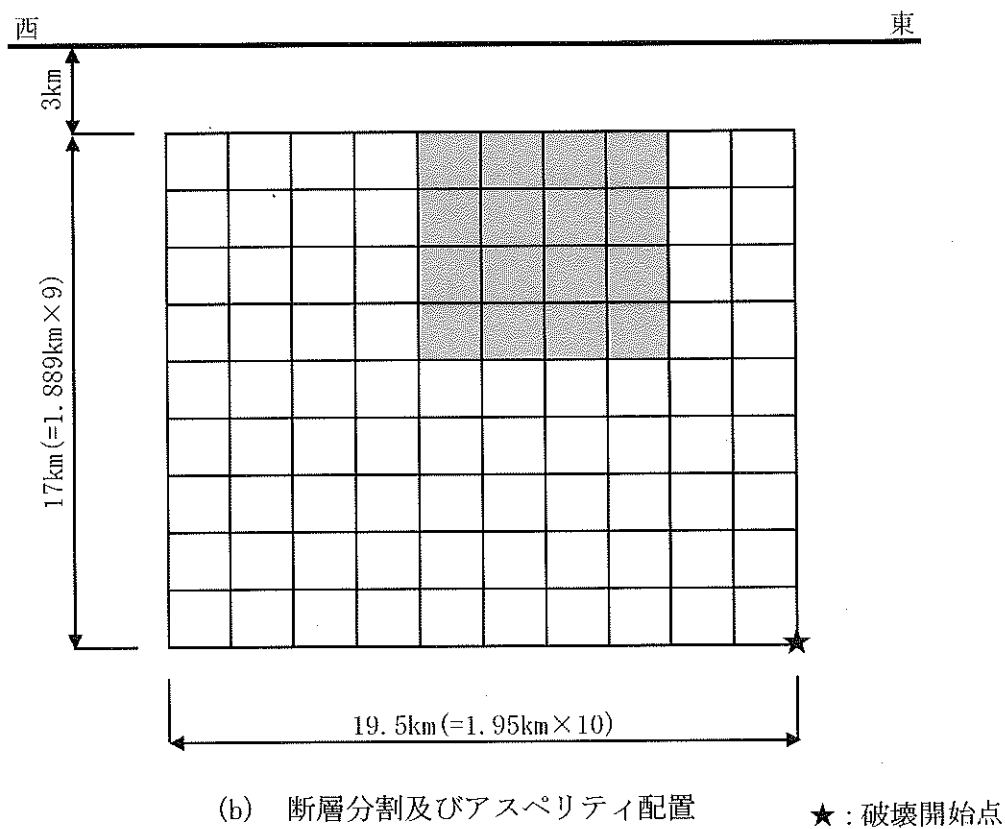


図38 竹木場断層による地震 (基本震源モデル) 【乙13-3 (4-113頁)】



(a) 震源モデルとサイトの位置関



(b) 断層分割及びアスペリティ配置

★:破壊開始点

図39 城山南断層による地震 (基本震源モデル) 【乙13-3 (4-114頁)】

## b 不確かさ考慮モデル

検討用地震として採用した、「竹木場断層による地震」「城山南断層による地震」の地震動評価にあたっては、敷地に与える影響が大きいことから、不確かさを考慮した場合の地震動評価を行った。不確かさの考慮の有無及び根拠について、表7、図40のとおり整理した。

表7のとおり不確かさを考慮するパラメータは、調査結果及び地震観測記録の分析から不確かさを考慮する必要のないパラメータを除き、①震源断層の形状（断層長さ及び震源断層の拡がり）、②断層傾斜角、③応力降下量、④アスペリティの位置及び⑤破壊開始点とした。

アスペリティの実効応力に関して、新潟県中越沖地震の知見を踏まえ、強震動予測レシピの1.5倍の実効応力を設定した。

断層傾斜角の不確かさは、強震動予測レシピ等を参考に横ずれ断層ではあるが、60度とし、地震動評価を行った。

断層長さ及び震源断層の拡がりの不確かさは、Stirling et al.(2002)<sup>31</sup>による知見を踏まえ、断層長さを20kmとし、敷地に最も近い位置に震源断層面を想定したものを考慮して地震動評価を行った。



表7 パラメータの設定根拠（不確かさ考慮モデル）【乙13-3（4-64頁）】

パラメータ		不確かさ考慮の有無・根拠 (有の場合, 考慮する不確かさの範囲・根拠)	
巨視的 パラメータ	① 震源断層の形状等	有	断層長さは, Stirling et al. (2002)の知見によると, 地表地震断層長さLと震源断層長さLsubの関係から地表断層長さが小さくなくても震源断層長さLsubは約20km付近に漸近することから, 20kmと設定。
		有	震源断層の拡がりは, 地質調査による地表トレースを含む範囲内で敷地に近づく方向に震源断層面を設定。
		有	傾斜角は, 強震動予測レシピ等を参考に, 横ずれ断層ではあるが, 60度(敷地側に傾斜)と設定。
		無	地震発生層上下端深さは, 敷地周辺では, 地震観測記録等の多くの情報が得られていることから, 不確かさの考慮は行わない。
② マグニチュード	有	①に従属するパラメータ。	
③ 地震モーメント			
微視的 パラメータ	④ アスペリティの位置, 数	有	地質調査結果で得られた地表トレースの範囲を超えて, 敷地に最も近い断層上端1箇所を設定。
	⑤ アスペリティの応力降下量, 平均すべり量	有	アスペリティ及び背景領域の応力降下量は, 2007年新潟県中越沖地震を踏まえ, 強震動予測レシピの1.5倍に設定。アスペリティ及び背景領域の平均すべり量は, 強震動予測レシピに従い, 経験式に基づき, 設定。
	⑥ 背景領域の応力降下量, 平均すべり量		
	⑦ すべり速度時間関数	無	中村・宮武(2000)は, 他のパラメータの不確かさで間接的に考慮しているため, 不確かさの考慮は行わない。
	⑧ 高周波遮断特性	無	当社観測記録に基づく検討では, 本震観測記録を模擬できていることを確認していることから, 不確かさの考慮は行わない。
その他の パラメータ	⑨ 破壊伝播速度	無	地震調査委員会(2007)の知見及び当社観測記録に基づく検討により強震動予測レシピの適用性を確認していることから, 不確かさの考慮は行わない。
	⑩ 破壊開始点	有	敷地への影響が大きくなることを考慮して, 破壊が敷地に向かうような位置に複数ケース設定。
	⑪ 破壊伝播様式	無	敷地への影響が大きくなることを考慮して破壊開始点を設定しており, 基本震源モデルで設定した放射状の伝播による影響が大きいと判断し, 不確かさの考慮は行わない。

不確かさを考慮するパラメータ

- ① 断層長さ及び震源断層の拡がり
- ② 断層傾斜角
- ③ 応力降下量
- ④ アスペリティの位置
- ⑤ 破壊開始点

地震発生前に、地質調査、敷地周辺の地震発生状況及び地震に関する過去のデータによる経験則からおおよそ把握できるもの

地震発生前に把握が困難なもの  
(地震発生後の分析等により把握できるもの)



不確かさの重畳について

① 断層長さ及び震源断層の拡がり、② 断層傾斜角、③ 応力降下量については、地震発生前におおよそ把握できると考えられるため、①～③の不確かさについては、それぞれ独立して考慮する。

④ アスペリティの位置、⑤ 破壊開始点については、地震発生前に把握が困難であるため、①～③の不確かさを考慮する際に、④・⑤の不確かさを重畳させる。

図40 不確かさを考慮するパラメータの基本的な考え方

表8 不確かさを考慮するパラメータ

パラメータ	基本震源モデル	不確かさ考慮モデル
断層長さ及び震源断層の拡がり	地質調査結果に基づき、設定※1	Stirling et al.(2002)を踏まえ、20kmと設定し、地表トレースを含む範囲内で敷地に近づく方向に震源断層面を設定
断層傾斜角	九州地方は横ずれ断層が主体であることから、90度と設定※2	強震動予測レシビ等を参考に、60度(敷地側に傾斜)と設定。
応力降下量	敷地で得られた地震観測記録に基づく検討を踏まえ、強震動予測レシビにより設定	新潟県中越沖地震を踏まえ、強震動予測レシビの1.5倍に設定
アスペリティの位置	地表トレースの範囲内で敷地に最も近い位置に設定	敷地に近い位置に設定
破壊開始点	巨視的断層面の端部で破壊が敷地に向かう位置に設定	破壊が敷地に向かうような位置に複数設定

※1：孤立した短い活断層は17kmと設定し、地表トレース長さの midpoint から両端に均等に震源断層面を設定  
 ※2：竹木場断層は断層露頭及び発生地震の傾斜角を参考に80度と設定

#### (ク) 応答スペクトルに基づく地震動評価

「応答スペクトルに基づく地震動評価」は、マグニチュードや等価震源距離など少ないパラメータから地震による揺れを「応答スペクトル」により評価するものである。

被告は、各検討ケースにおいて、Noda et al.(2002)に基づき応答スペクトルを策定した。

#### (ケ) 断層モデルを用いた手法による地震動評価

「断層モデルを用いた手法による地震動評価」では地域的な特性（震源特性、伝播経路特性及びサイト特性）を詳細に反映することが可能である。

被告は、詳細に設定した基本震源モデルを基に、「伝播経路特性」や「サイト特性」を精度よく反映できる経験的グリーン関数法及び経験的グリーン関数法と理論的手法によるハイブリッド合成法とを用いて精緻な評価を行い、本件原子力発電所敷地周辺の地域的な特性を反映した地震動（実像）を「断層モデルを用いた手法による地震動評価」による地震動とした。

#### イ 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)<sup>h</sup>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」の応答スペクトルを求めた【乙 13-3 (4-30 頁)】。

#### ウ 基準地震動 $S_s$ 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

<sup>h</sup> 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-地質学的調査による地震の分類と強震動観測記録に基づく上限レベルの検討-, 日本地震工学会論文集, 第4巻 第4号 46-86 頁

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」による基準地震動 Ss は、応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 Ss-1（最大加速度 540 ガル）と、断層モデルを用いた手法による基準地震動 Ss-2（最大加速度 268 ガル）、Ss-3（最大加速度 524 ガル）をそれぞれ策定した（図 4 1～4 3）【乙 13-3（4-35～36 頁）】。

(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 Ss-1（最大加速度 540 ガル）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、基準地震動 Ss-1（最大加速度 540 ガル）で代表させた（図 4 4～4 5）【乙 13-3（4-37 頁）】。

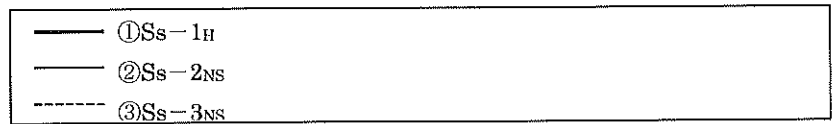
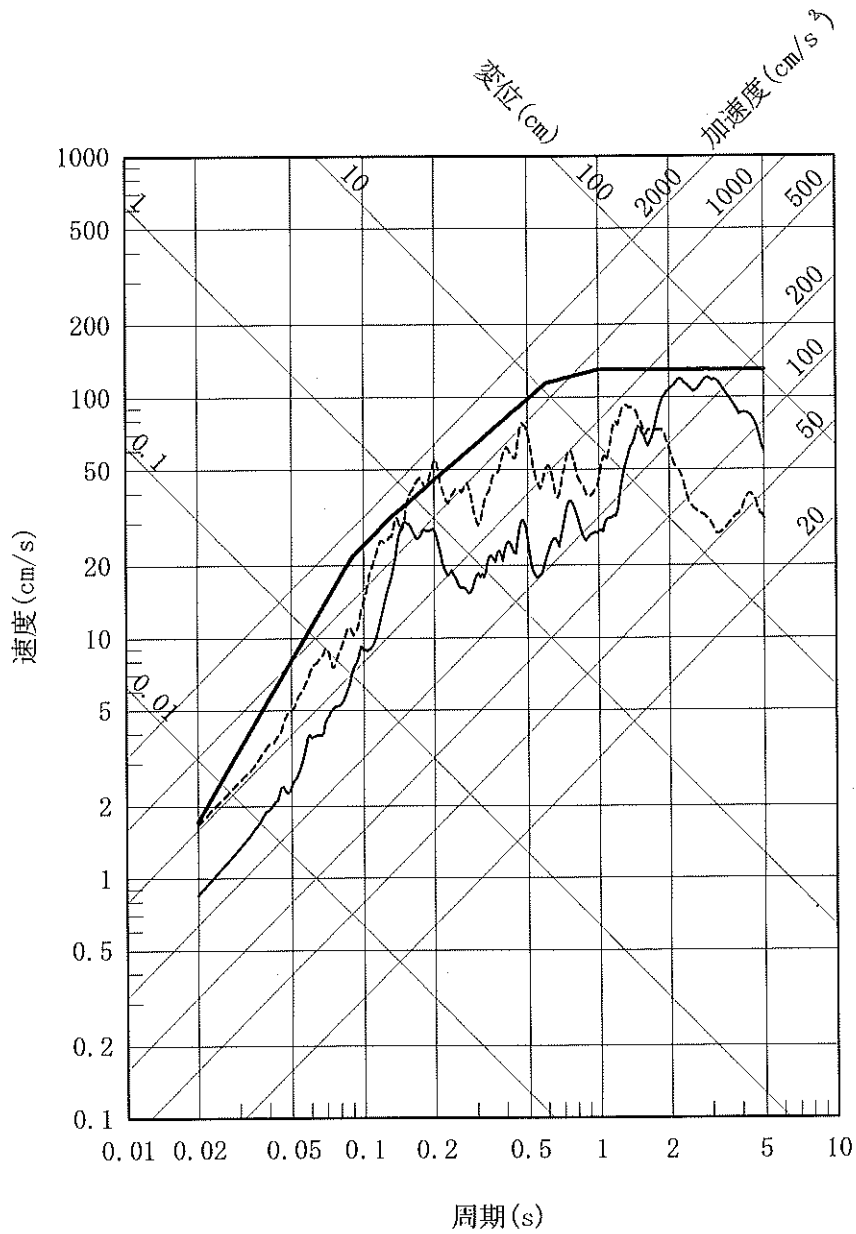


図4.1 基準地震動 Ss の応答スペクトル (NS方向) 【乙13-3 (4-164頁)】

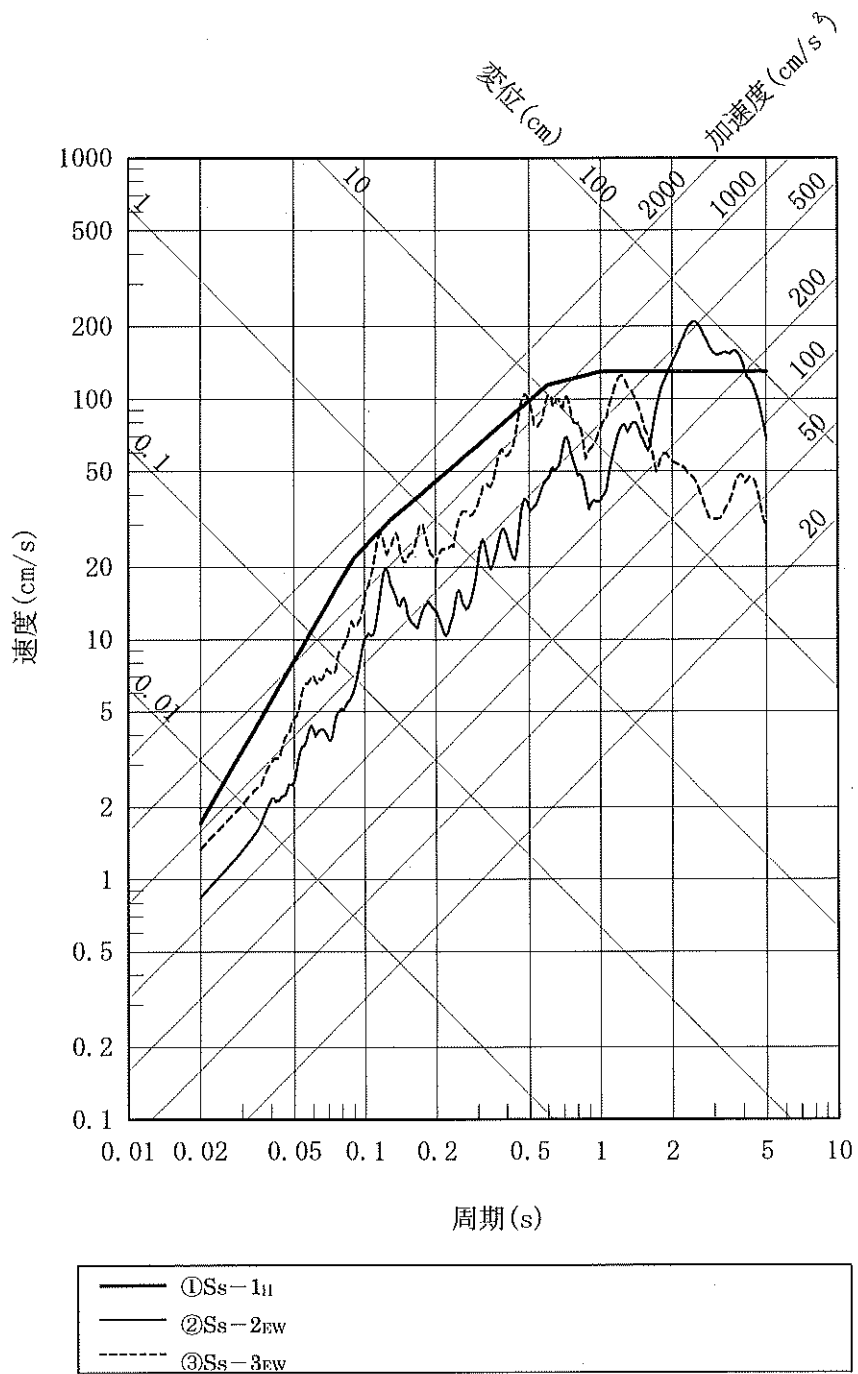


図4 2 基準地震動 Ss の応答スペクトル (EW 方向) 【乙 13-3 (4-165 頁)】

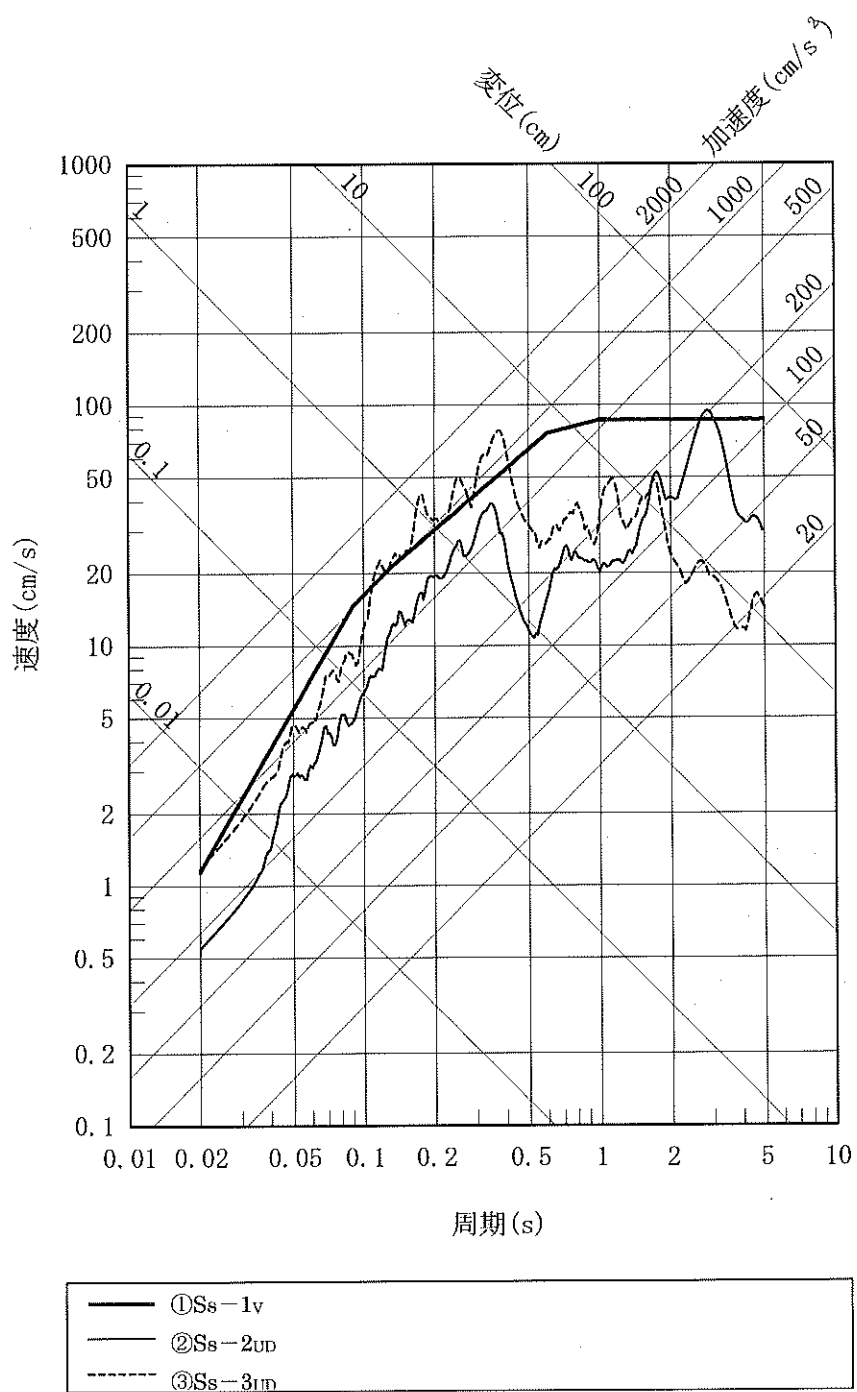


図 4 3 基準地震動 Ss の応答スペクトル (UD 方向) 【乙 13-3 (4-166 頁)】

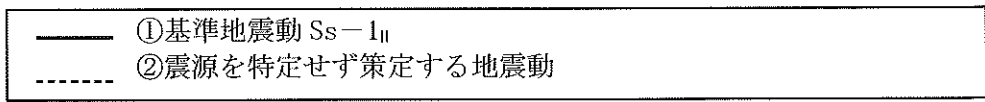
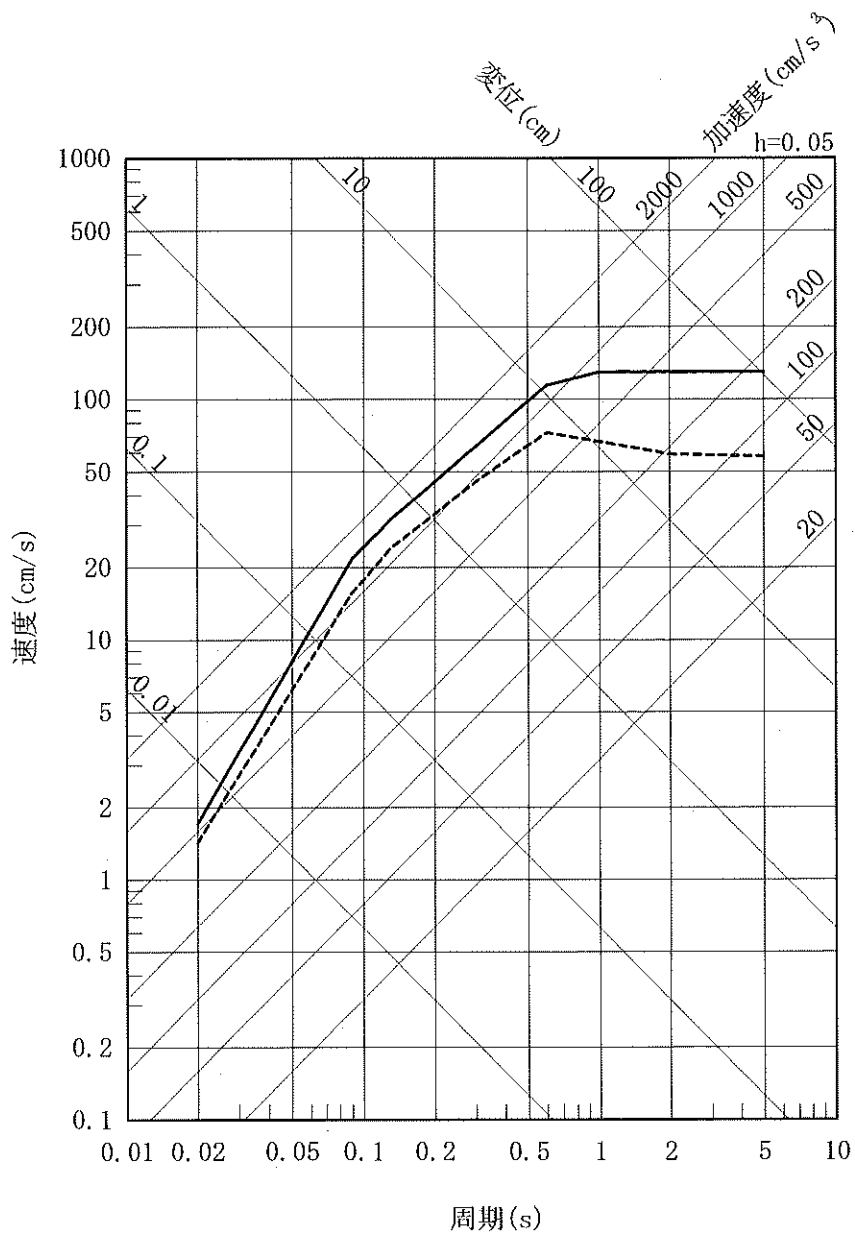
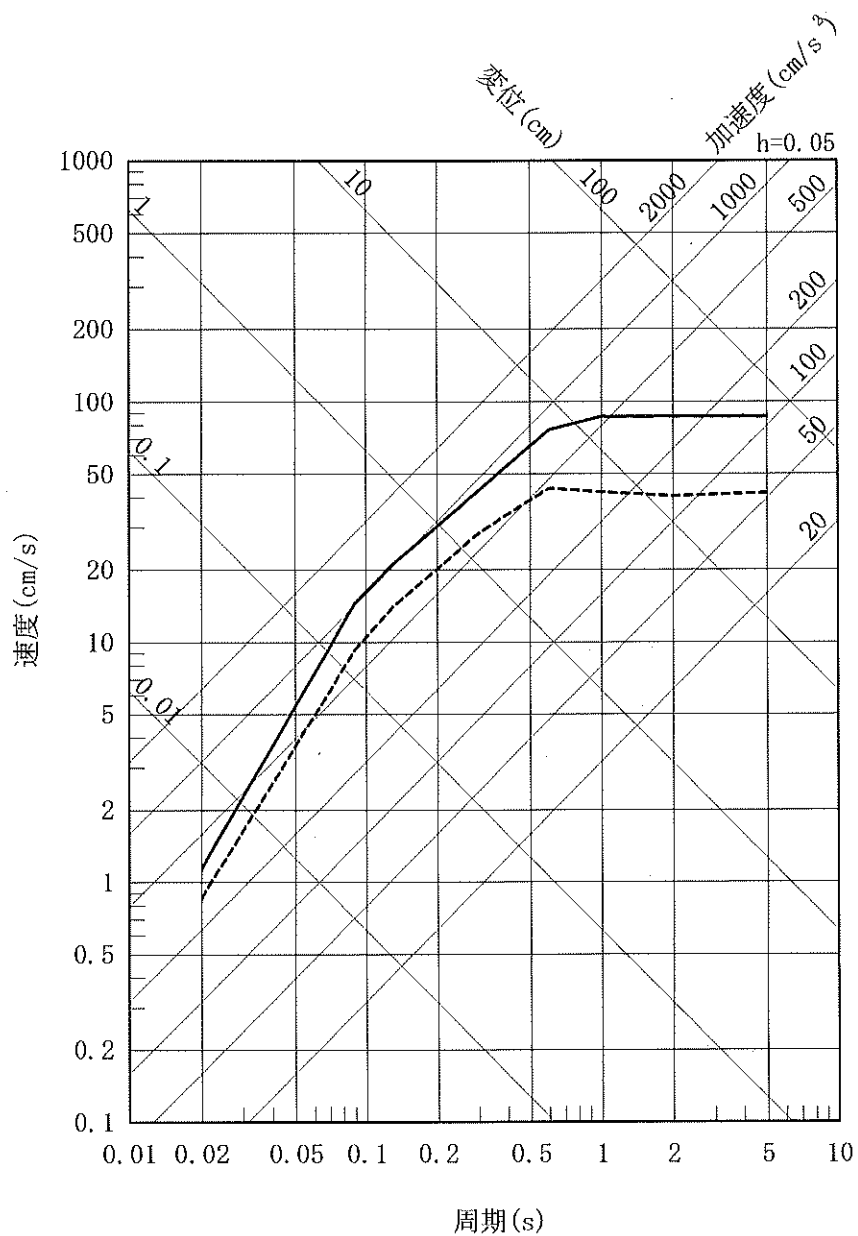


図4.4 基準地震動 Ss-1 及び「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトル (水平方向) 【乙 13-3 (4-167 頁)】





- ①基準地震動 Ss-1<sub>v</sub>
- ②震源を特定せず策定する地震動

図45 基準地震動 Ss-1 及び「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトル (鉛直方向) 【乙 13-3 (4-168 頁)】

エ 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、3波の基準地震動 S<sub>s</sub> (S<sub>s</sub>-1, S<sub>s</sub>-2, S<sub>s</sub>-3) を策定した。

基準地震動 S<sub>s</sub> における最大加速度は 540 ガルである (図 4 6, 表 9)【乙 13-3 (4-172 頁)】。

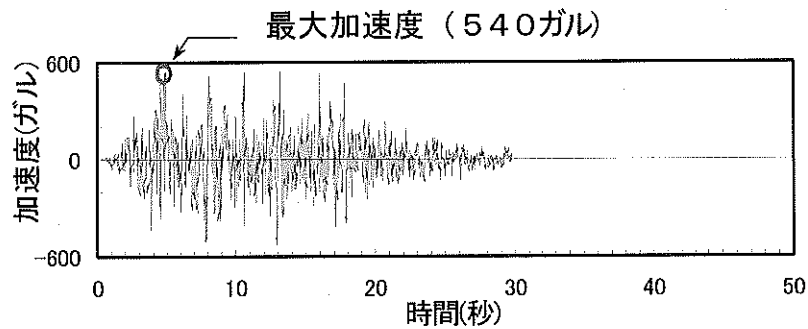


図 4 6 最大となる基準地震動 S<sub>s</sub>-1 の加速度波形 (水平動)

表 9 基準地震動 S<sub>s</sub> の最大加速度

基準地震動 S <sub>s</sub>				最大加速度 (cm/s <sup>2</sup> )
応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S <sub>s</sub> -1	設計用模擬地震波	水平動	S <sub>s</sub> -1 <sub>H</sub>	540
		鉛直動	S <sub>s</sub> -1 <sub>V</sub>	360
断層モデルを用いた手法による基準地震動 S <sub>s</sub> -2 及び S <sub>s</sub> -3	城山南断層による地震	水平動 NS 成分	S <sub>s</sub> -2 <sub>NS</sub>	268
		水平動 EW 成分	S <sub>s</sub> -2 <sub>EW</sub>	265
		鉛直動 UD 成分	S <sub>s</sub> -2 <sub>UD</sub>	172
	竹木場断層による地震	水平動 NS 成分	S <sub>s</sub> -3 <sub>NS</sub>	524
		水平動 EW 成分	S <sub>s</sub> -3 <sub>EW</sub>	422
		鉛直動 UD 成分	S <sub>s</sub> -3 <sub>UD</sub>	372

### (3) 耐震安全性評価結果

被告は、玄海2号機の安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系について、上記のとおり策定した基準地震動 Ss-1～Ss-3（最大加速度 540 ガル）による地震力に対して耐震安全性を確保していることを確認した。

具体的には、安全上重要な建物・構築物については、基準地震動 Ss-1～Ss-3 による地震力（荷重）によって、その機能を喪失することのないことを評価（構造強度評価）し、耐震安全性を確保していることを確認した。一例として、安全上重要な建物については、基準地震動 Ss-1～Ss-3 による地震力が作用した場合の建物各層の鉄筋コンクリート耐震壁の最大応答せん断ひずみ<sup>32</sup>を評価し、算出した応答せん断ひずみ（最大で  $0.58 \times 10^{-3}$ ）が、評価基準値  $2.0 \times 10^{-3}$  に対して十分余裕があり、安全上重要な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 1 0）【乙 13-5（6-13, 6-15 頁）】。

表 1 0 玄海2号機の安全上重要な建物・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
原子炉建屋	耐震壁	$0.58 \times 10^{-3}$	$\leq 2.0 \times 10^{-3}$
原子炉補助建屋		$0.31 \times 10^{-3}$	

また、安全上重要な機器・配管系については、基準地震動 Ss-1～Ss-3 による地震力が作用した場合においても著しく変形することによりその機能を喪失することのないことを評価（構造強度評価）し、耐震安全性を確保していることを確認した。あわせて、安全上重要な機器のうち、ポンプ・電動機等の動的機器及び制御盤・電源盤等の電気機器については、基準地震動 Ss-1～Ss-3 による地震力（加速度）が作用した場合においてもその機能を維持できることを評価（動的機能維持評価または電氣的機能維持評価）し、耐震安全性を確保していることを確認した（表 1 1）【乙 13-6（7-28～7-36, 7-48 頁）】。

表 1 1 玄海 2 号機の安全上重要な機器・配管系の耐震安全評価結果（抜粋）

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

## 5 耐震実証試験等において確認された原子力発電所の耐震安全性

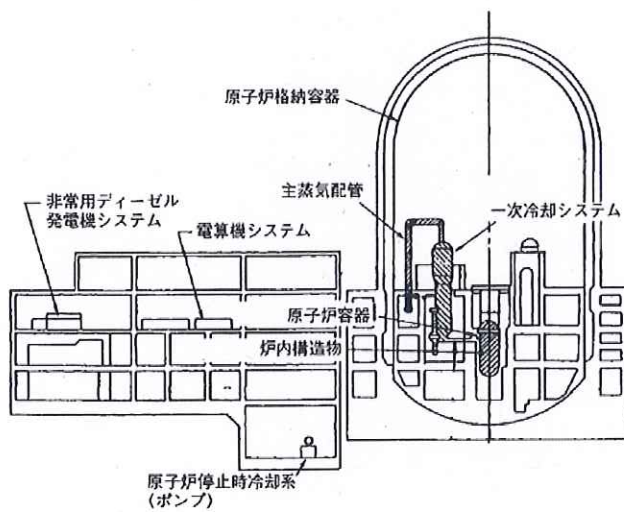
### (1) 原子力発電施設耐震信頼性実証試験により確認された原子力発電所の耐震安全性

前述のとおり、玄海 2 号機が基準地震動に対する耐震安全性を確保しているところ、さらに、原子力発電所が十分な耐震安全性（耐震安全上の余裕）を確保していることについては、原子力発電施設耐震信頼性実証試験（以下「耐震実証試験」という。）によって明らかとなっており、以下に改めて述べる。

#### ア 試験の目的及び内容

耐震実証試験は、1982～2004年度に財団法人原子力発電技術機構（当時）多度津工学試験所において実施された試験で、原子力発電所の安全上重要な設備と相似則<sup>33</sup>を有する試験体（図 4 7）を大型高性能振動台<sup>34</sup>（以下「振動台」という。）に設置、加振することで、設備の耐震安全上の余裕や、耐震設計手法の妥当性、制御棒挿入性など機能の信頼性等を実証したものである。

【乙 80（1～12頁）】。



PWR原子炉格納容器 鋼製  
 [縮尺:1/3.7, 重量:350ト (実機:約3,800ト)]

図47 PWRの試験対象機器の位置及び試験体の例

#### イ 耐震実証試験の結果

耐震実証試験の結果、全ての試験対象設備について、基準地震動に対する構造強度の確保、地震時（地震後）における原子炉格納容器の機密性及び制御棒挿入性等の機能維持及び耐震設計手法等の妥当性が実証されている。また、全ての試験対象設備が、基準地震動 $S_2$ を超える地震波に対して何ら異常は発生せず、十分な耐震安全性を有していることが実証されている。例えば、原子炉容器については、試験体重量及び寸法による振動台の性能限界である961ガルまで加振しても損傷は確認できず、961ガル以上の耐震安全性を有することが実証されている（表12）【乙80（13～24，157頁）】。

表 1 2 PWR設備の試験結果（最大加速度）

	強度実証試験 <sup>(注)2</sup>	限界加振試験 <sup>(注)2</sup>
原子炉格納容器（鋼製） 〈1/3.7, 350 トン, 約 3,800 トン〉 <sup>(注)1</sup>	591 ガル	887 ガル 〔1.5 倍〕 <sup>(注)3</sup>
炉内構造物 〈1/1, 555 トン, 約 500 トン〉	729 ガル	1,094 ガル 〔1.5 倍〕
1 次冷却システム 〈1/2.5, 525 トン, 約 1,000 トン〉	1,433 ガル	2,866 ガル 〔2.0 倍〕
原子炉容器 〈1/1.5, 700 トン, 約 850 トン〉	714 ガル	961 ガル 〔1.3 倍〕
非常用ディーゼル発電機システム ※クランク軸などの部分試験を実施	1,360 ガル	1,770 ガル 〔1.3 倍〕
電算機システム 〈1/1, 81 トン, 約 300 トン〉	526 ガル	2,262 ガル 〔4.3 倍〕
原子炉停止時冷却系 〈1/1, 294 トン, 約 300 トン〉	1,800 ガル	2,700 ガル 〔1.5 倍〕
主蒸気系 〈1/2.5, 190 トン, 約 200 トン〉	1,940 ガル	4,850 ガル 〔2.5 倍〕
プレストレストコンクリート製原子炉格納容器 〈1/10, 757 トン, 約 27,000 トン〉	557 ガル	3,398 ガル 〔6.1 倍〕
制振サポート支持重機器 〈1/2.5, 550 トン, 約 600 トン〉	1,824 ガル	5,290 ガル 〔2.9 倍〕
配管（一般化モデル） 〈1/1, 200 トン, - 〉	-	1,900 ガル

(注)1 〈 〉内は、縮尺、試験体重量（支持構造物の重量含み）、実機重量を示す。

(注)2 強度実証試験とは、基準地震動 S<sub>1</sub>（設計用最強地震）及び S<sub>2</sub>（設計用限界地震）に対する強度並びに機能の信頼性を確認する試験。限界加振試験とは、基準地震動 S<sub>2</sub> を超える地震波で加振し、耐震安全上の余裕を確認する試験。

(注)3 [ ]内は、強度実証試験における基準地震動 S<sub>2</sub> 応答波に対する比率を示す。

#### ウ PWR 実機配管の耐震安全性

財団法人原子力発電技術機構（当時）は、上記の耐震実証試験により得られた解析コードを用いて、PWR 実機配管（安全上重要な設備の一つである主給水系配管）の耐震安全性を解析している。

まず、基準地震動 S<sub>2</sub> 応答波（原子炉建屋床応答波、最大加速度：1,940 ガル）を入力した場合の主給水系配管モデルにおける各質点の応力を解析したところ、図 4 8 のとおり、評価基準値 458MPa に対し 57～102 MPa となり、評価基準値を大きく下回り、4.5～8 倍の耐震安全性を有する結果が得られている。

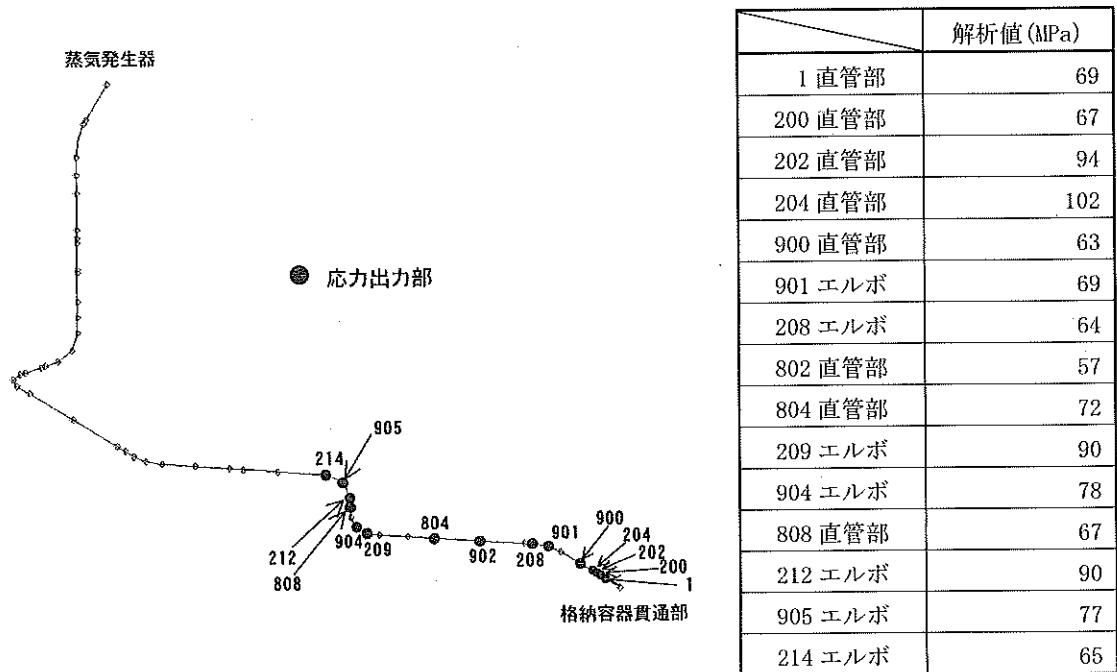


図4 8 主給水系配管質点モデルの応力評価部位及び評価結果

次に、いずれかの質点が、評価基準値 458 MPa に達する地震動を解析した結果、最大加速度 18,600 ガルで評価基準値に達する結果が得られている。さらに、1 回の地震で配管が疲労破損するとした場合の地震動を解析したところ、最大加速度 248,300 ガルとなり、評価基準値 458MPa に達する地震動 18,600 ガルに対し 13.3 倍 (248,300 ガル/18,600 ガル) の耐震安全性を有することが明らかとなっている。【乙 81 (5-50, 5-52, 5-58 頁)】

以上述べた耐震実証試験の結果は、評価基準値と評価値の差だけでなく、上記 1 で述べた評価基準値の設定や評価値の算定といった規格、基準自体に定められている方法の中での安全側への考慮が、原子力発電所の安全上重要な設備の十分な耐震安全性の確保に繋がっていることを明らかにしている。

(2) ストレステストにより確認された耐震安全上の余裕

被告は、福島第一原子力発電所の事故後、原子力安全・保安院 (当時) の指示を受け、発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価、いわゆるストレステストを実施した【乙 94-1】。

ストレステストは、各原子力発電所において、地震、津波等により炉心損傷

に至るような起因事象が発生したとして、設計上の想定を超える場合を仮想し、どの程度までの地震動や津波であれば原子力発電所の安全が確保できるか、すなわち、原子力発電所のシステムとしての頑健性を確認するという観点から、原子力発電所が有する総合的な耐震裕度（基準地震動に対して何倍の地震動に耐える裕度を持っているか）等を定量的に評価し、クリフエッジ（燃料が重大な損傷に至る状態等事象が進展、急変し状況が大きく変わる境）を明らかにするものである。

以下に、玄海2号機における地震による炉心の損傷に関するストレステストの結果を説明する。

#### ア 起因事象の選定

まず、地震をきっかけとして炉心損傷に至る起因事象として、地震動による建物、配管等の損傷が要因となる事象（「1次冷却材喪失事故」等）及び安全機能へ重大な影響を及ぼす機器等の損傷が要因となる事象（「電源の喪失」、「原子炉補機冷却水の喪失」等）を選定した。

#### イ 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

次に、選定した起因事象（「1次冷却材喪失事故」「電源の喪失」「原子炉補機冷却水の喪失」等）について、それぞれ、その事象の影響を緩和し、事象の収束に必要なとされる機能（以下「影響緩和機能」という。例えば、非常用ディーゼル発電機からの給電）を抽出し、起因事象毎に各影響緩和機能が有効か無効であるかを図示した分岐図（イベントツリー）を作成して、これに基づき炉心損傷を回避できる収束シナリオを特定した。

#### ウ 起因事象及び影響緩和機能に関連する設備等の抽出、耐震裕度の評価

さらに、各起因事象に関連する各設備の耐震裕度評価結果を用いて、それぞれの起因事象がどの程度の地震動で発生するか耐震裕度評価（基準地震動に対して何倍の裕度を持っているか）を行うとともに、上記イで特定された収束シナリオにおける耐震裕度の分析のため、各起因事象の影響緩和を実現するために必要な構成機器が基準地震動に対して何倍の裕度を持っているかの耐震裕度評価を行った。なお、ストレステストにおける耐震裕度評価は、



上記 1 で述べた耐震安全性評価で求めた各施設・機器等ごとの評価値で評価基準値を除し、評価基準値が評価値の何倍かを算出することにより行っている。

起因事象の耐震裕度を超える地震の発生により、仮に起因事象が発生したとしても、その起因事象に対する収束シナリオの耐震裕度の方が地震動より大きければ、影響緩和機能が働き、事象の収束が可能である。

炉心損傷を回避できる収束シナリオが成功するためには、そのシナリオの成功に必要な構成機器（各影響緩和機能）が全て有効でなければならず、そのシナリオに必要な構成機器の中で最も耐震裕度が小さい機器の耐震裕度の値が収束シナリオの耐震裕度となる。

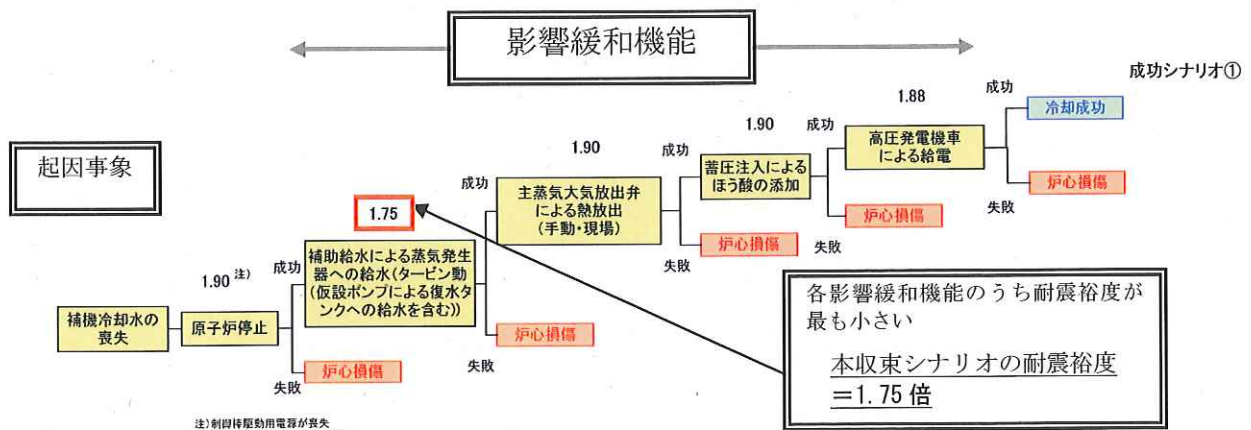


図 4 9 イベントツリーを用いた収束シナリオの耐震裕度評価の例

## エ クリフエッジの特定

クリフエッジとは、地震によって燃料が損傷する最小の耐震裕度である。

被告は、耐震裕度が小さい起因事象から順に耐震裕度の評価を行い、各起因事象の収束シナリオの耐震裕度のうち最も耐震裕度の小さいものを特定し、これをクリフエッジとした。

玄海 2 号機のストレステストでは、地震による機器の損傷により原子炉内の燃料の冷却手段が確保できなくなるまでの裕度（クリフエッジ）として、基準地震動 Ss に対し、1.75 倍の裕度を有していることを確認した。(図 4 9)

【乙 94-3 (17~29, 添付資料 5-1-14 頁)】

## 6 小 括

以上のとおり、基準地震動については当時の最新の知見に基づき、安全側に策定し、さらに新たな知見が得られた場合は適切に見直しを実施しており、被告が耐震バックチェックにおいて策定した基準地震動 Ss-1～Ss-3 (最大加速度 540 ガル) は合理性を有している。

そして、被告は、玄海 2 号機の設計・建設時以降、基準地震動が見直される都度、安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系が基準地震動に対する耐震安全性を確保していることを確認しており、耐震バックチェックにおいて基準地震動 Ss-1～Ss-3 による地震力に対し耐震安全性を確保していることを確認している。

また、原子力発電所が十分な耐震安全性を有していることについては、耐震実証試験やストレステストにおいて確認されている。

したがって、玄海 2 号機において基準地震動を超過する地震動が発生する現実的危険性は認められず、玄海 2 号機の耐震安全性は確保されているとともに、原子力発電所については、十分な耐震安全性を確保しており、万一、玄海 2 号機に、基準地震動による地震力を超える地震力が到達したとしても、直ちに放射性物質の大量放出に至るような事故が発生する現実的危険性はない。

なお、新規制基準は、2011 年東北地方太平洋沖地震等で得られた最新の知見を踏まえ、プレート間地震や海洋プレート内地震などの要求水準が高度化し、従来よりも、詳細な調査や確認が必要となっている。玄海 2 号機は新規制基準に基づく審査を経てはいないが、玄海 2 号機における基準地震動は、新規制基準に基づく玄海 3 号機、4 号機における基準地震動 Ss-1～Ss-3 と同一のものである。基準地震動の策定においては、詳細な調査と地域的な特性を反映させた震源を特定して策定する地震動が中心であり、震源を特定せず策定する地震動は念には念を入れて策定されるものであることを踏まえると玄海 2 号機が新規制基準に適合していないことをもって基準地震動の合理性が否定されるものではない。

## 第 5 玄海 2 号機における配管の健全性確保に向けた取り組み

被告は、準備書面 11 において、玄海 2 号機の配管について、材料の選定から設計、製作及び据付時の品質管理並びに運転開始後の保全（点検、補修、取替え、改造）によって配管が破断することがないように健全性を確保し続けていることについて主張済である。あわせて、玄海 2 号機の余剰抽出配管のひび割れ事象につ

いては、ひび割れ事象が発生しない設計に変更した上で当該配管の取替えを実施し、法令上も適切に対応している旨主張している。

以下に、玄海2号機における配管の健全性確保に向けた取り組みについて、改めて概略的に述べる。

## 1 設計・施工時における配管の健全性確保

- (1) 配管の材料の選定については、内包流体の種類、性質、圧力、温度、配管の使用環境等の条件を考慮し【乙28(21頁)】、オーステナイト系ステンレス鋼(以下「ステンレス鋼」という。)や炭素鋼を使用している。具体的には、1次冷却材が循環する1次系配管については、耐食性に優れており、劣化が生じにくいステンレス鋼を素材とするものを使用している(1次系配管で発生した腐食生成物は、炉心での中性子照射により放射化され、配管内表面に沈着し放射線源の主因となるため、耐食性に優れた素材を使用することが必要である。【乙28(22頁)、乙31(232頁)、乙32(131頁)】。また、1次系配管以外の配管については、火力発電所等で使用実績があり、安全性が確立されている炭素鋼を素材とするものを多く使用している【乙28(23頁)、乙31(235頁)、乙32(131~132頁)】。
- (2) 配管の設計にあたっては、内包流体の種類や性質、圧力、温度、及び配管の使用環境等の条件を考慮することはもとより、長年の火力発電所や原子力発電所における運転実績及び様々なトラブル実績を踏まえ、同様のトラブルが発生しないよう定められた国の「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。)に適合するよう、配管の口径、厚さ及び配管ルートを決している。具体的には、①配管の口径については限界流速<sup>35</sup>を、②配管の板厚については使用圧力や管の外径等から求めた計算結果を、③配管ルートについては配管の内圧や自重、熱等により配管に加わる力を分析した結果(応力解析)等をそれぞれ考慮のうえ決定している。
- (3) そして、配管の据付時には、厳格な品質管理のもと、一般社団法人日本機械学会の「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版) JSME S NB1-2007」等に従い据付を行っている。被告は、配管の受入時や溶接等の各過程におい

て社内検査（「材料検査」、 「非破壊検査」及び「漏えい検査」等）を行うとともに、国の使用前検査（「漏えい検査」等）を受け、配管に問題がないことを確認している。同時に、運転開始後の配管の保全における経年変化状況の比較のため、運転開始前に基本データを収集している。

- (4) 加えて、配管のひび割れ事象の一つである応力腐食割れ<sup>36</sup>を防止するため、ステンレス鋼配管の内包流体である1次冷却材については腐食の原因となりうる溶存酸素濃度を5ppb<sup>37</sup>以下と極めて低く制限するよう、また、炭素鋼配管の主な内包流体である2次冷却材についてはアルカリ性に保つよう(pHを8.5以上に保ち酸の活動を抑える。)、それぞれ設備を設置し、管理している【乙28(22~23頁)】。

## 2 運転開始後における配管の健全性確保

運転開始後、被告は配管を含めた設備について、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令77号)」等に基づき、一般社団法人日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程JEAC4209-2007」に準拠した「保全プログラム」を策定したうえ、保全(点検、補修、取替及び改造)を実施している(図50)【乙29】。

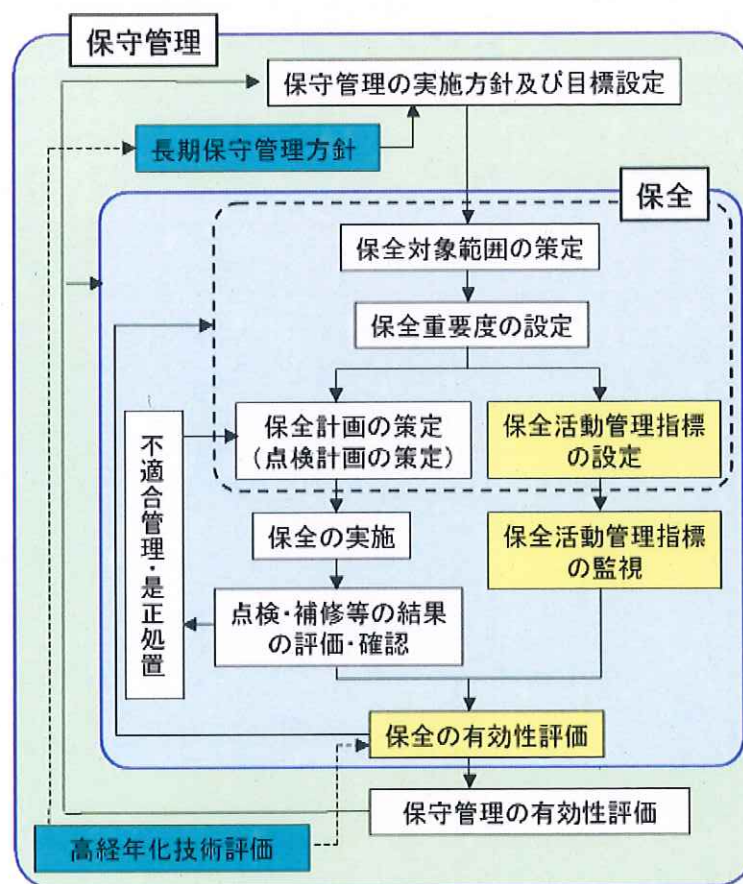


図50 保守プログラムを含む保守管理の流れ  
(図の水色部分が保守プログラム)

そして、被告は、保守プログラムに基づく保守対象範囲の策定及び保守重要度の設定、保守計画<sup>38</sup>の策定、保守の実施並びに点検・補修等の結果の評価・確認等を通じて、関係する法令、規格及び基準に適合していることを確認し、配管を含めた設備の健全性を継続的に確保している。あわせて、国内外の他の原子力発電所等において新たな知見が得られた場合には、国から発出された指示文書に基づく点検等を行うほか、自主的に点検、補修及び取替等を行っている。

ちなみに、配管に発生しうる経年劣化事象は、配管の材料と配管の内包流体等との組み合わせや、配管の構造（直管部か、曲がり部か、溶接部か）等から、様々な原因が考えられるところ、火力発電所や原子力発電所における長期にわたる運転実績から、設計する際に配管ルートを考慮することによりその発生を防止することができるもの（応力腐食割れや高サイクル熱疲労等によるひび割れ事象等）については、設計段階で対応することとし、主に設計によって発生を防止できな

いもの（減肉事象等によるひび割れ事象等）について保全プログラムに基づく保全を行っている。

#### (1) 保全対象範囲の策定及び保全重要度の設定

原子力発電所の配管には、高温・高圧で放射性物質を含む1次冷却材を内包する配管及び安全設備を構成する配管等の安全上重要な配管（主に1次系配管）の他、発電用設備を構成する配管（主に2次系配管）、さらには放射性物質を含まない排水等の処理設備や補助蒸気等を製造する設備を構成する配管など様々な配管がある。

このため、まずは保全を行う対象範囲について、安全上の重要度や国の定めた技術基準規則の適用状況等を勘案して設定している（基本的には発電所における殆どの設備が対象である。）。

次に、設備の安全上の重要度に応じて、これら設備を保全重要度として「高」または「低」の2つに分類し、この保全重要度に応じて、(2)で述べる保全方式によって保全を実施している（表13）。

表 1 3 保全重要度別の設備内容

高	<ul style="list-style-type: none"> <li>・その損傷又は故障により発生する事象により、炉心の著しい損傷、又は燃料の大量の破損を引き起こす恐れのある構築物、系統及び機器 【例：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能等】</li> <li>・異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器 【例：原子炉の緊急停止機能等】</li> <li>・安全上必須なその他の構築物、系統及び機器 【例：工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能等】</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・その損傷又は故障により発生する事象により、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こす恐れはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出の恐れがある構築物、系統及び機器 【例：原子炉冷却材を内蔵する機能等】</li> <li>・通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器 【例：安全弁及び逃がし弁の吹き止り機能等】</li> <li>・上記構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器 【例：使用済燃料ピット水の補給機能等】</li> <li>・異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器 【例：事故時のプラント状態の把握機能等】</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リスク重要度が高い構築物、系統及び機器 【例：原子炉格納容器の空調機能等】</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・上記以外の構築物、系統及び機器 【例：補助蒸気及び補給水製造機能等】</li> </ul>
低	<ul style="list-style-type: none"> <li>・上記以外の構築物、系統及び機器 【例：補助蒸気及び補給水製造機能等】</li> </ul>

(2) 保全計画の策定

配管については、(1) で設定した保全重要度に応じて系統（化学体積制御設備系統など）ごとに保全方式を決定し、供用期間中において、ひび割れの有無の確認を含めてその健全性を確認するとともに、設計で防止できない配管の主な経年劣化事象である減肉事象を管理している。

配管の健全性の確認については「発電用原子力設備規格 維持規格（2008 年版） JSME S NA1-2008」（以下「維持規格」という。）【乙 35】が、減肉事象については「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（2006 年版） JSME S NG1-2006」（以下「減肉管理規格」という。）【乙 36】が、一般社団法人日本機械学会によりそれぞれ定められており、被告はこれらの規格に準拠し

て保全計画を策定している。

ア 維持規格に基づく保全計画の策定

(ア) 維持規格は、原子力発電所の安全上重要な設備（設備を構成する配管を含む。）について、その重要度に応じてクラス1から3に分類（表14、図51）し、クラス毎に各種機器類の維持のための点検方法や欠陥評価、補修等に関する事項が規定されている。

表14 クラス1～3の対象設備・配管

クラス 1	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の耐圧部分及びその支持部材取付け部分をいう。
クラス 2	<p>a. 原子炉を安全に停止させるために必要な設備または非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障・損壊等により公衆に放射線障害を及ぼす恐れを間接的に生じさせるものに属する機器（放射線管理設備に属するダクトにあつては原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る）。</p> <p>b. タービンを駆動させることを主たる目的とする流体が循環する回路に係わる設備に属する機器であって、クラス1機器からこれに最も近い弁までのもの。</p> <p>c. a. 及び b. に掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁または外側隔離弁までのもの。</p>
クラス 3	クラス1機器、原子炉格納容器、クラス2機器及び放射線管理設備に属するダクト以外の容器または管（内包する流体の放射性物質の濃度が $37\text{mBq/cm}^3$ （流体が液体の場合には、 $37\text{kBq/cm}^3$ ）以上の管または最高使用圧力 $0\text{MPa}$ を超える管に限る）をいう。



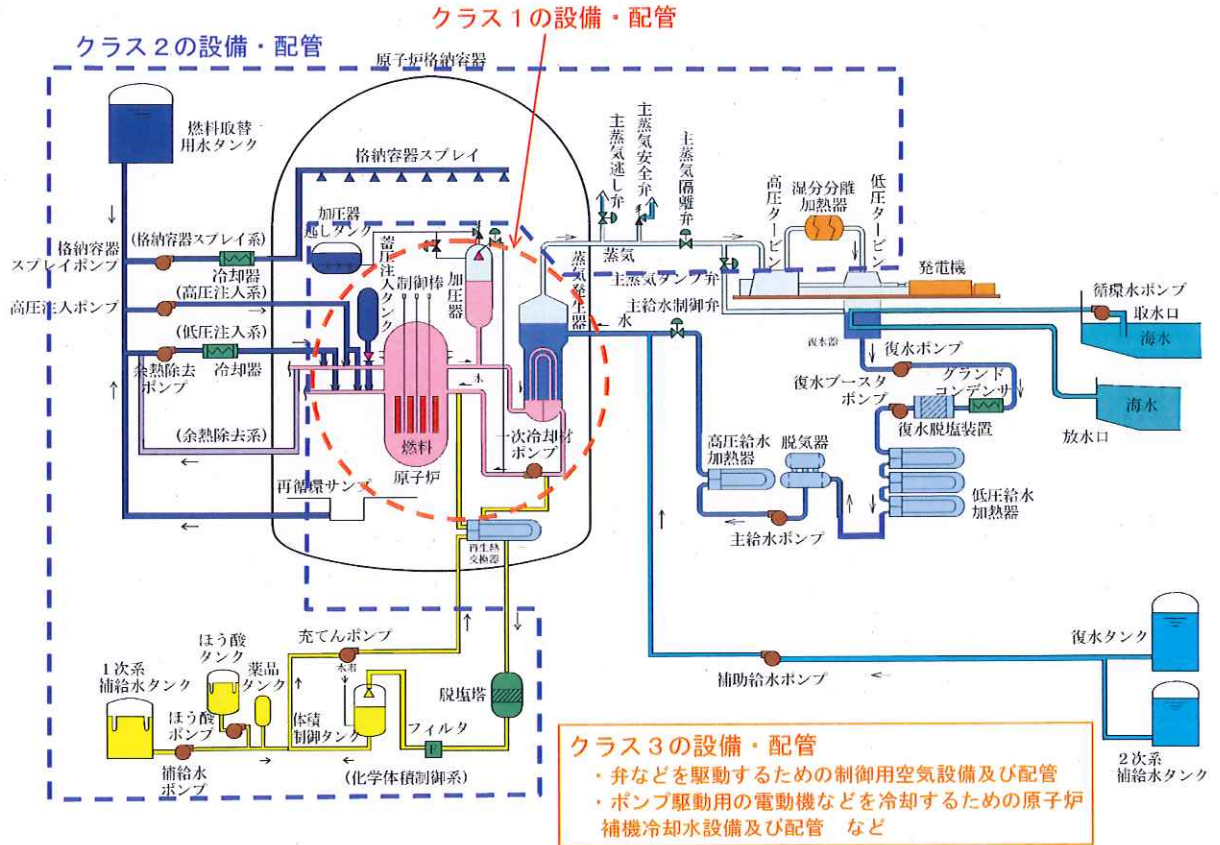


図51 クラス区分毎の配管のイメージ

(イ) 被告は、玄海2号機において、表15のとおり、維持規格に基づきクラス区分毎に配管の点検計画（点検箇所、点検方法及び点検頻度等）を定めている。

なお、点検箇所については、これまでの火力発電所及び原子力発電所の運転経験において、ひび割れ事象の多くが配管の溶接継手またはその近傍で発生していることから、いずれのクラスについても、原則として点検可能な溶接継手部及びその近傍の母材部を点検箇所としている。あわせて、1次冷却系統等の耐圧部を構成する設備（設備を構成する配管を含む。）に対し、漏えい試験を行っている。漏えい試験とは、検査物に液体または気体を注入し、圧力をかけ、漏えいの有無を確認する試験であり、クラス1配管については定期検査ごとに、クラス2及び3配管については10年に1回行っている。

表 1 5 玄海 2 号機における配管の点検計画の概要

	点検範囲の考え方	① 点検箇所	② 点検方法	③点検頻度 (10年間の 試験程度)
クラス 1	原子炉冷却材圧力バウンダリに 属する機器かつ呼び径 25A以上の配管	呼び径100A以上の配管, 管台溶接継手	超音波探傷試験 <sup>※1</sup> 又は浸透探傷試験 <sup>※2</sup>	25%
		呼び径100A未満の配管, 管台溶接継手	浸透探傷試験	25%
		ソケット溶接継手	浸透探傷試験	25%
		配管支持部材溶接継手	浸透探傷試験	7.5%
クラス 2	下記のいずれかに該当し, かつ 呼び径100Aを超えるもの (※高圧注入系は呼び径40Aを 超えるもの)  ・工学的安全施設のうち直接系 に属する機器 ・原子炉緊急停止系に属する機 器 ・原子炉の停止に直接必要な冷 却系に属する機器	呼び径100Aを超えかつ公称板厚9.5mm を超える配管溶接継手 (※高圧注入系は呼び径40Aを超える もの)	超音波探傷試験 及び浸透探傷試験, 又は浸透探傷試験のみ	7.5%
		呼び径50Aを超えかつ公称板厚5.0mmを 超える配管溶接継手 (※高圧注入系は呼び径40Aを超える もの)	浸透探傷試験	7.5%
		呼び径50A以上100A以下かつ公称板厚 5mmを超えるソケット溶接継手	浸透探傷試験	7.5%
		配管支持部材溶接継手	浸透探傷試験	7.5%
クラス 3	下記のいずれかに該当するもの ・工学的安全施設の間接系に属 する機器 ・使用済み燃料貯蔵設備および その冷却系設備に属する機器	配管支持部材溶接継手 (耐震クラスSの配管)	目視試験 <sup>※3</sup>	7.5%

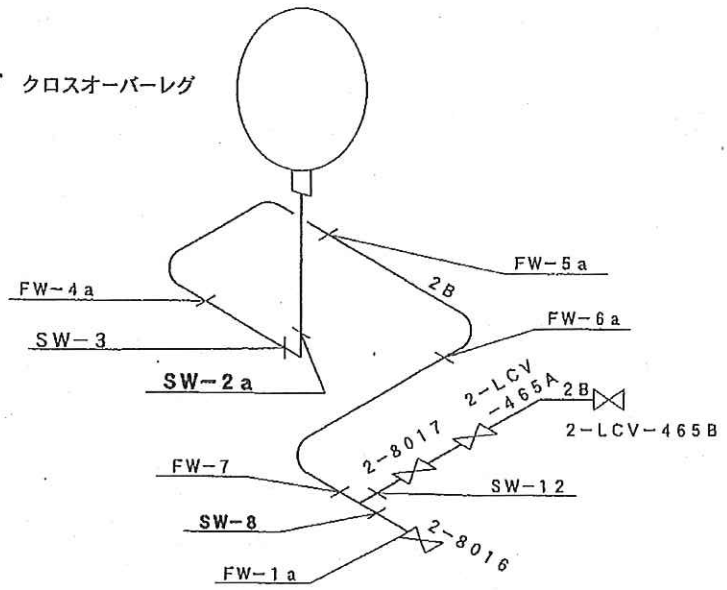
※1 超音波探傷試験とは、検査物内部の欠陥を検出する試験（体積試験）の一種であり、検査物に超音波をあて、そのエコー（反射波）の大きさや拡がり等を分析して検査物内部の欠陥を検出する試験。なお、玄海2号機における呼び径100A以上の配管の管台溶接継手については、管台溶接部の形状により超音波探傷試験で用いる探触子を検査範囲全域に有効に接触させることが通常では難しいため、浸透探傷試験を実施している。

※2 浸透探傷試験とは、検査物表面の欠陥を検出する試験（表面試験）の一種であり、検査物表面に浸透液を塗布し、余剰浸透液を洗浄、乾燥した後に現象剤を吹き付け、亀裂等に浸透した浸透液が表面に染み出てくる状況进行分析し、検査物表面の欠陥を検出する試験。

※3 目視試験とは、検査物における表面の磨耗、亀裂、変形、心合わせ不良、ボルト締め付け部の緩み及び耐圧部からの漏えい等の異常を検出（確認）するための試験。

そして、被告は、点検箇所について、図52のとおり、投影図等に検査対象箇所毎に番号を付番し、検査対象箇所が明確になるように管理している。また、点検箇所毎の点検方法及び点検頻度については、表16のとおり、10年を基本とする「供用期間中検査10年計画表」を作成し、当該表により検査管理を行っている。

2Aループ クロスオーバーレダ



2Bループ クロスオーバーレダ

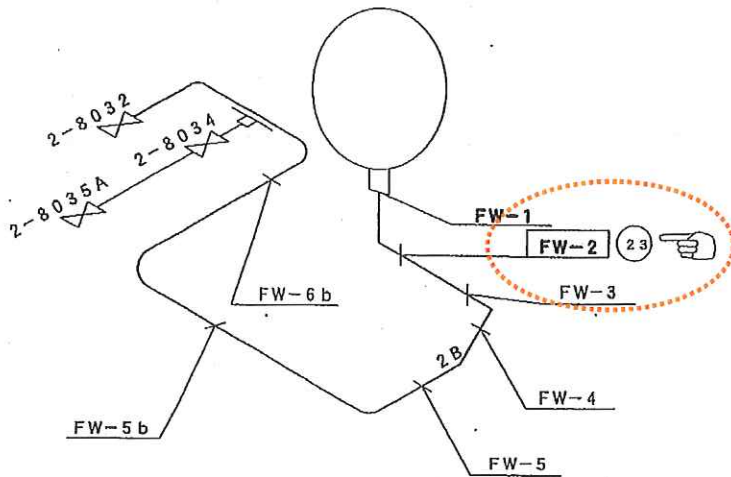


図52 玄海2号機における余剰抽出配管の投影図  
(指マークのある「FW-2」が第23回定期検査の検査対象箇所)

表 1 6 玄海 2 号機の供用期間中検査 10 年計画表

クラス 1 機器供用期間中検査 GN2-1 (保全重要度: 高)  
4. 配管 (2/6)

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2002				玄海原子力発電所第 2 号機検査計画 (10 年)										備 考	
項目 番号	カテ ゴリ	検査の 対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	定期検査の回数							
								第17回	第18回	第19回	第20回	第21回	第22回		第23回
B9. 21	B-J	抽出ライン及びトリップライン(A, B) (2B)	表面	25%	16箇所	PT	25% (4 箇所)	1箇所			1箇所		1箇所	1箇所	
		充てんライン(A, B) (2B)	表面	25%	12箇所	PT	25% (3 箇所)		1箇所	1箇所			1箇所		
		封水注入ライン(A, B) (2B)	表面	25%	18箇所	PT	25% (5 箇所)	1箇所		1箇所	1箇所		1箇所	1箇所	
		S I S 高圧注入ライン(A, B) (2B)	表面	25%	6 箇所	PT	25% (2 箇所)		1箇所			1箇所			
		ほう酸注入ライン(A, B) (2B)	表面	25%	9 箇所	PT	25% (3 箇所)	1箇所		1箇所			1箇所		
B9. 31	B-J	一次冷却材管(A, B) (8B, 10B)	体 積	25%	3 箇所	PT	25% (1 箇所)			1箇所					管台形状により体積検査不可のためPTを追加で実施する。
B9. 32	B-J	一次冷却材管(A, B) (2B, 3B)	表面	25%	14箇所	PT	25% (4 箇所)	1箇所				1箇所	1箇所	1箇所	
		加圧器逃がしライン (1・1/4B)	表面	25%	1 箇所	PT	25% (1 箇所)							1箇所	
		S I S 原子炉注入ライン (2B)	表面	25%	2 箇所	PT	25% (1 箇所)			1箇所					
		S I S 蓄圧注入ライン(A, B) (2B)	表面	25%	2 箇所	PT	25% (1 箇所)					1箇所			
B9. 40	B-J	一次冷却材管(A, B) (2B)	表面	25%	2 箇所	PT	25% (1 箇所)				1箇所				
		抽出ライン及びトリップライン(A, B) (2B)	表面	25%	7 箇所	PT	25% (2 箇所)		1箇所				1箇所		
		封水注入ライン(A, B) (2B)	表面	25%	6 箇所	PT	25% (2 箇所)			1箇所				1箇所	
		S I S 高圧注入ライン(A, B) (2B)	表面	25%	4 箇所	PT	25% (1 箇所)					1箇所			
		ほう酸注入ライン(A, B) (2B)	表面	25%	2 箇所	PT	25% (1 箇所)	1箇所							

## イ 減肉管理規格に基づく保全計画の策定

- (ア) 火力発電所や原子力発電所の配管においては、一般的に水や蒸気が流れる配管の肉厚が徐々に薄くなる配管減肉事象が発生する。配管減肉事象については、設計上の配慮での対応は難しいものの、適切に配管の肉厚管理を行い、必要に応じて配管の取替を行えば問題はない。
- (イ) 玄海2号機においては、流体による配管壁面の腐食である「流れ加速型腐食」及び流体中で飛散する水滴の衝突による配管壁面の損傷である「液滴衝撃エロージョン」による配管減肉事象について、減肉管理規格に基づき、これらの事象が発生する可能性のある配管（系統）を対象として、試験計画に基づき配管の肉厚測定を行い、その結果を評価し、必要に応じて配管の取替等を実施している。

流れ加速型腐食については、減肉事象が極めて小さいステンレス鋼等配管は試験の対象外とし、炭素鋼配管のみを試験対象としている。試験対象部位については、選定された試験対象系統うち、偏流が発生するオリフィス<sup>39</sup>やエルボ（L字型の曲がり部）等の部位や機器の出口管を選定している【乙36（16頁）】。

また、液滴衝撃エロージョンについては、炭素鋼配管、ステンレス鋼等配管ともその発生が知られていることから、材料に係らず試験対象系統を選定している。試験対象系統については、負圧機器に接続され、連続的に高速二層流が流れる系統において液滴衝撃エロージョンが発生する可能性があることから、負圧機器である復水器や第一給水加熱器<sup>40</sup>、第2給水加熱器、低圧ドレンタンクに接続され、連続的に高速二層流が流れる系統を対象としている。試験対象部位としては、負圧機器に接続され、常時流れがある系統についてはオリフィスや制御弁下流側など急激に減圧され、フラッシングが発生する部位の下流管及びその下流で高速流れが発生する範囲のうち、液滴の衝突により比較的損傷し易いエルボ、曲がり管等を対象としている【乙36（32頁）】。

被告は、こうした配管減肉管理のため、保全プログラムに基づき、発電所の累積運転時間や、各定期検査における計測予定箇所数、配管個別の点検計画表などを記載した「配管肉厚管理中期計画表」を定めており、定期検査時における肉厚測定結果を踏まえて、適宜、同計画

表の見直しを行っている。一例として、被告が策定、運用している玄海2号機の「配管肉厚管理中期計画表」のうち、第23回定期検査時における「肉厚測定」結果を踏まえて、次回以降の定期検査時における計測予定箇所に関する資料を表17に示す。

そして、肉厚測定結果に基づき、配管減肉の進み具合（減肉率）の評価を行い、配管の余寿命（必要な肉厚を下回るまでの期間）を踏まえ、配管の取替など適切な管理を行っている。

表 1 7 玄海 2 号機の配管肉厚管理中期計画表における計測予定箇所数

QGN-2 測定予定箇所数

定検回次	点検実績・予定(定検回次/調査部位数)											#24～#33 合計	
	#23	#24	#25	#26	#27	#28	#29	#30	#31	#32	#33		
従来測定	119	210	101	120	52	55	6	5	1	3	12	565	
新規追加「主要」	3	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	
新規追加「その他」	2	2	30	0	0	0	0	0	0	0	0	32	
調査部位数	124	213	131	120	52	55	6	5	1	3	12	598	

シート名	#23	#24	#25	#26	#27	#28	#29	#30	#31	#32	#33	スケルトンNO.の合計
500	3	0	7	11	0	3	0	0	0	0	0	21
501	0	1	0	4	0	0	0	0	0	0	0	5
502	4	0	8	11	0	3	0	0	0	0	0	22
503	3	1	0	7	0	1	0	0	0	0	0	9
504	15	8	7	11	0	9	0	1	0	0	1	37
505	4	4	30	9	0	2	0	0	0	0	1	46
506	0	6	0	0	3	0	0	0	0	0	0	9
507	1	6	1	5	0	1	0	0	0	0	0	13
508	1	1	1	5	0	1	0	0	0	0	0	8
509	12	13	6	3	4	1	0	1	0	0	2	30
510	25	17	8	3	8	9	2	1	0	0	5	53
511	1	3	0	0	5	1	0	0	0	0	0	9
512	18	21	9	2	4	10	3	0	0	0	1	50
513	5	25	3	12	0	2	0	0	1	1	0	44
514	9	9	6	3	1	4	1	0	0	0	0	24
515	0	11	0	1	1	0	0	0	0	0	0	13
516	3	15	0	10	3	1	0	1	0	2	0	32
517	10	13	3	3	2	6	0	1	0	0	0	28
518	0	9	0	1	3	0	0	0	0	0	0	13
519	9	40	12	19	2	1	0	0	0	0	2	76
520	3	9	26	0	15	0	0	0	0	0	0	50
521	0	0	0	0	1	0	0	0	0	0	0	1
522	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1
523	0	0	2	0	0	0	0	0	0	0	0	2
524	0	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	1
525	0	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	1
SUM	124	213	131	120	52	55	6	5	1	3	12	

3 保全（点検）の実施

被告は、配管の管理に関し、供用期間中検査 10 年計画表及び配管肉厚管理中期計画表に基づき計画的に検査を行い、必要に応じ配管の取替等必要な対策を行うことで配管の健全性を確保している。

4 配管の点検結果

被告は、これまでの定期検査において、前述した保全計画に従って、各箇所について超音波探傷試験や浸透探傷試験等を実施してきたが、玄海 2 号機において、これまで配管に関するひび割れは、被告準備書面 1 1・23～24 頁等で述べた余剰

抽出系統配管取出部のひび割れ以外、発見されていない。また、配管の肉厚測定において、配管の減肉事象は発生しているものの、適切に配管の取替を行うことで、技術基準規則で要求されている肉厚を下回るような配管はない。

## 5 国による確認

配管の点検結果については、被告による確認のほか、国による確認もなされている。

原子炉等規制法は、原子炉施設の設計から運転に至るまでの過程を段階的に区分し、それぞれの段階に対応して、発電用原子炉設置許可、工事計画認可、使用前検査及び施設定期検査等の規制手続を介在させ、これらを通じて原子炉の利用に係る安全確保を図るという、段階的安全規制の体系を採用しており（原子炉等規制法は福島第一原子力発電所の事故を契機に改正されたが、段階的安全規制の体系を採用していることは改正の前後を通じて変更はない。）、発電用原子炉を設置しようとする者は、運転開始後においても一定の時期ごとに原子力規制委員会が行う施設定期検査を受けなければならない。

そして、施設定期検査においては、発電用原子炉設置者が負っている技術基準適合維持義務<sup>1</sup>を前提とし、定期的に、発電用原子炉施設等が技術基準規則に適合していることが原子力規制委員会により確認される。

直近、玄海2号機については第22回定期検査（平成21年9月12日～平成22年1月8日）を行い、経済産業大臣より「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年6月15日通商産業省令第62号）」（現在の技術基準規則）に適合していることが確認されている【乙30】。

## 6 小括

以上述べたとおり、玄海2号機の配管については、想定される経年劣化事象に対して、設計の段階で考慮するとともに、運転開始後においても維持規格等に基づき適切に点検を行い、必要に応じて取り替えることなどによって、その健全性を維持し続けている。その結果、玄海2号機においては、余剰抽出配管のひび割

<sup>1</sup>発電用原子炉設置者の技術基準適合維持義務：原子炉等規制法第43条の3の14において、「発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持しなければならない。」と定められている。



れ事象を除き、配管に関する異常は確認されていない。

なお、仮に配管に漏えいが発生し、さらには万一破断事故が発生したとしても、運転中の原子炉を緊急停止し、ECCS等により原子炉を継続的に冷却することができることについては、本書面第3の1、被告準備書面11・26～31頁等において述べたところである。

## 第6 結論

以上述べたとおり、被告は玄海2号機において、事故防止に係る安全確保対策等を講じており、仮に玄海2号機において何らかの異常または事故が発生した場合でも、放射性物質の大量放出に至ることはない。そして、玄海2号機は、現在、燃料を取り出した上で停止しており、その使用済燃料は、使用済燃料ピットで安全に保管されているところ、仮に使用済燃料ピット内のピット水が全て喪失するような事態に至ったとしても、その健全性に影響がないことを確認している。

また、玄海2号機における基準地震動は、当時の最新の知見に基づき策定し、さらに新たな知見が得られた場合は適切に見直しを実施して策定したものである上、玄海2号機の基準地震動Ss-1～Ss-3（最大加速度540ガル）は新規制基準に基づく玄海3号機及び4号機における基準地震動Ss-1～Ss-3と同一であることを踏まえると合理性を有している。したがって、玄海2号機において基準地震動を超過する地震動が発生する現実的危険性は認められない。加えて、原子力発電所が十分な耐震安全性を有することについては耐震実証試験等により確認されている。

さらに、玄海2号機の配管の健全性は保全により維持されており、万一配管の漏洩や破断事故が発生したとしても、原子炉を緊急停止し、ECCS等により原子炉を継続的に冷却できる。

以上のとおり、玄海2号機において原告らの主張するような放射性物質の大量放出に至る事故が発生する現実的危険性はなく、原告らの請求は認められない。

以上

---

## 用語説明

### <sup>1</sup> ECCS

Emergency Core Cooling System（非常用炉心冷却設備）の略。

### <sup>2</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、原子炉や一次系配管等が含まれる。

### <sup>3</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。このため、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>4</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、結果と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。

### <sup>5</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。

---

6 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。

7 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。

8 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。

9 エリアモニタ

漏えいした 1 次冷却材の一部は蒸気となり、原子炉格納容器内に循環している空気流に混合するため、原子炉格納容器内における空気の放射能測定により、漏えいを検知する検出器。

10 凝縮液量測定装置

漏えいした 1 次冷却材（蒸気）は原子炉格納容器内の冷却装置で凝縮されるため、その凝縮液量を測定することにより漏えいを検知する検出器。

11 格納容器サンプル水位計

漏えいした 1 次冷却材（蒸気）は原子炉格納容器内底部の格納容器サンプル（水槽）

---

に集まるため、その水位を測定することにより漏えいを検知する検出器。

<sup>12</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。

<sup>13</sup> LOCA

Loss of Coolant Accident（1次冷却材喪失事故）の略

<sup>14</sup> 原子炉格納容器サンプ

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。

<sup>15</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及び原子炉格納容器スプレイ設備の水源となる。

<sup>16</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。事故等発生時には、補助給水設備の水源となる。

<sup>17</sup> 法面

切土、盛土などにより出来る人工的な斜面のこと。

---

<sup>18</sup> 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。

<sup>19</sup> ページング設備

固定通話装置の一種で発電所構内の各所に設置されており、構内作業員の緊急一斉呼出や個別通話、数人の小グループ単位での双方向通話が可能な設備。

<sup>20</sup> 耐震重要度分類

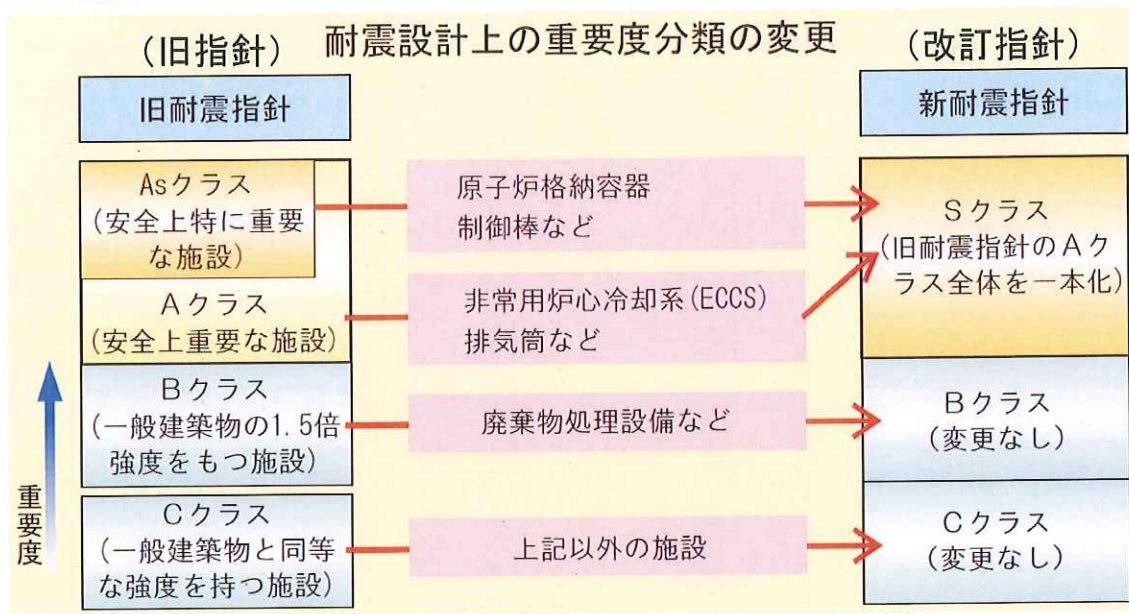
地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度を勘案し定めた分類で、施設の重要度によりSクラス、Bクラス、Cクラスの3つに分類している。

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設、これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設。

Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスの施設と比べ小さい施設。

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。

なお、耐震重要度分類は、平成18年9月の耐震設計審査指針の改訂時に次頁図のとおり変更されている。



21 終局耐力

建物・構築物に対する荷重または応力を漸次増大していくとき、その変形またはひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力のこと。

22 加速度増幅率

地盤を地震波が伝播する際に地震波の振幅が当初の振幅から増幅するその比率をいう。

23 (地盤の) 常時微動測定

地盤の常時微動とは、地盤中を伝播する人工的または自然現象による種々の振動のうち特定の振動源から直接的に影響を受けない状態で様々な振動によって誘起される微小な地盤振動のこと。常時微動測定は、この微小な地盤振動を測定して、地盤の振動特性の推定や地盤種別の判定に利用するために行うもの。

24 ガル

地震によって起こる揺れの大きさを表した加速度の単位。

25 静的地震力

地震による振動を「ある方向に作用する一定の力」に置き換えた地震力。主に建物や

---

機器の基本構造を設計する際に用いられる。

<sup>26</sup> 原子炉安全停止機構

原子炉を臨界未満に停止するための設備(制御棒クラスタ, 制御棒駆動装置など)。

<sup>27</sup> 地震地体構造

日本は地質構造や地形を基に分類できるようないくつかの異なる地域から成り立っており, 地下構造や応力場が同じとみなせる地域では, 地震の規模と頻度の関係, 震度深さの分布, 震源メカニズムなどの地震の起こり方に共通性が認められる。このように共通性が認められる領域を区分したものを地震地体構造区分という。

<sup>28</sup> (震源の) スケーリング則

(地震の) スケーリング則とは, 地震の震源特性(「震源特性」参照)を表す断層パラメータ間に見られる一定の比例関係をいう。相似則とも呼ばれる。

<sup>29</sup> 短周期レベル A

震源特性のうち, 強震動に直接影響を与える短周期領域における加速度震源スペクトルのレベルを表す値 ( $N \cdot m/s^2$ ) をいう。なお N はニュートン, m はメートル, s は秒である。

実際に発生した地震の短周期レベルは, 地震観測記録から伝播経路特性及び地盤増幅特性の影響を取り除くことにより震源特性の加速度震源スペクトルを求めることで知ることができる。

短周期レベルと強震断層モデルとの関係については, 短周期レベル A は強震動生成域の面積 ( $S_a$ ) の平方根と強震動生成域の応力降下量 ( $\Delta \sigma_a$ ) との積に比例する値として, 強震動生成域を有する強震断層モデルについて壇ほか 2001 では以下の関係式で表している。

---

$$A = 4 \cdot \sqrt{\pi} \cdot \sqrt{S_a} \cdot \Delta \sigma_a \cdot \beta^2$$

A : 短周期レベル

S<sub>a</sub> : 強震動生成域の面積

Δσ<sub>a</sub> : 強震動生成域の応力降下量

β : 媒質のS波速度

<sup>30</sup> 残余のリスク

基準地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすことのリスク

<sup>31</sup> Stirling et al. (2002)

内陸で活断層に関係して発生した地震に関して、地表地震断層長さや地震規模や震源断層の長さの関係を整理したもの。

このデータに基づく分析では、地表断層長さ (L) が 20km よりも大きい地震では、地表断層長さ (L) と震源断層長さ (L<sub>sub</sub>) は比較的良く対応するが、L が 20km よりも小さくなると、両者は顕著にずれている。L が小さくなくても L<sub>sub</sub> は約 20km 付近に漸近しそれ以上は小さくならないとされている。

<sup>32</sup> 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。

<sup>33</sup> 相似則

実機と縮尺模型の間における寸法や力、時間といった種々の物理量、状態量の一定の相似的な関係。実機を用いた実験を行うことが困難な土木構造物等においては、振動などの力学的挙動調査にあたり、縮尺模型を用いた実験が一般的に行われており、相似則が存在するのであれば、縮尺模型による実験結果から実機の挙動を評価するこ



---

とができる。耐震実証試験の試験体についても、試験体の挙動で実機の挙動を推定できるよう相似則が詳細に検討され、材料もできる限り実機と同じものが用いられている。

<sup>34</sup> 大型高性能振動台

1982年11月、多度津工学試験所（香川県仲多度郡多度津町）に完成した、最大搭載質量1,000トンの、振動台寸法縦15m×横15m、水平加振機7基と垂直加振機12基によって水平・上下の2方向を同時に加振できる装置。2005年9月、多度津工学試験所の閉鎖に伴い撤去された。

<sup>35</sup> 限界流速

配管の中を流れる流体の抵抗等を考慮し、配管に影響を与えないような流速のこと。

<sup>36</sup> 応力腐食割れ

腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れ現象であり、材料、応力、環境の3要因が重畳した場合に発生する。

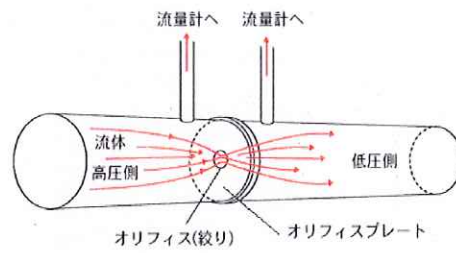
<sup>37</sup> ppb : 10億分率。

<sup>38</sup> 保全計画

点検計画や補修、取替え及び改造計画、特別な保全計画の総称。

<sup>39</sup> オリフィス

配管（内径）を絞り流量を測定するため、配管の途中等に取り付けるドーナツ状の板であり、流体がオリフィスを通過すると噴流が発生することから、流れ加速型腐食の試験対象部位に選定されている。なお、流量は、オリフィスの上流と下流の圧力差を利用して測定する。



#### 40 給水加熱器

発電所の熱効率を上げるため、復水器から蒸気発生器へ戻る水を途中で加熱する機器である。加熱の熱源としてタービンに流入している蒸気の一部を抽出し、使用するが、この蒸気は湿度が高く（液体及び気体の二層混合）かつ空気抜き用のため、負圧機器である真空状態の復水器に接続されている。