

平成23年(ワ)第1291号, 平成24年(ワ)第441号, 平成25年(ワ)第516号, 平成26年(ワ)第328号

原告 須藤昭男 外1337名

被告 四国電力株式会社

平成26年()月2()日

準備書面 (5)

松山地方裁判所民事第2部 御中

被告訴訟代理人弁護士

田 代

健



同弁護士

兼 光 弘

幸



同弁護士

松 繁

明



同弁護士

安 藤

潔



同弁護士

寄 井 真 二 郎

安藤



同弁護士

山 内 喜 明

明



目 次

第1	はじめに.....	1
第2	自然的立地条件に係る安全性.....	3
1	はじめに.....	3
2	地盤に係る安全性.....	4
(1)	基本的な考え方.....	4
(2)	敷地周辺地域の地質的安定性 (①について).....	5
ア	陸域の地形・地質.....	6
イ	海域の地形・地質.....	7
ウ	火山.....	7
(3)	敷地の地盤の安定性 (②について).....	8
ア	「敷地の地盤には問題となるような断層及び大規模な破碎帯がないこと」について.....	9
イ	「敷地の地盤は緑色片岩で構成されており、この緑色片岩の片理の発達が顕著ではないこと」について.....	10
ウ	「敷地の地盤を構成する岩石は敷地全般にわたりその物理的性質が一定しているとともに、十分な広さの基礎岩盤が存在すること」について.....	10
(4)	基礎岩盤の安全性 (③について).....	11
ア	支持力.....	12
イ	すべり安全性 (せん断抵抗力).....	13
ウ	沈下・傾斜に対する安全性 (変形に対する抵抗力).....	13
(5)	まとめ.....	14
3	地震に係る安全性.....	14

(1) 地震に係る安全確保の基本的な考え方	15
ア 地震動の想定について	15
イ 耐震設計の基本方針について	17
ウ 重要度分類に応じた耐震設計について	18
(2) 本件 1・2号炉建設時の耐震設計において基準とした地震動	21
ア 耐震設計において基準とした地震動の策定の流れ	21
イ 地震の選定・分類	23
ウ 最大加速度の設定	24
エ 設計地震波の設定	24
オ 設計地震動の策定	25
カ 安全余裕検討用地震動	25
(3) 本件 3号炉建設時の耐震設計において基準とした地震動	27
ア 耐震設計において基準とした地震動の策定の流れ	27
イ 設計上想定すべき地震の選定	28
ウ 設計用最強地震及び設計用限界地震の選定	30
エ 基準地震動の策定	31
(4) 本件発電所建設以降の対応	33
ア 耐震設計審査指針の策定を踏まえた本件 1・2号炉の対応	33
イ 平成 18年の耐震設計審査指針の改訂を踏まえた対応	34
ウ 新規制基準の策定に伴う対応	37
(5) 耐震安全上の余裕	38
ア 弾性設計による余裕	39
イ 耐震設計の過程で生まれる余裕	39
ウ 耐震設計以外の設計から生まれる余裕	41

エ	耐震安全上の余裕に係る試験・評価	42
4	新規制基準の策定後に実施した地震動評価及び基準地震動の策 定（詳細）	48
(1)	はじめに	48
(2)	基準地震動策定の流れ	48
(3)	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	49
ア	検討用地震の候補とする地震の選定	49
(ア)	敷地周辺の地震発生様式及び地震発生状況	50
(イ)	被害地震の調査	50
(ウ)	国の機関等による知見	51
(エ)	活断層の分布状況	56
(オ)	地震の分類	61
イ	検討用地震の設定	63
ウ	地震動評価のための地下構造評価	67
(ア)	地震観測記録を用いた評価	67
(イ)	深部ボーリング等による評価	68
エ	地震動評価	71
(ア)	内陸地殻内地震	72
a	基本震源モデル	72
b	不確かさの考慮	73
c	応答スペクトルに基づく地震動評価	74
d	断層モデルを用いた手法による地震動評価	75
(イ)	海洋プレート内地震	76
a	基本震源モデル	76

b	不確かさの考慮.....	76
c	応答スペクトルに基づく地震動評価.....	76
d	断層モデルを用いた手法による地震動評価.....	76
(ウ)	プレート間地震.....	77
a	基本震源モデル.....	77
b	不確かさの考慮.....	77
c	応答スペクトルに基づく地震動評価.....	77
d	断層モデルを用いた手法による地震動評価.....	77
(4)	震源を特定せず策定する地震動.....	77
ア	加藤ほか(2004)の知見.....	78
イ	震源近傍の観測記録の収集・検討.....	78
(5)	基準地震動 S_s の策定.....	79
ア	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動.....	80
イ	震源を特定せず策定する地震動.....	80
ウ	基準地震動 S_s の最大加速度.....	80
5	津波に係る安全性.....	81
(1)	はじめに.....	81
(2)	建設時における津波に係る安全性の確保.....	82
(3)	平成18年9月の耐震設計審査指針の改訂を踏まえた津波に係る安全性の確認.....	82
(4)	2011年東北地方太平洋沖地震発生後の状況を踏まえた本件発電所の津波に係る安全性の確認.....	83
ア	基準津波の策定.....	84
(ア)	既往津波に関する調査.....	85

(イ) 津波発生要因の検討（対象津波の選定）と津波評価	86
a 海域の活断層による地震に伴う津波の検討	86
b 地すべりに伴う津波の検討	87
c その他要因に伴う津波の検討	89
(ウ) 重畳津波の検討	89
(エ) 基準津波の策定方針	90
イ 基準津波による影響の評価	90
(ア) 津波による水位上昇に対する安全性	91
(イ) 津波による水位低下に対する安全性	92
第3 平常運転時の被ばく低減対策	92
1 はじめに	92
2 平常運転時の放射性物質放出抑制対策	93
(1) 放射性物質の閉じ込め	93
(2) 一次冷却材中の放射性物質の抑制	94
ア 燃料の健全性確保（核分裂生成物の放出抑制）	94
イ 一次冷却材の水質管理等（放射化生成物の発生抑制）	95
ウ 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保	96
エ 放射性廃棄物処理設備による処理・管理	96
(ア) 放射性気体廃棄物	96
(イ) 放射性液体廃棄物	97
(ウ) 放射性固体廃棄物	97
3 本件発電所における放射性物質の放出管理	98
(1) 本件発電所における放出管理目標値及び線量評価	98
(2) 本件発電所における放射性物質の放出量等の実績	100

4	本件発電所周辺における放射線調査等の結果	104
(1)	環境放射線モニタリング調査の概要	104
(2)	環境放射線モニタリング調査結果	105
第4	事故防止に係る安全確保対策（福島第一事故以前から実施して きた安全確保対策）	109
1	はじめに	109
2	異常発生防止対策	111
(1)	原子炉の安定した運転を維持するための対策	111
ア	自己制御性を有する原子炉の採用	111
イ	原子炉出力等の安定制御	113
ウ	誤作動及び誤操作を防止するシステムの採用	114
(2)	放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保	114
3	異常拡大防止対策	115
(1)	異常の早期検知	115
(2)	異常拡大の防止措置	116
ア	原子炉の停止	116
イ	原子炉停止後の冷却手段の確保	117
4	放射性物質異常放出防止対策	118
(1)	原子炉の冷却	118
(2)	放射性物質の閉じ込め	119
(3)	具体的事例の説明	120
5	アクシデントマネジメント	121
6	安全確保対策の実効性確保	122
(1)	保安管理体制	122

(2) 運転管理	123
(3) 保守管理	123
(4) 保安教育	123
(5) 品質保証	124
第5 福島第一事故後の安全確保対策の状況	124
1 原子炉の停止及び冷却	125
(1) 原子炉の停止	126
ア 原子炉の自動停止機能が喪失する事象の特徴	126
イ 原子炉の自動停止機能が喪失する事象における炉心損傷の 防止	127
(2) 原子炉の冷却	128
ア 全交流動力電源が喪失する事象の特徴	128
イ 全交流動力電源が喪失する事象における炉心損傷の防止	128
ウ 全交流動力電源が喪失する事象以外の炉心が損傷に至る可 能性がある事象における炉心の冷却	130
2 放射性物質の閉じ込め	132
(1) 原子炉格納容器過圧破損に至る可能性のある事象の特徴	133
(2) 原子炉格納容器の過圧破損の防止	133
(3) 原子炉格納容器過圧破損以外の原子炉格納容器が破損に至る 可能性のある現象に対する原子炉格納容器による放射性物質の 閉じ込め	135
第6 原子力防災	136
第7 結語	140

略 語 例

(単位記号)

B q	ベクレル (放射能を示す単位。1k B q は 1000 B q。)
M P a	メガパスカル (圧力及び応力を示す単位)
M P a [gage]	メガパスカルゲージ (圧力を示す単位)
m S v	ミリシーベルト (実効線量等を示す単位。1 S v は 1000 m S v。)

(英数)

E C C S	Emergency Core Cooling System (非常用炉心冷却設備)
L O C A	Loss of Coolant Accident (一次冷却材喪失事故)
P W R	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)

(あ行)

安全評価審査指針	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)
宇佐美カタログ (1979)	「Study of Historical Earthquakes in Japan」 宇佐美龍夫, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 54, 1979
宇津カタログ (1982)	「日本付近のM6.0以上の地震および被害地震の表: 1885年~1980年」宇津徳治, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 57, 1982
オフサイトセンター	緊急事態応急対策拠点施設

(か行)

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, 2004

許容線量告示 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)

原子炉等規制法 核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 (昭和32年法律第166号)

(さ行)

佐藤ほか (2013) 物理探査・室内試験に基づく2004年留萌支庁南部の地震によるK-NE T港町観測点(HKD020)の基盤地震動とサイト特性評価, 電力中央研究所報告, 2013年12月

地震調査委員会 (2001) 南海トラフの地震の長期評価について (平成13年9月27日)

地震調査委員会 (2005) 別府—万年山断層帯の長期評価について (平成17年3月9日)

地震調査委員会 (2011) 中央構造線断層帯(金剛山地東縁—伊予灘)の評価 (一部改訂) について (平成23年2月18日)

実用炉規則 実用発電用原子炉の設置, 運転等に関する規則 (昭和53年通商産業省令第77号)

線量目標値指針 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）

（た行）

耐震設計審査指針 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和53年9月29日原子力委員会決定）

壇ほか（2011） 長大横ずれ断層による内陸地震の平均動的応力降下量の推定と強震動予測のためのアスペリティモデルの設定方法への応用，日本建築学会構造系論文集，第670号

中央防災会議（2003） 東南海，南海地震の被害想定について（平成15年9月17日）

（な行）

内閣府検討会（2012） 南海トラフ巨大地震の被害想定について（平成24年8月29日）

（は行）

福島第一事故 平成23年3月に東京電力株式会社の福島第一原子力発電所において発生した事故

保安規定 被告の「伊方発電所原子炉施設保安規定」

本件原子炉 本件発電所に係る原子炉。ただし，個別に各号炉を指す場合は，「本件1号炉」，「本件2号炉」，「本件3号炉」という。また，「本件1号炉」と「本件2号炉」をあわせて，「本件1・2号炉」という。

本件原子炉施設 本件発電所に係る原子炉及びその関連施設。ただし，個別に各号炉施設を指す場合は，「本件1号炉施設」，「本件2号炉施設」，「本件3号炉施設」という。また，

「本件1号炉施設」と「本件2号炉施設」をあわせて、「本件1・2号炉施設」という。

本件発電所

伊方発電所1号機，2号機及び3号機。ただし，個別に各号機を指す場合は，「本件1号機」，「本件2号機」，「本件3号機」という。また，「本件1号機」と「本件2号機」をあわせて，「本件1・2号機」という。

本文中の単語の左上に※印を付した用語は別冊の「用語解説」で解説した用語である。（※印は最初に記載した箇所にもみ表示している。）

第1 はじめに

- 1 本件発電所に限らず、原子力発電所は核分裂反応によって生じるエネルギーを利用して発電を行うものであり、運転に伴って必然的に※放射性物質が発生する。原子力発電所における安全確保とは、この放射性物質のもつ危険性を顕在化させないことである。
- 2 被告は、本件発電所の安全性を確保するため、以下のとおり、本件発電所の自然的立地条件を適切に把握し、これを踏まえた上で、平常運転時に環境中へ不可避免的に放出される極めて微量の放射性物質による被ばくを低減するための対策を行うとともに、機器の異常等によって放射性物質が環境中に異常に放出されることを防止するため、深層防護の考え方に基づく安全確保対策を講じている。
 - (1) 原子力発電所を設置するにあたっては、建設する地点及びその周辺の自然的立地条件、すなわち、地盤、地震、津波等の影響を考慮した上で、これらが、原子力発電所の安全確保に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないようにしなければならない。このため、被告は、本件発電所を建設する地点及びその周辺の自然的立地条件について、詳細な調査を行い、その特性を十分に把握した上で、自然的立地条件に対する安全性が確保できるよう十分に余裕を持った設計及び建設を行った。
 - (2) 原子力発電所においては、平常運転時に極めて微量の放射性物質を環境中へ放出することが避けられない。このため、被告は、本件発電所の平常運転時に放出される放射性物質のもつ危険性が顕在化することのないよう、すなわち、平常運転時に放出される放射性物質によって周辺公

衆の生命，身体が害されることのないよう，放出する放射性物質を可能な限り低減するための対策を講じるとともに，放出する放射性物質の量を厳格に管理し，周辺環境への影響を監視するなどの対策を講じている。

(3) また，被告は，放射性物質を環境中に異常に放出するおそれのある事態を防止するため，深層防護の考え方に基づいた安全確保対策を講じている。安全確保対策で重要な安全機能を有する機器については，地震，津波等による*共通要因故障が排除できることを確認した上で，信頼性確保のため，*多重性又は多様性及び独立性を考慮した設計とした。

3 上記2(1)～(3)の安全確保対策については，本件発電所の建設以降も，最新の知見，技術の進捗等を踏まえた評価・検討を行い，安全性が確保されていることを確認するなどして信頼性を確保しており，環境中への放射性物質の異常な放出は確実に防止することができる。したがって，本件発電所において，放射性物質がもつ危険性が顕在化するような事態が生じることはまず考えられない。

4 また，福島第一事故の発生を踏まえ，安全確保に万全を期するため，万が一，上記2(1)～(3)の安全確保対策において考慮した事象を超える事象が発生した場合であっても，本件発電所の安全性を確保することができるよう安全確保対策を強化している。

5 さらには，仮に，放射性物質が異常に環境中へ放出される事態をも想定し，原子力防災に係る対策も講じている。

6 以上の対策を講じていること，そして，本件発電所の安全性が確保されていることについては，すでに平成24年5月7日付答弁書において詳述したところではあるが，被告は，その後も最新の知見，技術の進捗等を踏まえた評価・検討を行い，本件発電所の安全確保対策に反映してきた。原

子炉等規制法の改正を受けて策定された新規制基準についても、被告は、これを踏まえた本件発電所の安全性に係る評価、検討を行い、必要な対策を進めてきた。そして、平成25年7月8日には、本件3号炉について、新規制基準への対応結果等を踏まえた原子炉設置変更許可、工事計画認可及び保安規定変更認可をそれぞれ*原子力規制委員会に申請しており（乙C63）、現在、当該各申請に対する審査が進められているところである。

このような現状を踏まえ、被告は、本書面及びこれに続く書面において、主に本件3号炉に係る新たな状況等を追加した形で本件発電所の安全性について主張を行う考えである。そこで、まず、本書面においては、本件発電所の安全確保対策の全体像について主張を行う。

第2 自然的立地条件に係る安全性

1 はじめに

原子力発電所を建設するにあたっては、建設する地点及びその周辺の自然的立地条件、すなわち地盤、地震、津波等の影響を考慮した上で、これらが原子力発電所の安全確保に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないようにしなければならない。自然的立地条件が原子力発電所に与える影響は、当然、それぞれの発電所を建設する地点によって異なることから、その影響を考慮するにあたっては、それぞれの地点の自然的立地条件に係る特性を十分に把握する必要がある。

被告は、本件発電所を建設する地点の特性を十分に踏まえ、本件発電所を建設する地点の自然的立地条件が本件発電所の安全性に影響を与えないことを確認するか、又は、影響が考えられる場合には、その影響を考慮した上で設計及び建設を行った。そして、建設以降も最新の知見、調査等に基づいた評価・検討を行い、これらの最新の知見、調査等の結果を前提と

しても本件発電所が十分な安全性を有していることを確認するなどしている。

以下では、このような考え方にに基づき、自然的立地条件のうち、本件発電所への影響が比較的大きいと考えられる地盤、地震及び津波に対し、本件発電所が安全性を確保してきたことについて述べる。

2 地盤に係る安全性

被告は、平成24年5月7日付答弁書第4の5(1)(45頁以下)において、本件発電所を設置している地盤の安全性について主張した。その後、原告らから求釈明を受けた事項等については、これまでに被告準備書面(1)～(4)において必要な主張を行った。

ここでは、これまで被告が行ってきた主張について、上記答弁書の内容を敷衍する形で述べるとともに、被告が平成22～24年にかけて実施した深部*ボーリング調査の結果等により把握した最新の知見も踏まえて本件発電所敷地地盤の安全性を改めて確認していることを述べる。

(1) 基本的な考え方

仮に原子力発電所の敷地地盤に大規模なずれ等が生じれば、建屋及び内部の機器等が損傷し、重要な安全機能が失われる可能性がある。このため、原子力発電所の建設にあたっては、敷地及びその周辺地域の地形、地質等について詳細な調査を行い、当該立地地点の地盤に係る安全性を確認している。

地盤の安全性を確認する際に着目すべき点は、①敷地周辺地域の地盤について、地質的に安定しており、将来において大きな地変、火山活動、陥没等の事象が予想されないこと、②敷地の地盤について、原子炉施設に損傷を与えるような*地すべり等が生じるおそれがないこと、③原子

炉施設が直接設置される岩盤（*基礎岩盤）について、原子炉施設を支持するために十分な*地耐力を有し、地震等による岩盤破壊等を起こさないことの3点である。

これらの点について、被告は、本件発電所の建設時に、地形、地質等に関する詳細な調査を実施し、建設地点が原子力発電所の立地地点として適地であることを確認している。また、その後も新たな知見の収集に努め、適宜、より精度の高い情報を基に本件発電所の地盤に係る安全性を確認している。

上記①～③に関して、以下、被告が確認した内容を述べる。

(2) 敷地周辺地域の地質的安定性（①について）

本件発電所の地盤に大規模なずれ等が生じないと言い得るためには、まず、本件発電所の敷地周辺地域における地形の形成過程や地変等の痕跡の有無に照らして、本件発電所の地盤が将来において大きな地変、火山活動、陥没等の事象が予想されない、地質的に安定した地域に属していることが重要である。

この点、被告は、本件発電所の敷地周辺地域の地質を把握するため、陸域において、既往文献調査、地形調査、*地表地質調査、*地球物理学的調査等を、海域において、既往文献調査、海底地形調査、海上*音波探査、地球物理学的調査等を実施している(乙D1(Ⅲ-2～Ⅲ-5頁))。

これらの調査から判明した本件発電所の敷地周辺地域の地形・地質の概要は、以下のとおりであり、これらの調査結果から、敷地周辺地域の地盤について、地質的に安定しており、将来において大きな地変、火山活動、陥没等の事象は予想されない。

ア 陸域の地形・地質

本件発電所は、四国の西端に突出した佐田岬半島の付け根付近に位置し、瀬戸内海の伊予灘に面している。

本件発電所の敷地周辺地域の陸域は、中央構造線より北側の西南日本内帯及び南側の西南日本外帯に分けられ、本件発電所は西南日本外帯に位置しており、*三波川帯に属する（図1）。

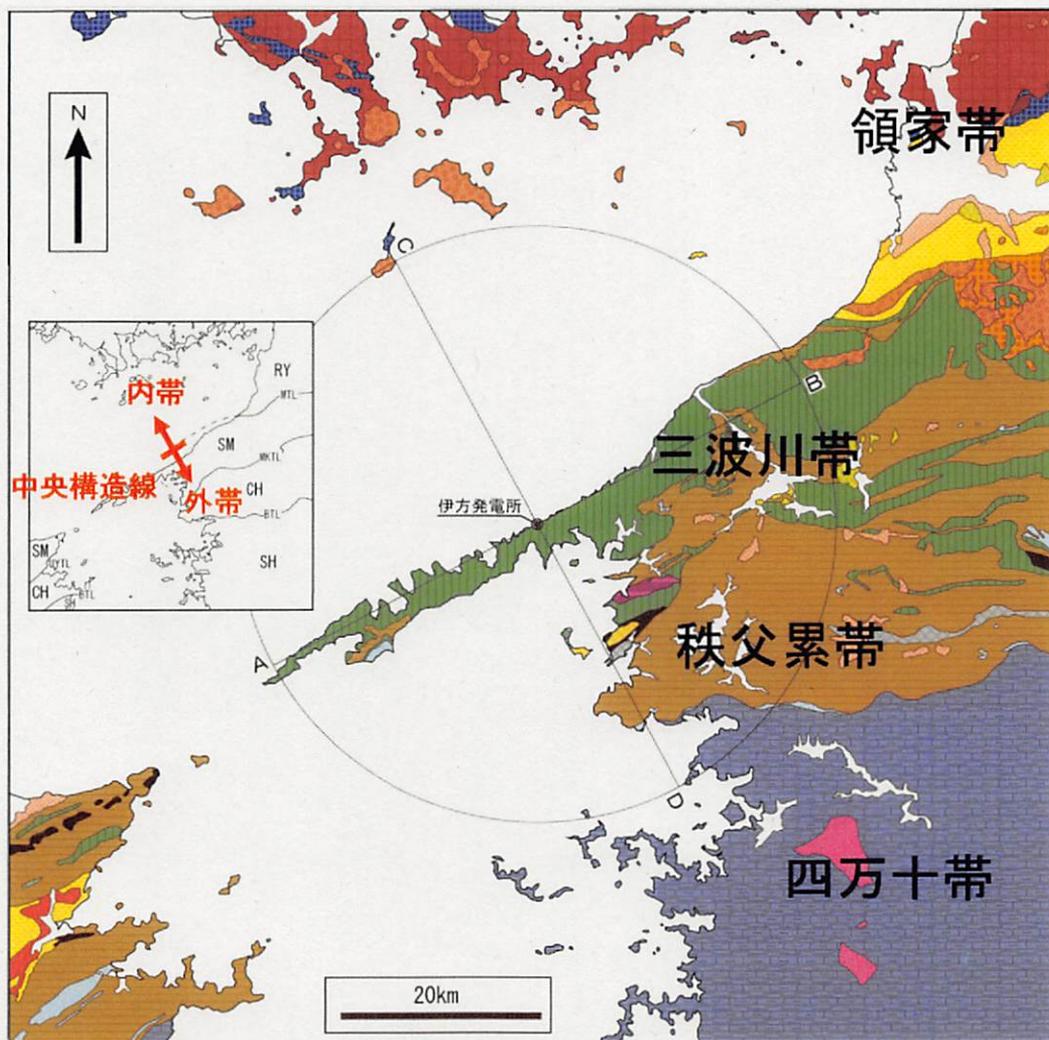


図1 本件発電所敷地周辺の地質

三波川帯に分布する三波川変成岩類は、低温高圧の変成作用を受けているが、この変成作用のピークは前期白亜紀（約1億年前）にあり、その後は大きな変成作用を受けておらず、また、地下深部で変成作用を受けた後、地表まで上昇し、古い時代に上昇を終えた後は、大きな構造運動も受けていない。このようなことから、本件発電所の敷地周辺の陸域は、長期間にわたって地質的に安定している。

（以上、乙D1（Ⅲ-5～Ⅲ-14頁））

イ 海域の地形・地質

本件発電所の敷地周辺の海域は、敷地前面の伊予灘に中央構造線断層帯の存在を示唆する海底地形や地層があるものの、これを除けば、新しい時代に大きな地変等を示す地形的地質的な特徴は認められないことから、全般としては長期間にわたって地質的に安定している（乙D1（Ⅲ-24～Ⅲ-26頁））。

ウ 火山

文献調査等により、本件発電所の敷地から160km圏内にある火山のうち、第四紀（地質時代の1つで約260万年前から現在に至るまでの期間。この期間に活動が認められない火山は既に活動を停止している）と見なせる（乙E3（6頁））に活動した45の火山を確認し、それらのうち将来活動する可能性のある8火山を図2のとおり抽出し、本件発電所敷地への影響を検討した。その結果、いずれの火山も本件発電所敷地との間に十分な離隔があるため（最も近距離にある姫島までの距離でも65km）、本件発電所の安全性に影響を与えるような火山活動はない。（乙D14。なお、火山灰による原子炉施設への影響などについても検討し、本件発電所の安全性に影響がないこと

を確認している。)

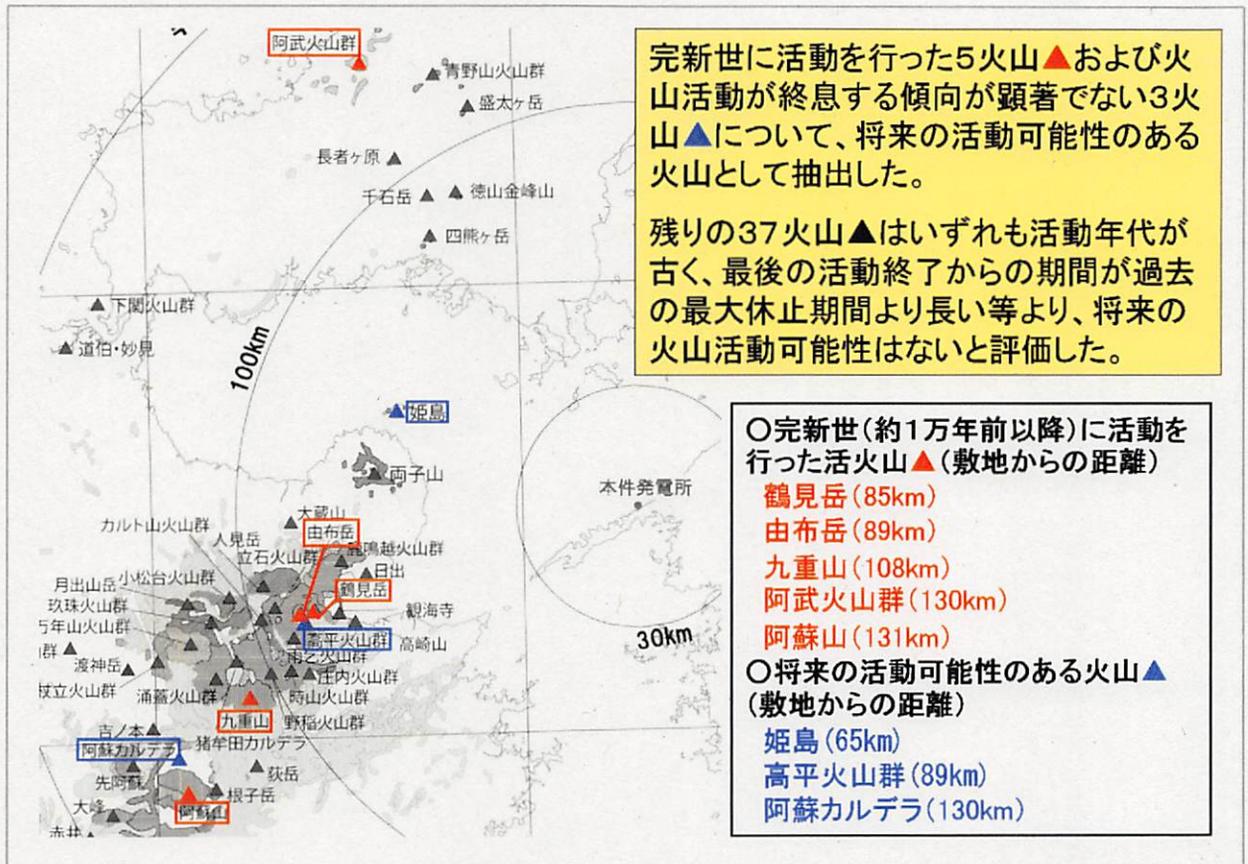


図2 本件発電所敷地周辺における火山の分布

(3) 敷地の地盤の安定性 (②について)

次に、本件発電所の地盤が地質的に安定した地域に属しているとしても、仮に当該地盤に*活断層又は大規模な地すべりを引き起こすような*断層、*破碎帯、*片理の著しい発達等があれば、それにより地盤に大規模なずれ等が生じる可能性があるため、本件発電所の敷地の地盤について、そのような特徴のないことを確認する必要がある。

そこで、被告は、敷地内において、*地表踏査、ボーリング調査、*岩石の強度試験等を実施し、以下に述べるとおり、ア 敷地の地盤には問題

となるような断層及び大規模な破碎帯がないこと、イ 敷地の地盤は*緑色片岩で構成されており、この緑色片岩の片理の発達が顕著ではないこと、ウ 敷地の地盤を構成する岩石は敷地全般にわたりその物理的性質が一定しているとともに、十分な広さの基礎岩盤が存在することを確認しており、本件発電所の地盤には大規模なずれ等が生じるおそれはない。

ア 「敷地の地盤には問題となるような断層及び大規模な破碎帯がないこと」について

本件発電所の敷地内には小規模な破碎帯は観察されるものの、地下深部へ連続するものではなく、これらの破碎幅のほとんどが10cm未満で、大部分が古い時代に地下深部で固結したものであり、顕著な破碎は認められない。また、破碎帯には、片理のひきずり（流動的な変形）など地下深部の温度・圧力下での破壊様式が認められており、古い時代に地下深部で変位を受けて以降は大きな変位を受けておらず、安定していることを示している。（乙C3（6-3-66～6-3-70頁））

被告は、本件発電所の建設段階において、敷地内に見られたこれらの小規模な破碎帯のうち、比較的大きい主要な破碎帯については断層として評価した上で、活断層ではないことを確認した。なお、この評価結果については、平成24年8月10日に開催された国の「地震・津波に関する意見聴取会」において被告の見解に問題がないことについて国の確認を受けた（乙D13，平成25年6月28日付準備書面（3）第3（5頁以下））。

また、被告は、深部ボーリング調査により把握した地下構造等を踏まえた評価を行い、本件発電所の敷地地盤は地下深部までほぼ水平な

層が連続し、地表から地震発生層（地下2 km以深）まで連続する大規模な断層は認められないことを確認するなど、被告のこれまでの評価結果に問題のないことを確認した（詳細については、下記第2の4(3)ウ(イ)（68頁以下）参照）。

イ 「敷地の地盤は緑色片岩で構成されており、この緑色片岩の片理の発達が顕著ではないこと」について

敷地は、三波川帯に位置しており、敷地の地盤は、三波川変成岩類のうち、主に新鮮かつ堅硬な緑色片岩からなる。この緑色片岩は、一般に剥離性が弱く、塊状で、片理の発達は顕著ではない。（乙C3（6-3-53頁））

ウ 「敷地の地盤を構成する岩石は敷地全般にわたりその物理的性質が一定しているとともに、十分な広さの基礎岩盤が存在すること」について

敷地の地盤を構成する岩石については、ボーリングデータや地表踏査の結果から、上記アで述べたように小規模な破碎帯等は見られるものの、地下深部へ連続するものではなく、これらの破碎幅のほとんどが10 cm未満で、大部分が古い時代に地下深部で固結したものであり、顕著な破碎は認められないことから、全体としては、新鮮かつ堅硬で、均質な緑色片岩が広く分布している。したがって、本件発電所の敷地を構成する岩石の物理的性質は一定しており、隣接する地盤との間で、性質の違いによる不陸（平らでなく凹凸がある状態）、液状化による変状等が生じて本件発電所の安全性が損なわれることはない。（乙C3（6-3-52～6-3-55頁））

また、被告は、深部ボーリング調査の結果を踏まえて改めて敷地近

傍の地質構造を図3のとおり把握した。これによれば、本件発電所敷地の少なくとも地下2000m程度にわたって安定した地盤が存在することが確認できる。

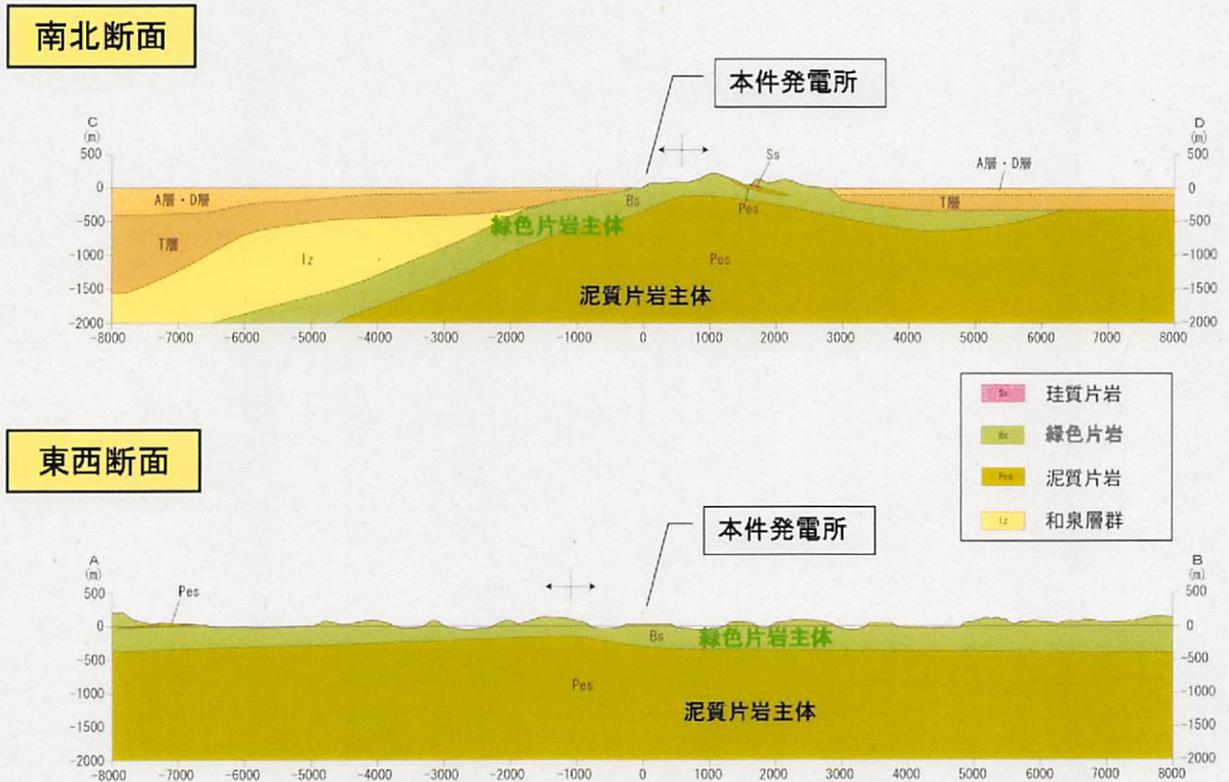


図3 敷地近傍の地質構造（断面図）

(4) 基礎岩盤の安全性（③について）

原子炉施設を直接設置する岩盤（基礎岩盤）が脆く、原子炉施設の重みに耐えられず破壊されてしまったり、軟弱で変形してしまったりする場合には、それにより地盤に大規模なずれ等が生じることが考えられるため、基礎岩盤が十分な安全性を有していることを確認する必要がある。

そこで、被告は、本件原子炉施設の基礎岩盤について、ボーリング調査、試掘横坑内での詳細地質調査、地震探査等を実施し、基礎岩盤を構

成する緑色片岩が*せん断波速度として2600m/秒を有する非常に堅硬で、原子炉施設を設置する上で問題となるような規模の破碎帯、活断層等が存在しない岩盤であることを確認した(乙C3(6-3-1~6-3-2頁及び6-3-56~6-3-86頁))。

加えて、被告は、*平板載荷試験、岩石・岩盤の強度試験等を実施し、これらの試験等の結果から、以下のとおり、基礎岩盤が本件原子炉施設を支持するのに十分な地耐力(支持力、すべり安全性(せん断抵抗力)及び沈下・傾斜に対する安全性(変形に対する抵抗力))を有しており、地震等による岩盤破壊及び*不等沈下により本件発電所の安全性が損なわれるおそれはないと判断した(なお、これらは、地震動による影響を踏まえて確認・判断するものである。現在、平成26年7月8日付けの本件3号炉に係る原子炉設置変更許可申請等に対する原子力規制委員会の審査において地震動評価に関する審査が進められており、今後、以下に述べる評価の内容も変更する可能性がある。その場合には改めて主張を行う考えである。)

ア 支持力

試掘横坑内の岩盤で実施した平板載荷試験の結果、本件原子炉施設の基礎岩盤は、各号炉施設とも、1㎡当たり800トン程度までの繰り返し荷重に対しても十分に弾性的な性状(荷重を除去すると完全に元の状態に戻る性質)であった。

この結果、基礎岩盤は、本件原子炉施設の常時荷重である1㎡当たり約50トンの荷重に対してはもちろんのこと、地震時の荷重(本件3号炉施設の場合で1㎡当たり約200トン)に対しても十分な支持力を有する(つまり、岩盤破壊が生じない。)

(以上、乙C3(6-3-75頁及び6-3-84~6-3-85頁))

イ すべり安全性(せん断抵抗力)

ボーリング調査及び試掘横坑内での地質調査の結果によれば、本件原子炉施設の基礎岩盤は、全般的に堅硬である。基礎岩盤には数本の破碎帯が見られたが、これらについては、上記のとおり、いずれも小規模であり、本件発電所の建設段階において活断層ではないことを確認するとともに、建設後の知見を踏まえても本件発電所の安全性に問題となるようなものではない。

また、岩石試料によるせん断試験及び*試掘トレンチ内における岩盤のせん断試験においても十分なせん断強度が認められた(乙C3(6-3-76~6-3-77頁))。

これらを踏まえて、基準地震動 S_s が作用した場合における基礎岩盤のすべりに対する安全性を評価した結果、いずれの想定すべり面においても、すべりに対する*安全率が2程度以上であり、安全性を判断する際に用いられる基準値1.5を上回っている(被告準備書面(2)第1の6(11頁以下))。したがって、基礎岩盤は、十分なすべり安全性(せん断抵抗力)を有している。(乙D1(V-1頁以下))

ウ 沈下・傾斜に対する安全性(変形に対する抵抗力)

被告は、本件原子炉施設の基礎岩盤について、平板載荷試験の結果から、 1 m^2 当たり800トン程度の荷重に対する変形量が1mm未満であり、沈下に対する十分な安全性を有することを確認した。また、これを踏まえて、地震時において本件3号炉の*原子炉建屋の基礎底面に生じる傾斜を算定した結果、最大でも $1/44000$ であった。

以上から、基礎岩盤に作用する常時荷重及び地震時荷重に対する変

形量は工学的に無視し得るものであり、本件原子炉施設の基礎岩盤は沈下・傾斜に対する十分な安全性（変形に対する抵抗力）を有する（乙C3（6-3-85頁））。

(5) まとめ

以上のとおり、被告は、本件発電所の建設時に敷地及びその周辺地域の地形、地質等について詳細な調査を行い、地盤に係る安全性を確認するとともに、建設以降も継続的に調査を行い、最新の知見に基づいて地盤の安全性を確認している。

なお、平成26年7月1日に原子力規制委員会の島崎委員長代理（当時）が本件発電所の現地調査を行った際に、本件発電所の地盤について「非常に固い岩盤上にあると確認できた」とコメントしていることは報道されているとおりである（乙D15）。

3 地震に係る安全性

原子力発電所において、地震に対する安全性を確保するためには、施設に影響を及ぼす可能性のある地震を適切に選定した上で、その地震によって想定されるいかなる*地震力に対しても、安全上重要な設備の機能が失われることなく、大きな事故の誘因とならないように、十分な余裕をもって原子力発電所を設計し、建設する必要がある。

このため、被告は、本件発電所を建設するにあたって実施した詳細な調査により本件発電所の地域特性を十分に把握し、これを踏まえ、本件発電所に影響を及ぼす可能性のある地震を適切に選定するとともに、その地震によって本件発電所の敷地に引き起こされる地震動を想定し、これを基に耐震設計において基準とする地震動を策定した。そして、地震動の影響を考慮し、「建物・構築物は原則として*剛構造とし、重要な建物・構築物

は岩盤に直接支持させる」ことを耐震設計の基本方針とし、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点から、建屋・構築物及び機器・配管系の耐震設計上の重要度分類を行い、この分類に応じて耐震設計を行うこととし、重要度の高いクラスの施設については、特に耐震設計において基準とする地震動に対して十分な余裕をもって安全性が確保できるよう設計を行った。さらに、建設以降も最新の知見、調査等に基づいた評価・検討を行い、これらの最新の知見、調査等の結果を前提としても、本件発電所が十分な安全性を有していることを確認するなどしている。

以下では、建設時におけるこのような地震に係る安全確保の基本的な考え方について説明を行った上で、本件各号機の建設時における耐震設計に用いた地震動について、そして建設以降も最新の知見、調査等に基づき評価・検討を行い、耐震安全性を確保してきた経緯について述べる。

(1) 地震に係る安全確保の基本的な考え方

ア 地震動の想定について

地震は、地下の岩盤が周囲から力を受けることによってある面（震源断層面）を境として破壊する（ずれる）現象であり、ある点から始まった破壊は震源断層面を拡大していき、地震波が逐次放出される。この震源から放出される地震波の性質は、断層の大きさ、断層面の破壊の仕方等によって決まる。これを地震の「震源特性」という。また、震源から放出された地震波は、震源からの距離とともにその振幅を減じながら地下の岩盤中を伝播していく。この伝播の仕方等を地震波の「伝播特性」という。さらに、地震波は、固い地盤から軟らかい地盤に伝わる際に振幅が大きくなる性質を持っているため、軟らかい地盤上の地点では、岩盤上の地点に比べて大きな揺れ（地震動）をもたら

すことになる。岩盤上の観測地震波と軟弱地盤上の観測地震波とを比較すると、その大きさに数倍程度の差が生じる場合もある。これを地盤の「増幅特性」という。(図4及び5)

これらの地域特性が地震動に与える影響は、震源特性は地震ごとに、伝播特性及び増幅特性は地震波が伝わり揺れとして現れる地点ごとに、それぞれ異なる。このため、特定の地点における地震動を想定するには、まず、当該地点における地域特性を十分に把握することが不可欠となる。

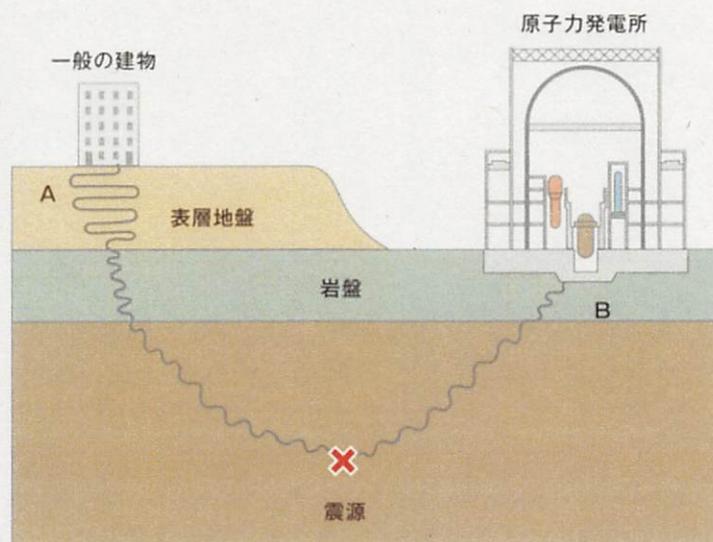


図4 堅固な地盤上に設置した原子力発電所と一般の建物の揺れの伝わり方

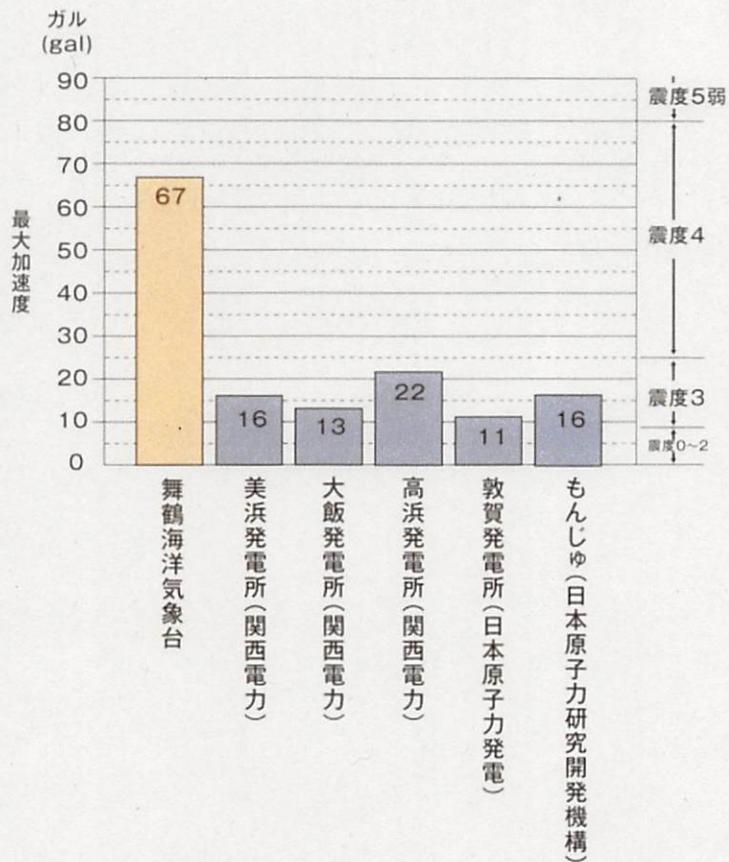


図5 1995年兵庫県南部地震による若狭湾周辺の最大加速度観測値

被告は、本件発電所を建設するにあたり、敷地及びその周辺の地域特性を把握すべく、文献調査、地形調査、地表地質調査、海底地質調査等の詳細な調査を行い、これを踏まえ、本件発電所に影響を及ぼすおそれのある地震を選定し、その地震によって引き起こされる地震動の想定を行った。そして、この地震動を基に耐震設計において基準とする地震動を策定した。

イ 耐震設計の基本方針について

被告は、本件発電所の設計における基本方針として、建物・構築物は原則として剛構造とし、重要な建物・構築物は岩盤に直接支持させることとした。これは、こうすることによって、*表層地盤による地

震動の増幅を回避し、地震時に重要な施設、配管等の変形をできる限り抑えることができ、かつ、地盤破壊や不等沈下による影響を避けることができるからである。(乙C1(8-1-7頁), 乙C2(8-1-47頁), 乙C3(8-1-105頁))

そして、被告は、この基本方針に基づき、原子炉施設の構築物は、原則として鉄筋コンクリート造等の剛構造とし、原子炉格納施設(原子炉格納容器及びその関連施設)などの重要な施設は、詳細な調査に基づき確認された十分な地耐力を有する堅硬な岩盤に直接コンクリート基礎を構築した。また、地震動による揺れを小さくするために、機器については、多数の基礎ボルトで構築物に取り付け、配管については多数のサポートで構築物に支持させている(例えば、本件3号炉の蒸気発生器支持構造につき乙C3(8-4-39頁, 第4.4.9図)参照)。

ウ 重要度分類に応じた耐震設計について

被告は、本件発電所の建物・構築物及び機器・配管を地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点、すなわち原子力発電所の安全を確保する上での重要度に応じてA、B及びCの3クラスに分類(本件3号炉については、Aクラスのうち特に重要な施設を限定して更にAsクラスとして分類)し、この分類に応じた耐震設計を行った。このように重要度分類を行うのは、放射性物質による潜在的な危険性をいかに顕在化させないかという観点からは、内部に放射性物質を有する施設とそうでない施設とを適切に分類し、それぞれに応じて適切な対応をすることが必要かつ合理的であるからである。

各クラスの分類は、表1のとおりであるが、これを敷衍すれば次の

とおりである。

Aクラスに分類するのは、原子炉冷却材圧力バウンダリ（原子炉施設のうち、一次冷却材を内包し、異常時に圧力障壁となるもの）、原子炉格納施設等、その機能喪失により原子炉の重大な損傷に至る可能性のある施設及び周辺公衆の災害を防止するために緊要な施設である。つまり、Aクラスの施設は、これらの安全性さえ維持できれば、本件発電所の原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全機能を確保することができる施設である。

Bクラスに分類するのは、放射性廃棄物廃棄施設、燃料取替クレーン等、放射性物質に関連する施設でAクラス以外の施設である。

Cクラスに分類するのは、タービン設備、補助ボイラ等、Aクラス及びBクラス以外の施設である。

表1 耐震設計上の重要度分類

分類	分類の考え方	クラス別施設の主要設備(例)
Aクラス	自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している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放散する可能性のあるもの及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれら事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響、効果の大きいもの	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉内構造物 ・ 制御棒クラスタ ・ 蒸気発生器 ・ 一次冷却材管 ・ 余熱除去ポンプ ・ 余熱除去設備配管 ・ 原子炉容器 ・ 原子炉格納容器
Bクラス	上記において、影響、効果が比較的小さいもの	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性廃棄物処理設備 ・ 燃料取替クレーン
Cクラス	Aクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの	<ul style="list-style-type: none"> ・ タービン設備 ・ 補助ボイラ

そして、被告は、各々の重要度及び施設別に応じた地震力を用いた*静的解析を行い、これに加え、Aクラスの施設については、耐震設計において基準とする地震動を用いた*動的解析を行った。そして、各クラスの施設がこれらの解析から求められる地震力に対して、十分な余裕を持って安全性が確保できるよう、本件発電所の耐震設計を行った。(乙C1(8-15-1頁以下), 乙C2(8-1-57頁以

下) , 乙C3 (8-1-106頁以下)

このように耐震設計において基準とする地震動を用いた動的解析をAクラスの施設に対して行うのは、Aクラスの施設の安全性さえ確保できれば、本件発電所の原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全機能を維持することができるため、Aクラスの施設を、耐震設計の基準とする地震動に対して安全性を確保できるよう設計を行うことにより、本件発電所全体として耐震設計の基準とする地震動に対する安全性を確保できるからである。

ちなみに、本件発電所の施設は、重要度分類に応じた地震力に対する安全性が確保できるよう耐震設計を行っているが、これは、各々の設備がそれぞれの重要度分類に応じた地震力を超える地震力に対して直ちにその機能を失うことを意味するものではない。各施設は、それぞれ上記地震力に対して十分な余裕をもって設計を行うため、例えば、設計の基準となる地震動を超える地震動が引き起こされたとしても、施設は直ちに機能を喪失するわけではない。(下記(5)(38頁以下)参照)

(2) 本件1・2号炉建設時の耐震設計において基準とした地震動

ア 耐震設計において基準とした地震動の策定の流れ

被告は、本件1・2号炉建設時の耐震設計において基準とした地震動、すなわち動的解析に用いる地震動として、「設計地震動」を策定した。設計地震動の策定にあたっては、本件発電所周辺地域における過去の地震の発生状況、地震による被害状況等の調査を行い、本件発電所周辺地域において将来起こるものと考えべき地震を選定し、このうち、比較的近地の地震をタイプA、比較的遠地の地震をタイプB

に分類した。そして、これを基にそれぞれのタイプの地震による地震動の*最大加速度を設定し、この最大加速度に合うように過去の地震で実際に観測された地震波を*較正し、その地震波からもたらされる本件発電所の敷地基盤での揺れを設計地震動とした。

また、重要度Aクラスに属する施設のうち、公衆の災害を防止する上で緊要な施設について、安全上の重要性に鑑み、耐震設計上の余裕を十分に確保する観点から、設計地震動の1.5倍の地震動を「安全余裕検討用地震動」として策定した。

設計地震動及び安全余裕検討用地震動の策定の流れは図6のとおりである。その具体的な内容について、以下述べる。

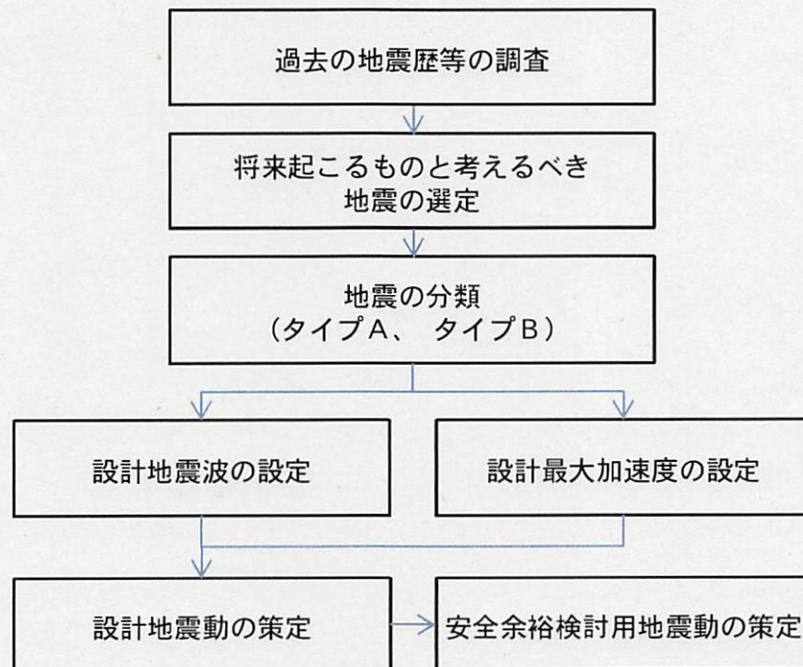


図6 本件1・2号炉の設計地震動及び安全余裕検討用地震動策定の流れ

イ 地震の選定・分類

本件発電所の動的解析に用いる設計地震動の基準となる地震，すなわち敷地周辺において将来起こるものと考えべき主な地震については，本件発電所周辺における地震活動の特徴（地震の規模，震源の深さ，発生機構等）の共通性から，敷地の南側にある①日向灘地域の地震，敷地を中心とした②伊予灘・豊後水道及び宇和海地域の地震，敷地の北側にある③安芸灘地域の地震を選定することとした。

そして，本件発電所敷地周辺の有史以来の地震歴，*被害地震歴及び最近の地震活動性を考慮して，上記①～③の地震をタイプAとタイプBの二つに分類した。

タイプAの地震は，比較的近地の地震とし，②伊予灘・豊後水道及び宇和海地域の地震がこれにあたる。これらの地震のマグニチュードは7程度，震源距離は約30～50kmであり，本件敷地基盤における地震動の最大加速度は100～150*ガル程度，*卓越周期は0.3～0.4秒であった。

タイプBの地震は，比較的遠地の地震とし，①日向灘地域の地震及び③安芸灘地域の地震がこれにあたる。これらの地震のマグニチュードは7.5程度，震源距離は約80～150kmであり，敷地基盤における地震動の最大加速度が30～50ガル程度，卓越周期が0.5～0.6秒であった。

ちなみに，上記から分かるように，近地の地震は比較的短周期が卓越し，遠地の地震は比較的長周期が卓越する。地震動が原子炉施設にどのような影響を与えるかは，地震動の最大加速度だけでなく，卓越周期なども影響することから，タイプA及びタイプBへの分類は，単

に震源距離による分類ではなく、地震の特徴を踏まえたものである。

(以上、乙C1(6-4-1頁以下)、乙C2(6-5-1頁以下))

ウ 最大加速度の設定

タイプAの地震のうち、過去に最も大きな地震動を本件発電所の敷地基盤に及ぼしたと考えられるものは、1749年伊予宇和島の地震(*M7, *震央距離14km)であって、これによる敷地基盤での地震動の最大加速度は165ガル、卓越周期は0.3秒程度と評価された。設計地震波の最大加速度を求めるにあたっては、地震の不確定要因等を考慮して安全側の評価を行うこととし、1749年伊予宇和島の地震を敷地直下に想定し、震源深さについても、安全側に評価して30kmとした。これを最も厳しいケースとして、最大加速度を算出すると186ガルになった。そして、これにさらに余裕をみて、タイプAの地震による敷地基盤における設計地震波の最大加速度を200ガルとした。

タイプB地震のうち、過去に最も大きな地震動を敷地基盤に及ぼしたと考えられるものは、1941年日向灘の地震(M7.4, 震央距離101km)であって、これによる敷地基盤での地震動の最大加速度は45ガル、卓越周期は0.5秒程度と評価された。これにさらに余裕等を勘案し、タイプBの地震による設計地震波の最大加速度は80ガルとした。

(以上、乙C2(8-1-49頁以下))

エ 設計地震波の設定

設計に用いる地震波は、タイプA及びタイプBに属する地震のうち、実際に観測された地震波を用いることとし、タイプAの地震としては

①1968年8月6日の宇和島沖地震(M6.6)及び②1971年5月16日の豊後水道地震(M4.8)を採用し、タイプBの地震としては③1968年4月1日の日向灘地震(M7.5)を採用した。①及び③を観測した地点(宇和島観測点)の地盤は、河川堆積物からなる表層地盤等から構成されているため、表層の地盤特性を観測波から取り除いた地震波とした。一方、②については、本件発電所において観測されたものであるところ、現地地震観測、地盤調査及び*常時微動観測の結果、本件発電所の基礎岩盤は非常に堅硬であり、特定の周波数において増幅するような特性は有していないため、観測記録そのままの地震波を採用した。

そして、タイプAの地震波については最大加速度を200ガルに、タイプBについては最大加速度を80ガルに、それぞれ較正して設計地震波を作成した(乙C2(8-1-52頁以下))。

オ 設計地震動の策定

上記のとおり作成した設計地震波について、本件発電所の基礎岩盤における*応答スペクトルをそれぞれ求め、安全上の余裕を考慮して、これらを包絡するような滑らかな応答スペクトルを作成し、これを設計地震動として策定した。

カ 安全余裕検討用地震動

Aクラスの施設については、上記のようにして策定した設計地震動を用いた動的解析による地震力に、地震力以外の荷重(通常運転時に作用する圧力等)による*応力を重ねあわせ、この応力のうち最大のものが*許容応力以下に収まるよう設計を行った。ちなみに、このことは設計地震動を超えた力が加わることによって施設が破壊すること

を意味するのではなく、設計地震動による地震力を加えたとしても何らの損傷も生じないことを前提に設計を行ったということである。すなわち、Aクラスの施設については、上記設計地震動に対し、自重、内圧等の荷重を考慮しても、施設が損傷しないことはもちろんのこと、荷重が取り除かれた後は、変形を残さず、元の形に戻ることができるよう設計を行ったのである（これを弾性設計という。）。

さらに、被告は、Aクラスの施設のうち、公衆の災害防止上特に重要な原子炉格納容器及び原子炉停止装置について、その安全上の重要性に鑑み、設計地震動の1.5倍の地震動（最大加速度300ガル）を安全余裕検討用地震動として設定し、この地震動に対してもその設計余裕により災害防止上必要とされる安全機能を保持し得ることを確認した（乙C2（8-1-63頁））。安全余裕検討用地震動は、災害防止上必要とされる安全機能の確保を確認するためのもの、つまり、この地震動によって施設の各部分に生じる応力が*弾性限度を超え、荷重を除去しても元の形に戻らない（ひずみが残る）塑性領域に入り、施設が一定の損傷を被ることになる場合があるとしても、当該部分の「引張強さ（極限強さ）」を超えて破壊・破断が生じ、要求される安全機能を果たし得ない状態に至るまでにはなお余裕があることを確認するためのものとして設定したものである。

ちなみに、本件1・2号炉の設置当時は、過去の地震歴の調査に基づいて地震動の想定を行うのが主流であったが、本件1号炉の新設に係る原子炉設置許可申請及び本件2号炉の増設に係る原子炉設置変更許可申請の安全審査では、中央構造線の位置、活動性等について調査・検討を行った上で、これを安全余裕検討用地震動との関係において考

慮することとした。そして、本件発電所の敷地前面海域に活断層としての中央構造線（敷地前面海域の断層群）の存在を推定し、仮にこれが活動したとしても、その影響は、上記安全余裕検討用地震動によって確認した設計余裕の範囲にあると判断された。すなわち、被告が設定した安全余裕検討用地震動は、敷地前面海域の断層群を考慮した上で妥当であると判断されたのである。（乙A2（386頁3段目最終行以下）、乙A3（102頁1段目5行目以下））

(3) 本件3号炉建設時の耐震設計において基準とした地震動

ア 耐震設計において基準とした地震動の策定の流れ

本件3号炉については、昭和53年9月に策定された「耐震設計審査指針」に基づき、耐震設計を行った。「耐震設計審査指針」においては、過去の地震から見て原子炉施設の敷地に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による地震のうち、最も影響の大きいものを、工学的見地から起こることを予期することが適当と考えられる地震として、「設計用最強地震」を設定し、これによってもたらされる地震動を「基準地震動S1」とした。

また、敷地周辺の活断層の性質、*地震地体構造及び直下地震を考慮し、設計用最強地震を超える地震の発生が地震学的見地から否定できない場合には、これを「設計用限界地震」とし、これによってもたらされる地震動を「基準地震動S2」とした。

基準地震動S1及び基準地震動S2の策定の流れは図7のとおりである。その具体的な内容について、以下述べる。

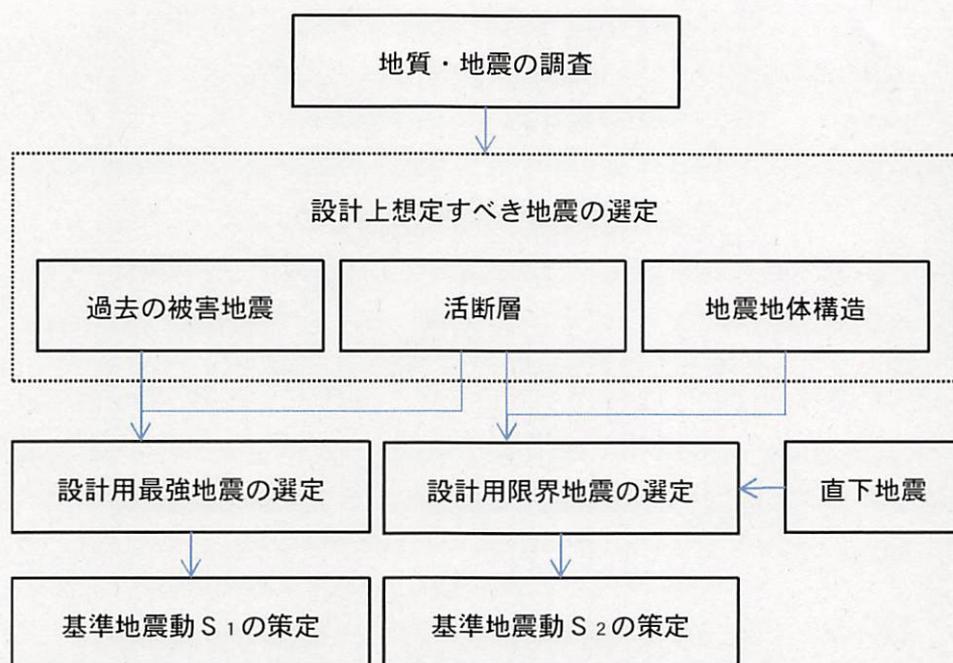


図7 本件3号炉の基準地震動S1及びS2策定の流れ

なお、耐震設計の審査に係る事項は、耐震設計審査指針の策定以前から安全設計審査指針の条項の一部に位置付けられていたものであり、耐震設計審査指針は、これが独立の指針として明文化されたものである（乙E4）。このことは言うまでもなく、地震による災害を防止するための考慮として、両者に基本的な考え方の相違はなく、これによって、本件1・2号炉の耐震設計が否定されるものではない。本件1・2号炉における設計地震動と安全余裕検討用地震動は、それぞれ耐震設計審査指針におけるS1及びS2に概ね対応するものであった。そして、いずれも設計地震動又はS1を前提に設計された施設が、安全余裕検討用地震動又はS2地震動に対しても安全余裕の範囲にあることが確認されるというものであった。

イ 設計上想定すべき地震の選定

過去の被害地震については、「宇佐美カタログ（1979）」等に

基づいて敷地から震央までの距離が200km以内の地震（比較的近距离の地震）について調査を行った。そして、敷地に気象庁*震度階級でV程度以上の震度を与えた地震として、684年土佐その他南海・東海・西海諸道の地震（M8.4, 震央距離192km）、1649年安芸・伊予の地震（M6.8, 震央距離25km）、1812年伊予松山の地震（M6.9, 震央距離39km）、1854年伊予西部の地震（M7.0, 震央距離22km）及び1968年愛媛県西方沖の地震（M6.6, 震央距離22km）を選定した。

敷地から震央までの距離が200km以上離れた地震（比較的遠距離の地震）としては、南海道沖で発生した1707年宝永地震、1854年安政南海地震、1946年南海地震があり、「日本被害地震総覧」等によれば、これらの地震による敷地の震度はV程度以上であったとされるが、基準地震動の評価にあたっては、これらの地震を選定せず、敷地への影響が同程度以上と考えられる、南海道沖を含む地域で発生した上記684年土佐その他南海・東海・西海諸道の地震に代表させて評価を行うこととした。

活断層については、「日本の活断層（1980）」等の資料及び関連する文献の調査のほか、*空中写真判読、地表踏査、音波探査（海域）等の詳細な調査を実施し、陸域では伊予断層、川上・北方断層等を、海域では敷地前面の断層群、宇和海のF-21断層をそれぞれ確認した。そして、断層規模から想定される地震の規模、断層の中央を震央とした場合の震央距離等から考えられる本件発電所への影響の度合い、さらには過去の地震の発生状況、被告が本件発電所で実施してきた微小地震観測等も勘案し、設計用最強地震及び設計用限界地震の

策定にあたり考慮すべき活断層として、陸域の伊予断層；海域の敷地前面海域の断層群を選定した。伊予断層については、陸域の12 kmの間で断層の連続性が推定できるのに加え、海域においてもこれの延長と考えられる断層が約10 km追跡されることから、長さ22 kmの断層と判断した。敷地前面海域の断層群については、その分布形態及び活動時期等から、長さ46 kmの範囲において一連に活動する可能性があるかと判断した。そして、その活動性を踏まえ、伊予断層及び敷地前面海域の断層群において発生する地震については、設計用限界地震の対象として取り扱うこととした。

地震地体構造から想定される地震については、過去の地震の発生状況、最近の地震活動の状況、活断層の分布状況等から、フィリピン海プレートに関連する地震と四国内陸部の地域の地震に大別し、想定した。フィリピン海プレートのもぐり込みに関連する地震として、南海道沖の地域の地震（M8.5、震央距離190 km）、日向灘地域の地震（M7 3/4、震央距離135 km）並びに伊予灘及び宇和海地域の地震（M7 1/4、震源距離30 km）を、四国内陸部の地域の地震としてM7 3/4の地震を岡村断層西端付近から石鎚断層にかけての地域（震央距離110 km）に想定した。

（以上、乙C3（6-5-1頁以下））

ウ 設計用最強地震及び設計用限界地震の選定

設計用最強地震の対象となる地震については、地震の規模、震央距離から想定される地震動の特性等を踏まえ、684年土佐その他南海・東海・西海諸道の地震及び1854年伊予西部の地震を選定した。設計用限界地震の対象となる地震については、伊予断層による地震、

敷地前面海域の断層群による地震，上記地震地体構造から想定される地震及び直下地震（M 6. 5，震源距離 1 0 km）を選定した。

断層の近傍に位置する地点の地震動は，断層全体よりもむしろその地点近傍の断層部分から生じる地震動が大勢を決めるため，地震規模等の巨視的パラメータよりは断層との相対的な位置，破壊の伝播方向等が大きく影響することが知られていたため，敷地から約 8 km と比較的至近距離に位置する敷地前面海域の断層群については，*断層モデルに基づいて敷地での地震動評価を行った。断層モデルの適用にあたっては，断層の長さ，敷地との位置関係及び破壊形態を変えるなどして，様々なケースを想定した結果，本件 3 号炉に最も大きな影響を及ぼすと考えられるのは，長さ 2 5 km の区間で断層群が動いた場合の地震動であると評価された。（乙 C 3（6 - 5 - 2 8 頁以下））

エ 基準地震動の策定

基準地震動は，応答スペクトルに適合する*模擬地震波で表す。基準地震動 S 1 の応答スペクトルは，設計用最強地震の対象となる地震による全ての応答スペクトルを包絡するものとし，また，基準地震動 S 2 の応答スペクトルは，設計用限界地震の対象となる地震による全ての応答スペクトルを包絡するものとした。そして，基準地震動 S 1 の応答スペクトルに適合する模擬地震波，基準地震動 S 2 の応答スペクトルに適合する模擬地震波をそれぞれ作成し，各模擬地震波を基準地震動 S 1 及び基準地震動 S 2 として策定した。その結果，基準地震動 S 1 の最大加速度は 2 2 1 ガル，基準地震動 S 2 の最大加速度は 4 7 3 ガルとなった。（乙 C 3（6 - 5 - 3 0 頁以下））

そして，重要度 A クラスの施設については，基準地震動 S 1 による

地震力等により生じる応力が、建物・構築物については、建築基準法に定める許容応力度の範囲内であること、また、機器・配管系については*降伏応力以下となるよう設計を行った。さらに、重要度Aクラスのうち特に重要なAsクラスの施設については、基準地震動S2による地震力等を加えた場合に、建物・構築物は*終局耐力に対し妥当な安全余裕を有すること、また、機器・配管系は、その機能に影響を及ぼすことがないことの確認を行った。(乙C3(8-1-105頁以下))

なお、本件1・2号炉の設計地震動の応答スペクトルと本件3号炉の基準地震動S1の応答スペクトルは同一の形状であり、両者は同一の地震動である。両者の最大加速度の表記は、本件1・2号炉が200ガル、本件3号炉が221ガルとなっているが、これは評価ポイント(どの周期の最大加速度の値を代表させるかという点)が異なるためであり、地震動が異なるわけではない。ちなみに、本件1・2号炉は周期0秒、本件3号炉は周期0.02秒の値で代表させている。一方、言うまでもないが、本件1・2号炉の安全余裕検討用地震動と本件3号炉の基準地震動S2は、上記のとおり策定の手法が異なるため、同一の地震動ではない。ちなみに本件1・2号炉の安全余裕検討用地震動の最大加速度を、基準地震動S2と同様に周期0.02秒の応答値で代表させた場合、その値は390ガルに相当する。このように、本件1・2号炉の安全余裕検討用地震動と本件3号炉の基準地震動S2が異なるものとなったのは、設置時期の差異によるもの、つまり、本件1・2号炉の設置後に耐震設計審査指針が策定されたことや解析技術の進歩等があったことによるものであり、本件1・2号炉の耐震

安全性を否定するものではない。本件1・2号炉については、次に述べる通り、本件3号炉と同様に最新の知見、調査等に基づく評価・検討を行い、その耐震安全性を確保していることの確認を行った。

(4) 本件発電所建設以降の対応

被告は、建設以降も、最新の知見、調査等に基づき評価・検討を行い、これらの最新の知見、調査等の結果を前提としても本件発電所が十分な安全性を有していることを確認するなどしてきた。以下では、建設以降の被告の主な対応状況について述べる。

ア 耐震設計審査指針の策定を踏まえた本件1・2号炉の対応

昭和53年9月に耐震設計審査指針が策定されたことを受け、被告は、同指針策定前に設置許可がされた本件1・2号炉について、自主的に、同指針の考え方に照らして耐震安全性の評価を実施し、十分な余裕を有していることを確認した(乙D16)。具体的には、本件3号炉の建設の際に策定した基準地震動S2を用いて応力解析を行い、これによって得られた値(応答値)と安全機能の確保が確認される値(許容値)との比較において応答値が許容値を下回り、十分な余裕を有していることを確認した。評価の対象としたのは、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という災害防止上必要とされる安全機能の確保の観点から代表させた設備である。これらの設備の安全機能が確保されれば、本件1・2号炉の安全性が確保できる。評価結果の一例を表2に示す。

表2 基準地震動S2による本件1・2号炉の耐震安全性確認結果

評価対象	許容値	応答値 (1号炉)	応答値 (2号炉)
原子炉容器 (kg/mm ²)	47.8	23.5	23.9
蒸気発生器 (kg/mm ²)	44.7	13.6	12.4
一次冷却材管 (kg/mm ²)	35.1	24.9	11.3
余熱除去ポンプ (kg/mm ²)	21.5	1.7	0.4
原子炉格納容器 (kg/mm ²)	35.7	6.0	5.7
制御棒の挿入性	設計時間内に挿入できることを確認		

この評価結果（応答値と許容値との対比）から、対象となった施設が十分な安全余裕を確保していることが確認できたとともに、本件原子炉施設の主要な設備等が破壊に至るまでには、弾性設計に用いた地震動（本件1・2号炉でいえば設計地震動）に対して相当な安全余裕があることが裏付けられた。

イ 平成18年の耐震設計審査指針の改訂を踏まえた対応

昭和53年に耐震設計審査指針が策定されて以降、地震学及び地震工学に関する新たな知見の蓄積並びに原子炉施設の耐震設計技術の改良及び進歩には著しいものがあつた。特に1995年兵庫県南部地震は、関連する調査研究の成果等を通じて、断層の活動様式、地震動特性、構造物の耐震性等に係る貴重な知見が得られた。このような状況を踏まえ、*原子力安全委員会は、平成8年度から平成12年度の5年間にわたり、原子力施設の耐震安全性に関する海外の基準類や文献

の収集整理等を行い、平成13年6月からは、耐震安全性に係る安全審査指針類について、最新知見等を反映し、より適切な指針類とするために必要な調査審議を開始し、平成18年4月に改訂指針案のとりまとめを行った。その後、パブリックコメント等を経て、平成18年9月、原子力安全委員会は、耐震設計審査指針の改訂を行った（乙E2（59頁））。

同改訂による主な変更点は、

- ①耐震設計上の重要度分類について、改訂前の指針では、Aクラスのうち安全上特に重要な施設をAsクラスとしていたが、改訂後は、Aクラス全体をAsクラスと同等の扱いとすることとし、これらをまとめてSクラスとしたこと
 - ②基準地震動について、改訂前の指針では、基準地震動S1、S2の2種類を策定していたが、改訂後は、基準地震動としてSsを1種類策定することとしたこと
 - ③基準地震動Ssの策定にあたっては、「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としたこと
 - ④基準地震動Ssの策定にあたって考慮すべき活断層の評価基準を、
*後期更新世以降の活動が否定できないものとしたこと
 - ⑤基準地震動Ss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よう求めたこと
- などである。

被告は、これを踏まえ、改訂後の耐震設計審査指針に基づいても本件発電所の耐震安全性が確保できることを確認した。以下では、改訂

後の耐震設計審査指針に基づいた基準地震動 S_s の策定結果についてその概要のみを述べる（詳細は、平成24年5月7日付答弁書第4の5（2）（48頁以下）参照）。

まず、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動については、文献調査、地質調査等による活断層の評価、過去の地震の発生状況等を考慮し、本件発電所の敷地に特に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）として、地震発生様式ごとに選定することとし、内陸地殻内地震では、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震を、プレート間地震では、想定南海地震を、海洋プレート内地震では、1649年安芸・伊予の地震をそれぞれ選定した。そして、これらについて地震動評価を行い、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震が本件発電所に最も大きな影響を与える地震となった。敷地前面海域の断層群については、被告が行った詳細な地質調査や様々な知見等を踏まえると、断層面の傾きが 90° の右横ずれ断層であり、地震動評価上の基本とする断層の長さは54kmであると評価されたが、不確かさも考慮し、断層面の傾き、連動する断層の長さ（130km、360km等）等を様々に変化させたケースについても評価を行い、震源を特定して策定する地震動を策定した。

震源を特定せず策定する地震動については、敷地近傍において発生する可能性がある内陸地殻内地震の全てを事前に評価し得るとは言い切れないとの観点から、検討を行うものであるところ、被告は、加藤ほか（2004）において設定されている「地震基盤における地震動」を採用することとした。

そして、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

る地震動に加え，改訂前の耐震設計審査指針に基づく基準地震動 S 2 も包絡するよう基準地震動 S s (最大加速度 5 7 0 ガル) を策定した。

この上で，被告は，本件原子炉施設の耐震安全性評価を行い，基準地震動 S s をもたらす地震が発生した場合であっても，本件発電所の安全性を確保できることを確認した。

ウ 新規制基準の策定に伴う対応

2 0 1 1 年東北地方太平洋沖地震が発生し，これに伴う津波により東京電力（株）福島第一原子力発電所が深刻な事故に至ったことを踏まえ，原子力規制委員会が発足するとともに原子炉等規制法の改正が数次にわたり行われた。そして，平成 2 5 年 7 月 8 日に施行となった改正の際には，実用発電用原子炉に係る原子炉設置許可申請の許可基準等を示した原子力規制委員会規則，さらにこれに関連する原子力規制委員会の内規（ガイド等）が多数制定又は改正され，原子炉等規制法の改正と同時に施行された（このほか，試験研究用原子炉，使用済燃料貯蔵施設，核燃料加工施設等の原子力施設に係る規則等も実用発電用原子炉と同様に順次制定・改正・施行されている。）。（改正後の原子炉等規制法及び関連する原子力規制委員会規則については乙 E 5，原子力規制委員会の内規の一例としては乙 E 3 及び乙 E 6 をそれぞれ参照）これらは，総称して「新規制基準」と呼ばれている（本件発電所は実用発電用原子炉であるので，以下では，特記のない限り「新規制基準」は実用発電用原子炉に係るものを指すこととする。）。新規制基準は，平成 2 4 年 9 月に原子力規制委員会発足後，同委員会内に設置された検討チームにおいて，福島第一事故の教訓，最新の知見等を踏まえ，有識者らも交えた検討が行われ，パブリックコメントを経て，

平成25年6月19日に原子力規制委員会決定がなされた（施行は上記のとおり同年7月8日である。）。

新規制基準と平成18年改訂後の耐震設計審査指針とを比較すると、活断層等の解釈を明確化するなど変更点はあるものの、基準地震動の策定方法等基本的な部分については、ほぼ同一である。しかしながら、被告は、福島第一事故の原因となった津波が想定を大きく超えたものであったこと、新規制基準がこうした事態を受けて策定されたものであることを踏まえ、改めて最新の知見も踏まえた評価を行った。（そして、現在、上述の本件3号炉に係る原子炉設置変更許可申請等に係る原子力規制委員会の審査が行われており、この中で、改めて行った地震動評価の妥当性に関しても審査が進められているところである。）

この評価と上記ア及びイにおける評価との主な違いは、①地震動評価上考慮すべき中央構造線断層帯について、西端で接する別府-万年山断層帯を含む、より長い区間（480km）での連動を想定していること、②震源を特定せず策定する地震動について、最新の観測記録、解析結果等を用いた評価を行っていること、③深部ボーリング調査等の新たな調査により把握した本件発電所敷地の地下構造に係る知見を反映した評価を行っていることなどであり、詳細については、下記4において述べる。

(5) 耐震安全上の余裕

本件発電所が、その建設以降も、最新の知見等を踏まえた検討・評価を行い、その結果、設計時よりも大きな地震動に対する耐震安全性の評価を行うことになった場合でも、引き続き耐震安全性を有していることを確認することができるのは、設計及び建設時において耐震安全上の余

裕を十分確保するとともに、これを向上させるための対策を講じてきたからである。

以下では、被告が、本件発電所の耐震安全上の余裕をどのように確保してきたかについて述べる（耐震安全上の余裕を向上させるための対策を講じてきたことについては、被告準備書面（2）第2の2（27頁以下）参照）。

ア 弾性設計による余裕

被告は、すでに述べたとおり、本件発電所の建設にあたっては、安全上重要な設備について、本件1・2号炉は設計地震動に対して、本件3号炉は基準地震動S1に対してそれぞれ弾性設計を行った。すなわち、設計地震動又は基準地震動S1を超える地震動が発生したとしても、施設に生じる応力が弾性範囲内であれば、変形を残さずに元の形に戻ることができるし、弾性限界を超え、荷重を除去しても元の形に戻らない塑性領域に入ったとしても、破壊・破断が生じて要求される安全機能を失う（機能維持限界）までにはさらに余裕を有することになる（この余裕の存在は、本件1・2号炉については設計余裕検討用地震動、本件3号炉については基準地震動S2により評価・確認している。）。一般に、原子炉建屋の弾性限界と機能維持限界の間には概ね2倍以上の裕度があるとされている（乙D17）など、適切に耐震設計の基準となる地震動を設定し、これに基づく弾性設計を行うことにより、自ずと大きな耐震安全上の余裕を有することになるのである。

イ 耐震設計の過程で生まれる余裕

地震動評価を行う過程においても、耐震安全上の余裕が生まれる。

被告は、地震動によって働く力を計算する過程において、計算結果が保守的となるよう計算条件の設定等で余裕を持たせている。例えば、耐震設計における施設にかかる応力を解析する際、モデルに入力する施設の各位置に対する地震力について、*地震応答解析において求められた動的地震力の最大値を静的地震力として用いており、これによって大きな発生値が算定され、余裕が生じる。これは、実際の地震力は、時々刻々と変化する動的地震力であるのに対し、静的に用いることで構造物にほんの一瞬作用するだけの動的地震力の最大値が変化せず、一定の力で作用し続けると仮定していることとなるが、このような仮定は安全側の余裕を生じさせるものである。

また、耐震設計を行う際、基準地震動等を用いて解析を行い、その解析において算定された発生値を基に設計を行うことになるが、その際、設計上の許容値とこの発生値とをぴたりと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。）、発生値が許容値を下回るよう設計する。したがって、発生値と許容値の間には必ず差が生じることになる。この差も耐震安全上の余裕となる。

耐震設計時の判定の基準となる許容値も、実際に機器等が機能を失う（損壊する）限界値に対して十分余裕を持った値が設定されている。例えば、本件3号炉の耐震壁の設計において、耐震壁については、実際に耐震壁が破壊する終局点の変形量の2分の1の変形量を、基準地震動S2が作用した場合の耐震壁の許容変形量として定めている。したがって、基準地震動S2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、破壊に至るまでにはまだ大きな余裕が存在することになる。

ウ 耐震設計以外の設計から生まれる余裕

原子力発電所は、地震動の影響のみではなく、自重、内圧及び熱荷重に加え、事故時の荷重に対する強度設計、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対策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余裕をもった設計を行っている(乙C1(9-1-2頁), 乙C2(8-1-5頁, 8-11-1頁), 乙C3(8-1-7頁, 8-11-1頁))。これらの設計、製作及び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実力を有している。

そして、耐震設計において、地震荷重に、自重、内圧及び熱荷重、さらには事故時の荷重を組み合わせる強度設計を行っており(乙C1(8-15-3~8-15-4頁), 乙C2(8-1-5頁, 8-1-60~8-1-61頁), 乙C3(8-1-7頁, 8-1-111~8-1-114頁))、これによっても耐震上の余裕が生まれる。特に地震荷重の割合が小さな機器については、大きな地震動が発生したとしても機器への影響は小さく、耐震安全上の余裕が大きいと言える。一例として本件3号炉の原子炉容器、一次冷却材管及び蒸気発生器の耐震評価における発生値について、地震荷重と地震以外の荷重の内訳が分かるグラフを図8に示す。各機器の下段の棒グラフは実際に基準地震動 S_s (最大加速度570ガル)に対する耐震評価の結果を表したものであり、上段の棒グラフは仮に地震による発生値を2倍にした場合のものであるが、地震による発生値が2倍になったとしても全体の発生値としては大きなものにはなっていない。

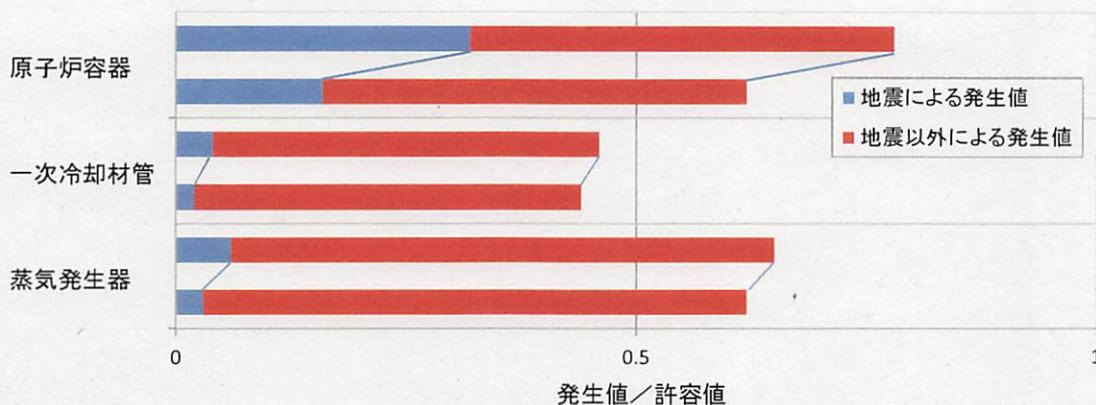


図8 地震荷重と地震以外の荷重の組み合わせ

エ 耐震安全上の余裕に係る試験・評価

＊財団法人原子力発電技術機構（昭和51年3月の設立当初は、「原子力工学試験センター」という名称だったが、平成4年4月に改称）の＊多度津工学試験所の大型高性能振動台を用いた原子力発電施設耐震信頼性実証試験では、安全上重要な設備につき、実機に近い縮尺模型試験体を試験台に乗せ、地震動を模擬した振動を与えて実際に揺さぶることにより、設備の耐震安全性及び耐震裕度の確認等が行われた。昭和57年11月の施設完成以降平成17年3月までに21件の耐震信頼性実証試験が実施され、その結果、原子力発電所の安全上重要な設備は、設計に用いる地震動に対して相当の余裕を有することが実証された。PWRに関する主な試験の結果を表3に示す。（乙D18, 19）

表3 PWRの設備に係る試験入力波の最大加速度

試験対象	強度実証試験 ^{※2}	限界加振試験 ^{※2}
原子炉格納容器（鋼製） 〔①1/3.7 ②350t ③約3800t〕 ^{注1}	591ガル	887ガル 〔1.5倍〕 ^{注3}
炉内構造物 〔①1/1 ②555t ③約500t〕 ^{注1}	729ガル	1094ガル 〔1.5倍〕 ^{注3}
1次冷却設備 〔①1/2.5 ②525t ③約1000t〕 ^{注1}	1433ガル	2866ガル 〔2.0倍〕 ^{注3}
原子炉容器 〔①1/1.5 ②700t ③約800t〕 ^{注1}	714ガル	961ガル 〔1.6倍〕 ^{注3}
非常用ディーゼル発電機システム ※クランク軸など複数の部分試験	1360ガル	1770ガル 〔1.3倍〕 ^{注3}
電算機システム 〔①1/3.2 ②81t ③約3500t〕 ^{注1}	526ガル	2262ガル 〔4.3倍〕 ^{注3}
原子炉停止時冷却系 〔①1/1 ②294t ③約300t〕 ^{注1}	1800ガル	2700ガル 〔1.5倍〕 ^{注3}
主蒸気系 〔①1/2.5 ②190t ③約200t〕 ^{注1}	1940ガル	4850ガル 〔2.5倍〕 ^{注3}
原子炉格納容器（プレストレスコンクリート製） 〔①1/10 ②757t ③約27000t〕 ^{注1}	557ガル	3398ガル 〔6.1倍〕 ^{注3} ※機能喪失
制振サポート支持重機器 〔①1/2.5 ②550t ③約600t〕 ^{注1}	1824ガル	5290ガル 〔2.9倍〕 ^{注3}
配管（一般化モデル） 〔①1/1 ②200t ③同左〕 ^{注1}	—	1900ガル ※加振5回目で 機能喪失

注1 []内は、①縮尺、②試験体重量（支持構造物の重量含み）、③実機重量を示す。

注2 記載値は縮尺比や付加質量等に基づく相似則により試算した、実機相当の最大加速度を示す（一般化モデルとした配管のみ実際の試験体入力波）。

・強度実証試験：基準地震動S2 応答波最大加速度

・限界加振試験：振動台性能限界時または試験体機能喪失時における最大加速度

注3 []内は、強度実証試験における基準地震動S2 応答波に対する比率を示す。

具体例を挙げて説明すると、

- ・原子炉格納容器（試験時期：昭和55～58年度）
- ・炉内構造物（試験時期：昭和56～61年度）
- ・一次冷却設備（試験時期：昭和58～63年度）
- ・原子炉容器（試験時期：昭和59～平成元年度）

等については、試験対象によってS2地震動の1.5倍から数倍程度で加振し、耐震設計上の余裕があることを確認した。これらの試験では振動台能力の限界に相当する入力地震波を用いたものではあるが、設備が破壊に至るまで試験を実施したのではなく、少なくともこれらの入力レベルまでは設備が機能維持できていることを確認したものである。なお、振動台能力の限界に1.5倍から数倍程度と差が生じているのは、試験体の大きさ、重量等によって加振できる限界が異なるからである。解析を加えることにより、振動台能力を超える地震動で加振を行ったのと同等の結果を得ることも可能であり、以下の終局強度試験が可能であるのもこのためである。

また、設備が実際にどれぐらいの地震動にまで耐えられるのかという観点からは、

- ・配管系終局強度試験（試験時期：平成10～15年度）

が実施された（図9）。この配管系終局強度試験では、耐震上重要な配管系について、実機の構造的特徴及び振動特性を模擬した試験体を製作し、設計用基準地震動に対する許容応力及びそれを上回る応力を発生させる地震波で加振し、配管破損による漏水がないことを確認した。さらに、より大きな応答が得られるよう一部を改造した試験体を過酷な条件で加振し、配管の終局強度と耐震設計手法の安全余裕を確

認した。その結果，S2地震動による地震力に対して8倍以上の余裕があることを確認した。



図9 配管系終局強度試験の試験体

また，この試験以外にも，同様の観点から，

- ・*電気品耐力試験（試験時期：平成14～17年度）
- ・横型ポンプ耐力試験（試験時期：平成14～17年度）
- ・立型ポンプ耐力試験（試験時期：平成14～17年度）

が実施され，設計に用いる地震動に対して相当の余裕があることを確認した。さらに，

- ・制御棒挿入性試験（試験時期：14～17年度）

では，実機を模擬した制御棒，燃料集合体及び制御棒駆動機構にて加振試験を行い，その結果，S2地震動の3倍以上の入力地震に対しても，制御棒が規定時間内に挿入されることを確認した。

さらに、被告は、福島第一事故後、*原子力安全・保安院の指示を受け、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C64～67）。ストレステストは、各原子力発電所において、地震、津波等を起因とする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裕度を定量的に評価し、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。

ストレステストの評価手法の概略について、地震を一例にとると、まず、地震動による建物、配管等の損傷が要因となる事象（*LOCA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）の分類から炉心損傷に至る可能性がある起回事象を選定する。

選定した起回事象については、その事象の影響緩和に必要なとされる複数の機能（例えば、非常用所内電源からの給電機能）を抽出し、各影響緩和機能が有効か無効であるかに応じた分岐図（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シナリオを特定する。

次に、イベントツリー上の各影響緩和機能を実現するための構成機器について耐震裕度評価を行い、当該機能の耐震裕度を分析する。また、起回事象発生についても、耐震裕度を別に評価する。

最後に、耐震裕度が小さい起回事象から順に、起回事象に対する炉心損傷を回避できるシナリオについて、イベントツリー中の各影響緩和

和機能の耐震裕度の中で、最も小さい値を特定し（起因事象に対する炉心損傷回避シナリオが1つの場合）、イベントツリーの耐震裕度を特定する。そして当該イベントツリーの耐震裕度と次に耐震裕度の小さい起因事象の耐震裕度とを比較し、当該起因事象の耐震裕度が上回る場合には、当該イベントツリーの耐震裕度の値をクリフエッジとする。

被告が行ったストレステストでは、基準地震動 S_s に対し、本件1号炉が1.66倍、本件2号炉が1.80倍、本件3号炉が1.50倍の裕度を有していることを確認した。

ちなみに、ストレステストにおける地震動に関する裕度の評価は、安全上重要な施設・機器等の基準地震動 S_s に対する評価値（発生値）を求め、各施設・機器等ごとの許容値を当該評価値で除し、許容値が評価値の何倍かを算出することにより行う。すでに述べたとおり、裕度を算出するのに用いた評価値や許容値自体も、余裕を持った値であり、そのことは上記の実証試験結果などによっても確認されている（本件1号炉の1.66倍は直流電源装置（蓄電池）の、本件2号炉の1.80倍は原子炉コントロールセンタの、本件3号炉の1.50倍は直流電源装置（充電器盤）の、それぞれの許容値から求めた裕度を示しているが、地震動がこれらの裕度を超えたからといって、各設備が直ちに機能を喪失することを意味するものではない。）。したがって、ストレステストの結果は、基準地震動 S_s に対する耐震安全上の余裕が一定程度存在していることを確認するとともに、相対的に耐震安全性が低い機器を抽出するという点では意義があるが、原子力発電所の終局的な耐力を測る手段として扱うのは適切ではない。例えば、本件

3号炉のストレステストの結果についても、基準地震動 S_s の1.50倍を超える地震力が生じれば炉心損傷に至るというのではなく、少なくとも1.50倍の耐震安全上の余裕を有することが確認できた、と捉えるのが正しい理解である。

4 新規制基準の策定後に実施した地震動評価及び基準地震動の策定(詳細)

(1) はじめに

上記で述べたとおり、被告は、本件発電所の基準地震動 S_s について、福島第一事故の原因となった津波が想定を大きく超えたものであったこと、新規制基準がこうした事態を受けて策定されたものであることを踏まえ、改めて最新の知見も踏まえた評価を行い、基準地震動 S_s を策定した。以下では、その詳細について述べる。

なお、すでに述べたとおり、平成26年7月8日付けの本件3号炉に係る原子炉設置変更許可申請等に対する*原子力規制委員会の審査において、現在、当該基準地震動 S_s の妥当性に関する審査が進められているところである。このため、今後評価の内容を変更する可能性があり、その場合には改めて主張を行う考えである。

(2) 基準地震動策定の流れ

基準地震動 S_s 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」について、それぞれ敷地の*解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定する。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、敷地周辺における地震発生状況、活断層の性質等を考慮し、地震発生様式等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(検討用地震)を選定し、選定した検討用地震に対して、震源特性等の不確か

さを適切に考慮し，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の双方を行い，この結果に基づき策定する。また，「震源を特定せず策定する地震動」は，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全てを事前に評価し得るとは言い切れないとの観点から，震源と活断層とを関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍における観測記録に基づき策定する。基準地震動 S_s 策定の流れについて図 10 に示す。

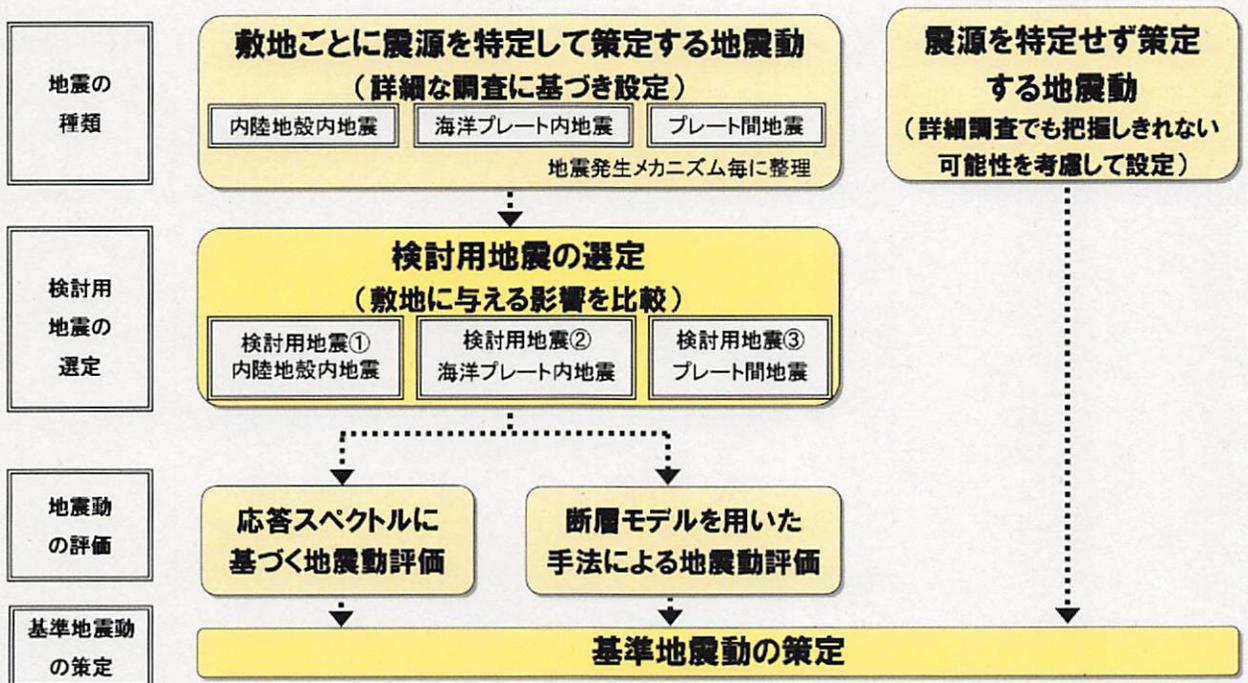


図 10 基準地震動 S_s 策定の流れ

(3) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

ア 検討用地震の候補とする地震の選定

被告は，敷地周辺における過去の被害地震から，規模及び位置など

に関する最新の知見をもとに、本件発電所敷地に影響を及ぼすと考えられる地震を選定し、これらの地震に、国の機関等による知見、活断層の分布状況から敷地周辺に想定した地震を加え、地震発生様式ごとに整理・分類して、検討用地震の候補とする地震を選定した。

(ア) 敷地周辺の地震発生様式及び地震発生状況

本件発電所周辺の地震活動は、太平洋側沖合いの*南海トラフから陸側へ沈み込む海洋プレートと陸域プレートとの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地震、陸域及び沿岸で発生する内陸地殻内地震の3つに大きく分けることができる。

*気象庁一元化震源のうち敷地周辺で発生したM5未満の地震（微小地震）の分布状況の調査、敷地周辺で発生した過去の地震に関する知見等を踏まえると、敷地周辺で発生する地震の主な特徴は概ね次のとおりである。すなわち、①プレート間地震は、南海トラフ沿いでM8程度の大地震が約100年から150年の間隔で発生し、日向灘周辺ではM7程度の地震が十数年から数十年に一度の割合で発生している。②海洋プレート内地震は、安芸灘や伊予灘など瀬戸内海の西部から豊後水道付近のやや深いところ（約30～70kmの深さ）でM7程度の地震が発生している。そして、過去に敷地周辺の沿岸地域に被害をもたらした地震が知られている。③内陸地殻内地震は、敷地近傍においてほとんど発生しておらず（若干認められるものもM2未満と小さい。）、大分県別府付近でM7程度の地震が発生している。

(イ) 被害地震の調査

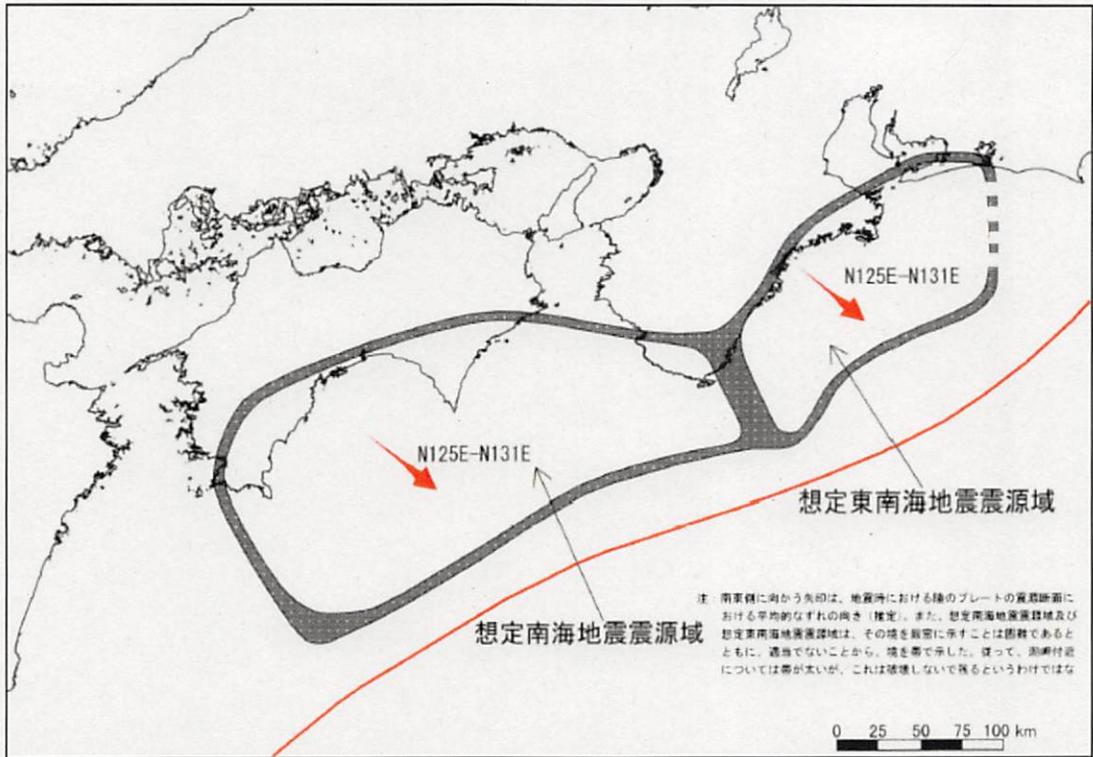
被告は、敷地周辺の被害地震について、地震史料及び明治以降の

地震観測記録を基に、地震の震央位置、規模等をまとめた*地震カタログ（「最新版 日本被害地震総覧」，「宇津カタログ（1982）」，「*気象庁地震カタログ」等）による調査を行った。この調査によって抽出した地震について、規模及び位置などに関する最新の知見をもとに敷地に影響を及ぼす地震として、敷地の震度が5弱（1996年以前は旧気象庁震度階級でV）程度以上であったと推定される地震を以下のとおり選定した。

- ・土佐その他南海・東海・西海諸道の地震（684年，M8 1/4）
- ・日向灘の地震（1498年，M7 1/4）
- ・安芸・伊予の地震（1649年，M6.9）
- ・宝永地震（1707年，M8.9）
- ・安政南海地震（1854年，M8.4）
- ・伊予西部の地震（1854年，M7.0）
- ・豊後水道の地震（1968年，M6.6）

(ウ) 国の機関等による知見

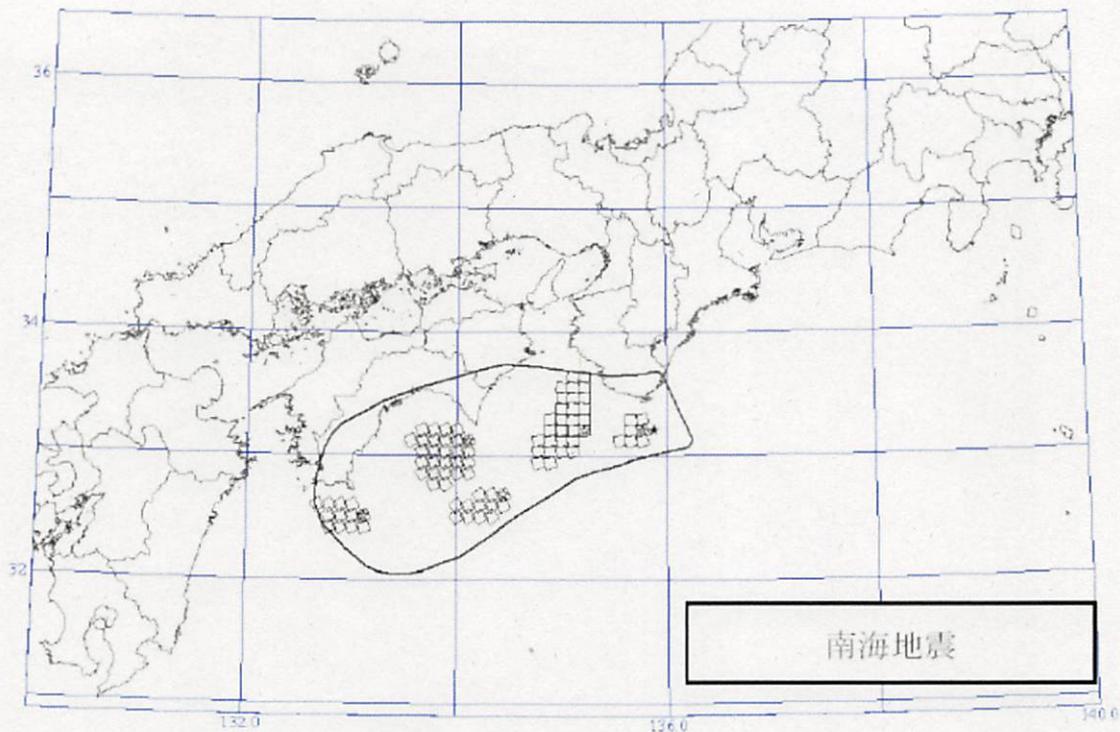
*地震調査研究推進本部地震調査委員会は、長期的な観点から、南海トラフ沿いの地震について、四国沖から浜名湖沖までの領域を震源域とする地震を想定し、その評価のとりまとめを行った。そして、次の南海トラフ沿いの地震の発生位置（領域）及び震源域の形態を、既往の調査結果から総合的に判断し、図11で示すモデルを提案した（想定南海地震（地震調査委員会，M8.4））。また、日向灘のプレート間地震についても、1968年日向灘地震及び1662年の日向灘の地震に係る強震動評価を実施し、モデルを示している（日向灘の地震（地震調査委員会，M7.6））。



(地震調査委員会(2001)より)

図1-1 地震調査委員会による想定南海地震の震源域

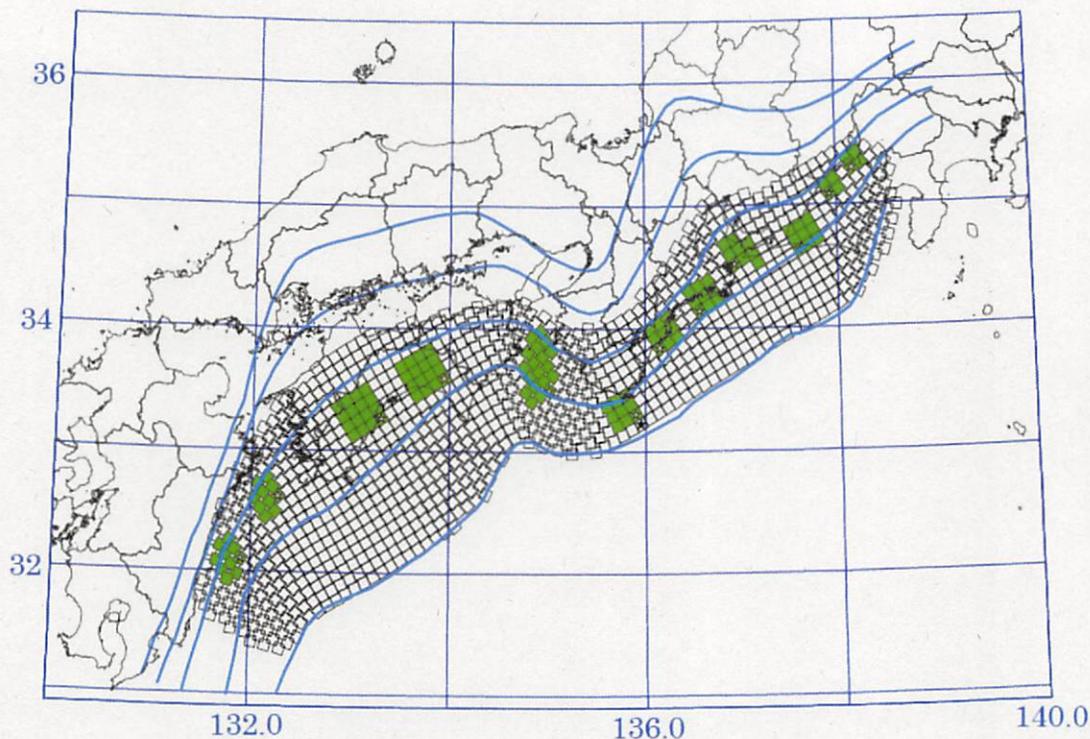
※中央防災会議は、「東南海・南海地震等に関する専門調査会」を設置し、東南海・南海地震などの過去の地震発生例を参考にして、東海地震、東南海地震及び南海地震をさまざまに組み合わせたケースを想定した検討を行い、想定南海地震として図1-2で示すモデルを設定した（想定南海地震（中央防災会議，M8.6））。



(中央防災会議(2003)より)

図12 中央防災会議による想定南海地震の震源域

内閣府の「*南海トラフの巨大地震モデル検討会」は、南海トラフの巨大地震を対象として、過去に南海トラフで発生した地震の特徴やフィリピン海プレートの構造等に関する特徴などの現時点の科学的知見に基づきあらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震として、駿河湾から日向灘までを震源断層域とするM9クラスを想定した検討を行った。そして、南海トラフの巨大地震として4ケースのモデルを設定している。本件発電所敷地に最も影響があると考えられるのは、強震動生成域が最も敷地の近傍に配置されている「陸側ケース」(図13、南海トラフの巨大地震(陸側ケース)(内閣府検討会、M9.0))である。



(内閣府検討会(2012)より)

図13 南海トラフ巨大地震(陸側ケース)の震源域

また、地震調査研究推進本部地震調査委員会による、フィリピン海プレートのプレート間及びプレート内の震源断層をあらかじめ特定しにくい地震の地域区分(乙D20(3-79頁))を考慮し、本件発電所を含む区分及びこれに隣接する区分において過去に発生した海洋プレート内地震について、最新の知見を踏まえて整理したものを図14に示す。各領域において最も規模が大きなもの(図中、赤線で囲ったもの)は、領域1においては①2004年の地震(M7.4)、領域2においては②1769年の地震(M7.4)、本件発電所を含む領域3においては③1854年の地震(M7.0)及び領域4においては④1909年の地震(M7.3)となってい

る。これらの地震のうち、③以外の地震は、震央距離が離れているため、そのままでは本件発電所への影響は大きくないが、被告は、各領域の範囲で地震が発生する位置をあらかじめ特定することは困難であるとの安全側の考え方に立ち、地震動評価をする上では、①、②及び④の地震を各領域の最も本件発電所に影響を与える位置で発生するものとした。そして、①を震央距離約225kmの位置に（*アウターライズ地震（M7.4））、②を震央距離約77kmの位置に（日向灘の浅い地震（M7.4））、④を震央距離約59kmの位置に（九州の深い地震（M7.3））それぞれ想定した。

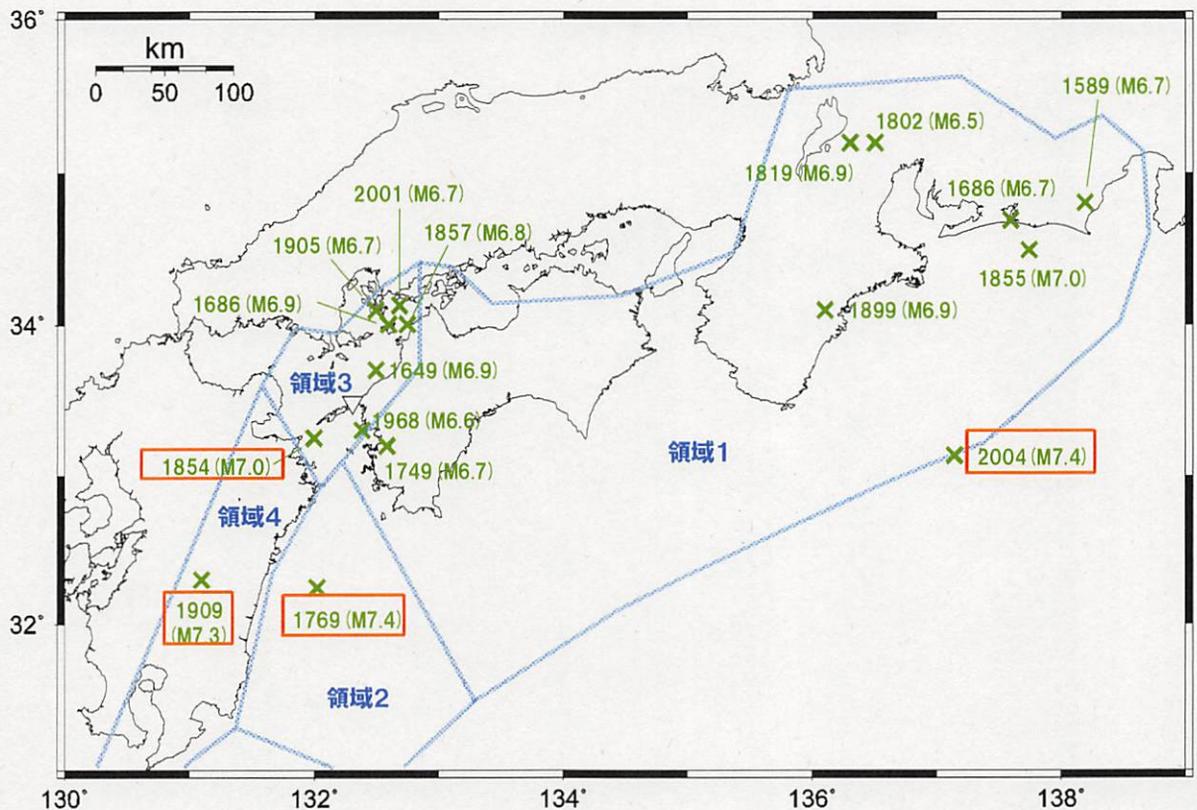


図14 本件発電所の周辺領域における海洋プレート内地震の分布

(エ) 活断層の分布状況

被告は、敷地周辺の活断層の分布を把握するため、文献調査、地形調査、地表地質調査、海域地質調査、地球物理学的調査等による入念な調査を行った（調査の詳細については平成24年5月7日付答弁書第4の5(2)イ(ア)（50頁以下）及び被告準備書面（2）第1の7～9（12頁以下）参照）。この結果、敷地の北方には敷地前面海域の断層群（42km）、伊予セグメント（23km）、川上セグメント（36km）などから構成される中央構造線断層帯が四国陸域から佐田岬半島西端部の北方まで分布し、敷地に沖合い約8kmを通過する。さらに西方には、別府湾－日出生断層帯（76km）が豊予海峡から別府市西方まで分布する。これら以外にも伊予灘北方の上関断層などの活断層が分布する。一方、敷地の南方には、八幡浜の五反田断層（2km）、宇和海のF-21断層（22km）が分布する。これらの分布状況を図15に示す。

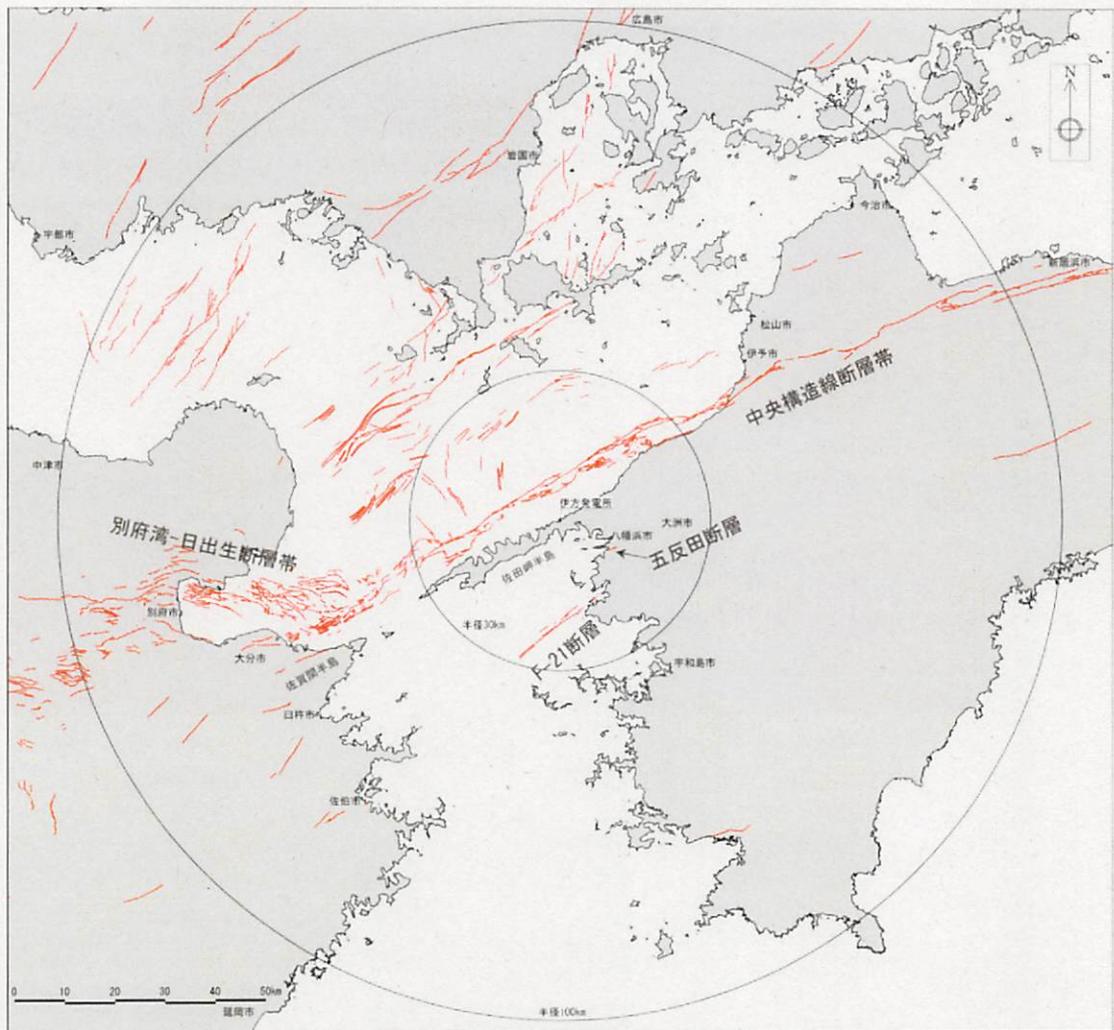
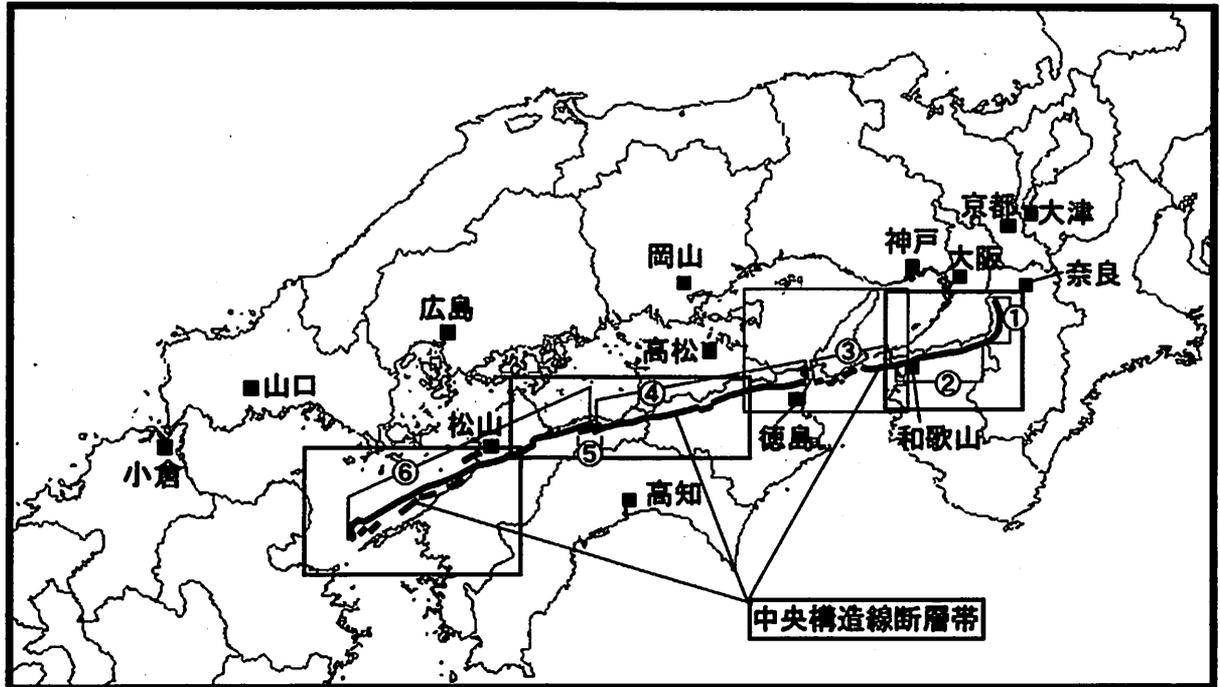


図15 敷地周辺の活断層の分布状況

一般に、中央構造線という語は、「地質境界としての中央構造線」と「活断層としての中央構造線」の両者を包含して若しくは混同して、又は区別せずに用いられているが、地震動を評価する上で考慮すべきは「活断層としての中央構造線」である（両者の違いについては、平成23年5月9日付答弁書第4の5(2)イ(ア)f(51頁以下)において詳述したとおりである。）。

活断層としての中央構造線については、地震調査研究推進本部地震調査委員会が、中央構造線断層帯として評価している（したがっ

て、本書面では、活断層としての中央構造線を「中央構造線断層帯」と記載している。)。地震調査委員会(2011)(乙D21)によれば、中央構造線断層帯は、近畿地方の金剛山地の東縁から淡路島南部の海域を経て四国北部を東西に横断し、伊予灘に達する断層帯で全体としての長さは約360kmとされ、過去の活動時期の違いなどから、①金剛山地東縁(長さ約23km)、②和泉山脈南縁(長さ約44~52km)、③紀淡海峡-鳴門海峡(長さ約43~51km)、④讃岐山脈南縁-石鎚山脈北縁東部(長さ約130km)、⑤石鎚山脈北縁(長さ約30km)及び⑥石鎚山脈北縁西部-伊予灘(長さ約130km)の6つの区間に区分されている(図16)。一般的には、中央構造線断層帯のような長大な断層帯はいくつかの区間に分割して活動すると考えられているが、同委員会では、中央構造線断層帯の将来の活動について、上記6つの区間が個別に活動する可能性、複数の区間が同時に活動する可能性、これら6つの区間とは異なる範囲が活動する可能性、さらには、断層帯全体が同時に活動する可能性も否定できないとしている。

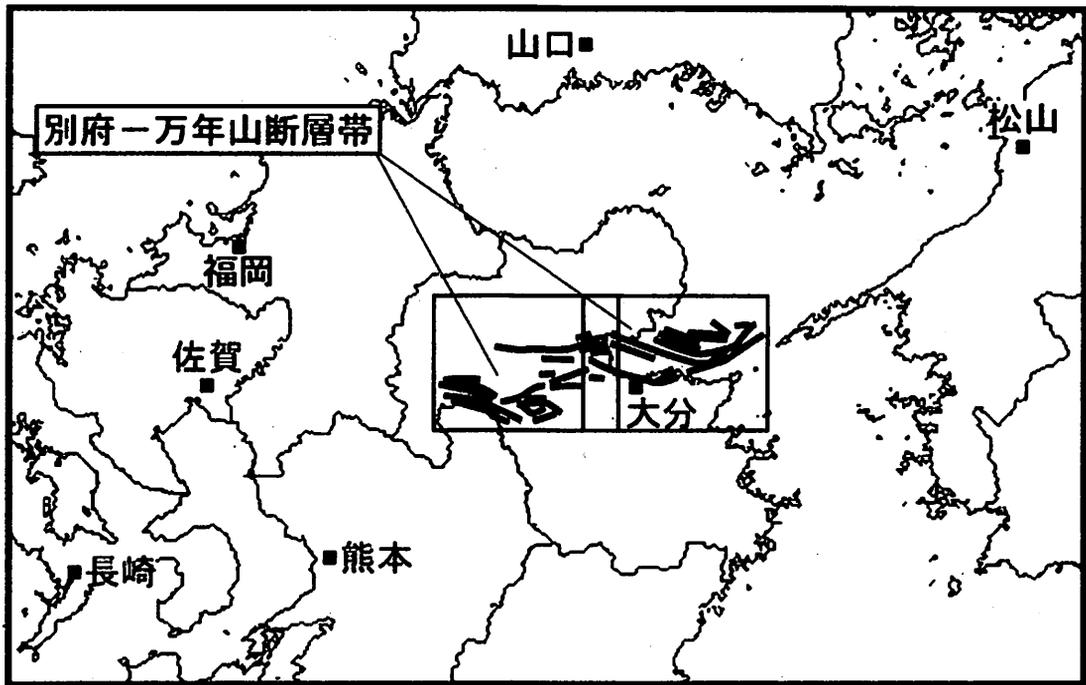


- ①: 金剛山地東縁 ②: 和泉山脈南縁 ③: 紀淡海峡-鳴門海峡
 ④: 讃岐山脈南縁-石鎚山脈北縁東部 ⑤: 石鎚山脈北縁
 ⑥: 石鎚山脈北縁西部-伊予灘

(地震調査委員会 (2011) より)

図16 地震調査委員会 (2011) による中央構造線断層帯の区分

また、地震調査委員会 (2005) (乙D22) によると、別府-万年山断層帯について、ほぼ東西方向の多数の正断層から構成されているが、断層の走向や変位の向きから「別府湾-日出生断層帯」(76 km)、大分平野-由布院断層帯 (40 km) 等に区分されている。敷地に最も近い別府湾-日出生断層帯は、東部と西部で最新活動時期が異なり、それぞれが単独で活動すると推定されているが、全体が同時に活動する可能性、さらには、その東端が中央構造線断層帯に連続している可能性がある」と指摘されている (図17)。



(地震調査委員会 (2005) より)

図17 地震調査委員会 (2005) による別府-万年山断層帯

一方、被告は、本件発電所の敷地周辺において詳細な地質調査を実施し、断層の分布形態、活動様式等の性状を特定した結果、中央構造線断層帯を構成する活断層として、伊予断層（断層の長さ約23 km）、川上断層（断層の長さ約36 km）及び敷地前面海域の断層群（断層の長さ約42 km、本件発電所の敷地の沖合い約8 kmに分布）が存在すること、さらにそれぞれの断層の間に、*ジョグと呼ばれる断層破壊の末端を示唆する地質構造が分布することを確認した。そして、敷地前面海域の断層群を図18のとおり区分した。

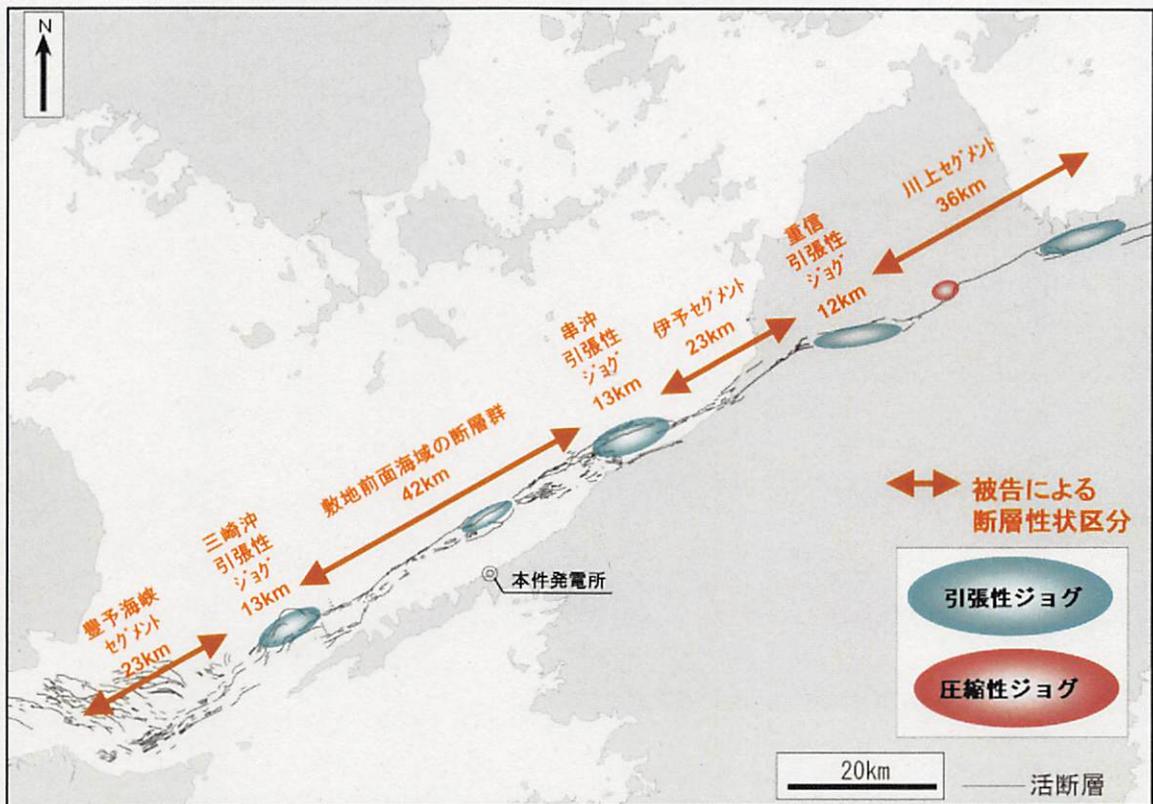


図 1 8 被告の調査による敷地前面海域の断層群の区分

(オ) 地震の分類

以上で示した地震について、地震発生様式ごとに整理・分類し、検討用地震の候補とする地震を選定した。

内陸地殻内地震については、上記(ウ)で示した活断層の分布状況に基づき、敷地周辺において考慮すべき活断層による内陸地殻内地震として、以下のとおり選定した。地震動評価上考慮する断層の長さとしては、敷地前面海域の断層群については、両端の引張ジョグの間まで延伸し 5.4 km、同様に伊予セグメントについても 3.3 km とした。また、五反田断層については、長さが短く (2 km) 孤立した断層であることから、地表で認められる活断層の長さが必ずしも震源断層の長さを示さない (地下に震源断層が広がっている) 可能

性を考慮し、断層長さ15 km, M6.5の地震規模を想定することとした。その他の活断層の断層長さについては、F-21断層を22 km, 上関断層(F-15)を48 km, 上関断層(F-16)を32 kmとした。

- ・中央構造線断層帯による地震(敷地前面海域の断層群(54 km), 伊予断層(33 km), 金剛山地東縁-伊予灘(360 km), 石鎚山脈北縁西部-伊予灘(130 km))
- ・別府湾-日出生断層帯による地震
- ・F-21断層による地震
- ・五反田断層による地震
- ・上関断層による地震

海洋プレート内地震については、南海トラフから安芸灘~伊予灘~豊後水道海域へ西北西の方向に沈み込んだフィリピン海プレートで発生する*スラブ内地震について、以下の地震を選定した。

- ・安芸・伊予の地震(1649年, M6.9)
- ・伊予西部の地震(1854年, M7.0)
- ・豊後水道の地震(1968年, M6.6)
- ・九州の深い地震(M7.3)
- ・日向灘の浅い地震(M7.4)
- ・アウターライズ地震(M7.4)

プレート間地震については、南海トラフ沿いの地震及び日向灘における地震として以下の地震を選定した。

- ・土佐その他の南海・東海・西海諸道の地震(684年, M8.1/4)
- ・宝永地震(1707年, M8.6)

- ・安政南海地震（1854年，M8.4）
- ・想定南海地震（地震調査研究推進本部，M8.4）
- ・想定南海地震（中央防災会議，M8.6）
- ・南海トラフの巨大地震（陸側ケース）（内閣府検討会，M9.0）
- ・日向灘の地震（1498年，M7.1/4）
- ・日向灘の地震（地震調査研究推進本部，M7.6）

イ 検討用地震の設定

検討用地震の候補として選定した地震から，本件発電所の敷地に特に大きな影響を与えると予想される地震を地震発生様式の分類ごとに検討用地震として選定することとし，検討用地震の選定にあたっては，応答スペクトルに基づく地震動評価を行った（図19～21）。検討用地震の選定結果は以下のとおりである。

内陸地殻内地震について，敷地への影響が最も大きいと考えられる地震は，敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震となったことから，これを検討用地震として選定した。中央構造線断層帯による地震については，敷地前面海域の断層群を含む区間として複数の断層長さを考慮するケースが選定されているが，検討用地震の選定にあたっては，敷地前面海域の断層群（54km）で代表させて検討を行い，中央構造線断層帯の敷地前面海域の断層群を含む複数区間の連動の可能性（130km，360km等）については，地震動評価における不確かさ考慮の枠組みの中で影響評価を行った。

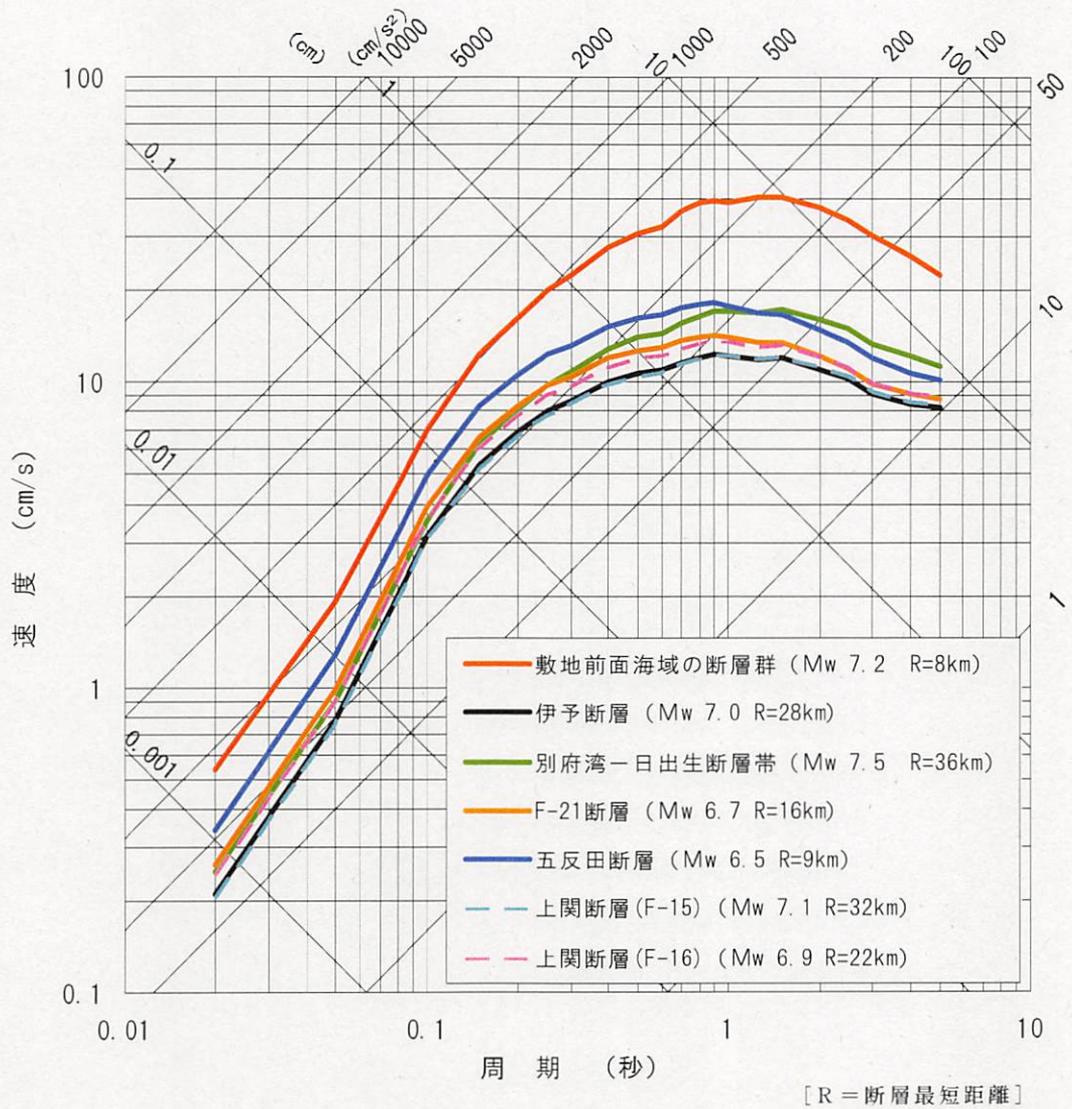


図 19 応答スペクトルによる地震動評価 (内陸地殻内地震)

海洋プレート内地震について、敷地への影響が最も大きいと考えられる地震は、1649年安芸・伊予の地震となったことから、これを検討用地震として選定した。

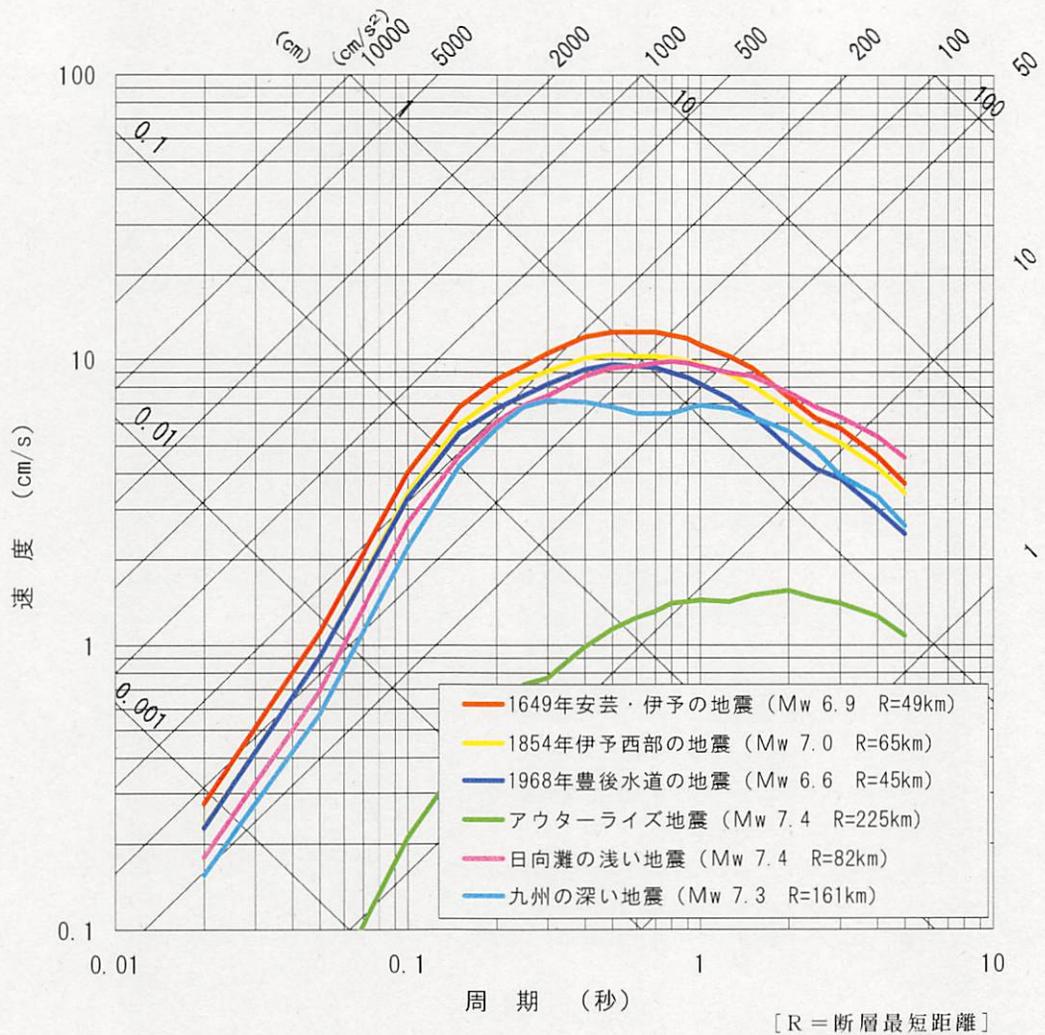
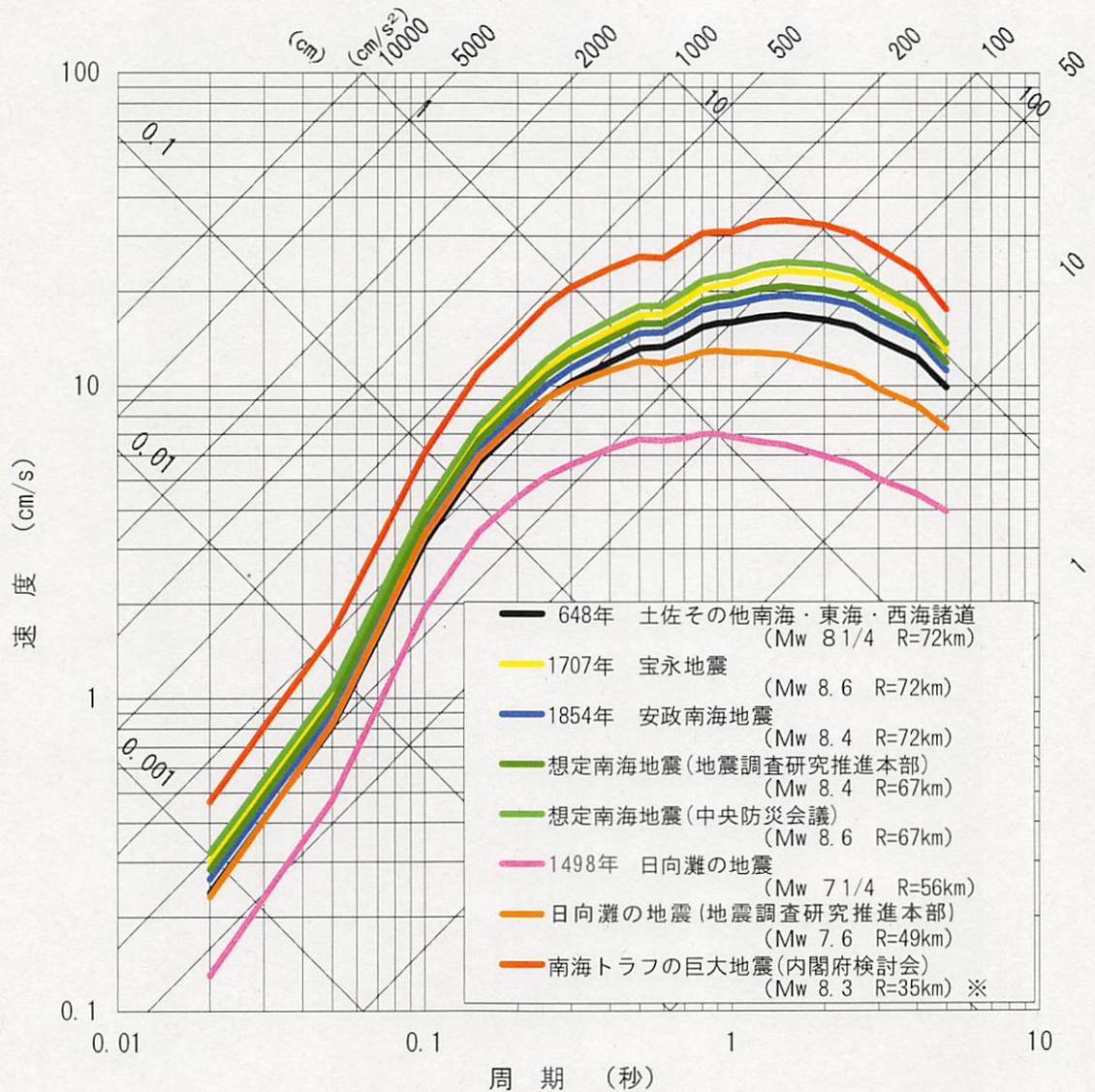


図20 応答スペクトルによる地震動評価 (海洋プレート内地震)

プレート間地震について、敷地への影響が最も大きいと考えられる地震は、内閣府検討会による南海トラフの巨大地震 (陸側ケース) となったことから、これを検討用地震として選定した。なお、応答スペクトルに基づく地震動評価の手法は巨大地震に対して適用できるように作成されたものではないものの、内閣府検討会は東北地方太平洋沖地震 (M9.0) について、Mを8.3と仮定して応答スペクトルに基づく地震動評価を行うことで震度分布がよく説明されたとして、南

海トラフの巨大地震（M 9. 0）の応答スペクトルに基づく地震動評価のパラメータとしてM 8. 3を採用していることから、ここでもM 8. 3を採用して評価を行った。（断層モデル評価においては、M 9. 0を設定して詳細評価を行った。）



※ 応答スペクトル手法による地震動評価に用いる地震規模は内閣府検討会による。

図 2 1 応答スペクトルによる地震動評価（プレート間地震）

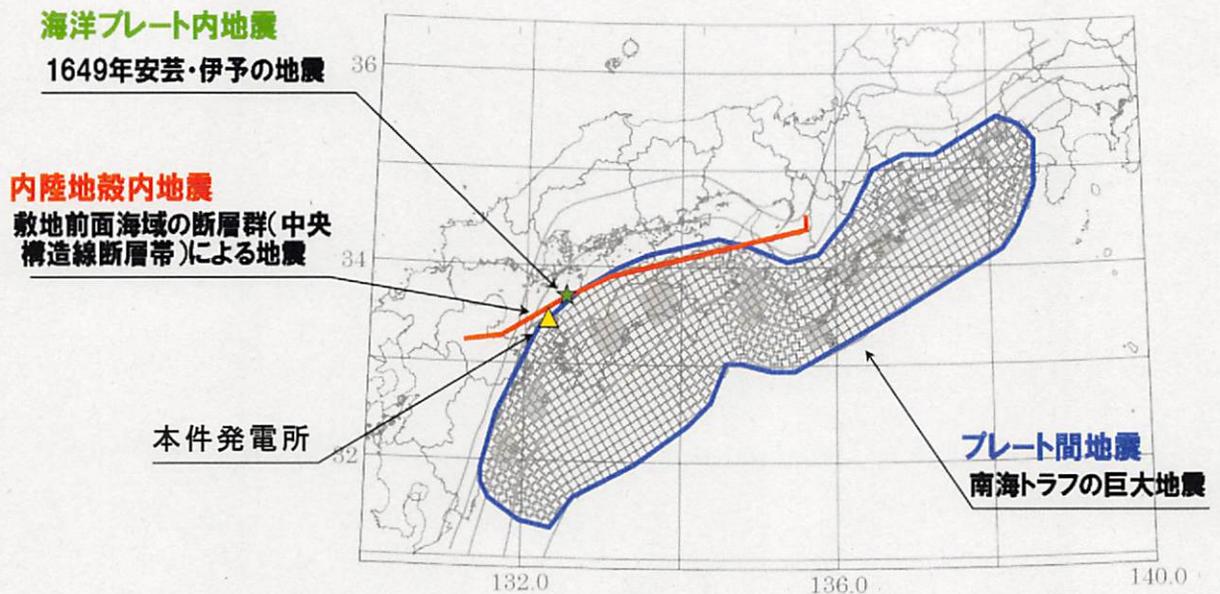


図 2 2 検討用地震の選定結果

ウ 地震動評価のための地下構造評価

地震動評価において、当該地点における地域特性を十分に把握することが不可欠であることはすでに述べた（第 2 の 3 (1) ア（15 頁））。震源特性や伝播特性については、個々の地震を想定する上で考慮することとなるが、増幅特性については、当該地点に固有の性質であり、まずはこれを十分に把握することが重要である。この点、本件発電所敷地地盤の地下構造は、地震動を増幅させる特異な性質のない良質な地盤である。以下では、被告が本件発電所敷地地盤の増幅特性の有無を把握すべく実施した地下構造評価について述べる。（乙 D 2 3）

(ア) 地震観測記録を用いた評価

被告は、本件発電所敷地地盤において、1975年から地震観測（強震及び微小地震）を実施している。これまでに観測された比較的振幅の大きな地震は、すべて海洋プレート内地震であり、内陸地

殻内地震，プレート間地震について振幅の大きな記録は得られていない。本件発電所で観測した地震のうち，*Noda et al. (2002)の方法（耐専スペクトル）（乙D24）との比較が可能な比較的規模の大きい内陸地殻内地震を用いて，観測記録の応答スペクトルと耐専スペクトルにより推定した応答スペクトルの比をとって増幅特性の検討を行った。その結果，どの地震についても短周期側では観測値が予測値よりも小さい傾向を示しており，特に顕著な増幅特性を示す地震はない。観測値が予測値よりも小さい理由としては，本件発電所敷地の岩盤が耐専スペクトルの想定する地盤よりも硬いこと，どれも遠方の地震であり観測記録の振幅が小さいことなどのためである。

次に，対象とする地震の規模をM2程度にまで広げて，地震波の到来方向によって特異性が見られないかの検討を行った。地震規模が小さく耐専スペクトルの適用範囲外であるため観測値と予測値との整合が悪く断定的な評価はできないものの，地震の発生地域を敷地北方，東方，南方及び西方の4領域に分けて検討したところ，到来方向によって増幅特性が異なるような傾向はない。

(イ) 深部ボーリング等による評価

被告は，本件発電所の建設時において，最深深度で500m，孔数で140孔のボーリング調査を実施し，本件発電所の地盤構造を把握しているが，平成22年から深部ボーリング調査を実施し，本件発電所敷地のさらに地下深部までの地質及び地盤物性を把握するとともに，深部の地下構造に起因する地震動の増幅特性がないことを確認した。

深部ボーリング調査は、本件発電所敷地の南西部（荷揚岸壁付近）において、深度2000m、500m、160m、5mの4孔のボーリング孔を掘削するもので、深度2000mまでの連続したボーリングコアを採取し、これを観察して*地質柱状図を作成するとともに、深部ボーリング孔内において*物理検層や*オフセットVSP探査を実施した。そして、従来のボーリング調査の結果と合わせて地下構造の検証を行った。また、地下深部における地震動を観測し、地表で観測した地震動との比較を行うことにより実際に地震動が増幅しないことを検証することなどを目的に、各ボーリング孔底部に地震計を設置し、地震観測を開始した。

深部ボーリング調査の結果は、以下のとおりであり、本件発電所の地盤は速度構造的に特異性を有する地盤ではない。

（地質構造）

深部ボーリング調査の調査地点では、地表付近に埋立土や風化岩が薄く分布するものの深度約50mで新鮮な岩盤となり、深度約50mから深度約2000mまで堅硬かつ緻密な*結晶片岩が連続する。敷地の地盤を構成する緑色片岩の下位に三波川変成岩類のうち主に*泥質片岩が分布し、緑色片岩、*珪質片岩及び*砂質片岩の薄層を挟む。地表部の緑色片岩を主体とする地層とその下位の泥質片岩を主体とする地層の境界面は緩く北へ傾斜していると推定され、例えば3号炉の炉心位置では深度約350m以深が泥質片岩主体となっている。（地質構造の断面図は図3（11頁）参照）

(速度構造)

深部ボーリング孔内での物理検層の結果（図23）によると，
* P波速度及びS波速度は地下深部に至るにつれて漸増し，地盤の密度は岩種に応じてやや変化するものの，深度方向への大きな増減傾向は認められない。

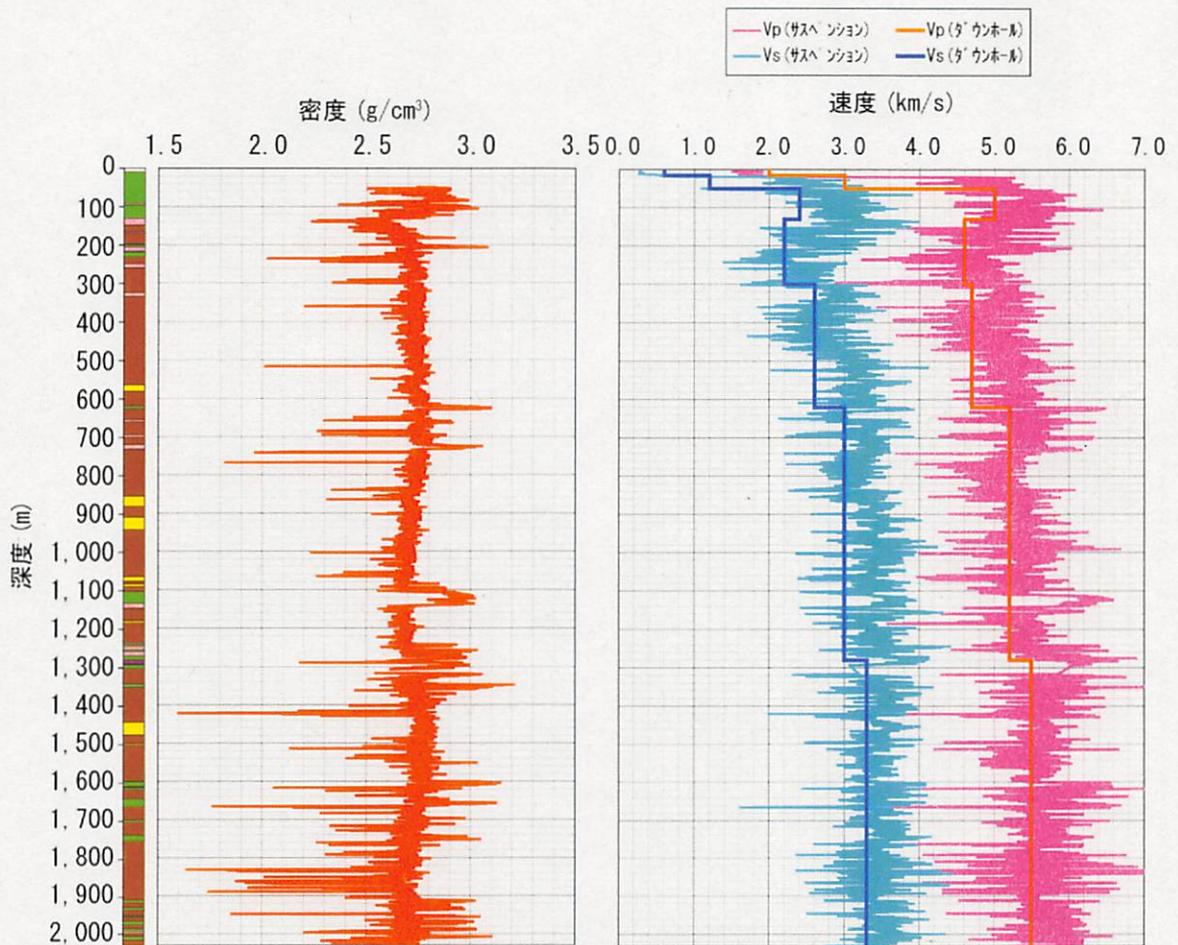


図23 深度ボーリング孔内検層結果

また，オフセットVSP探査の結果（図24）によると，地下深部までほぼ水平な反射面が連続し，大規模な断層を示唆する不連続，地震動の特異な増幅の要因となる低速度域及び褶曲構造は認められず，

本件発電所の速度構造（地震波の速度分布）は、乱れがなく、均質である。

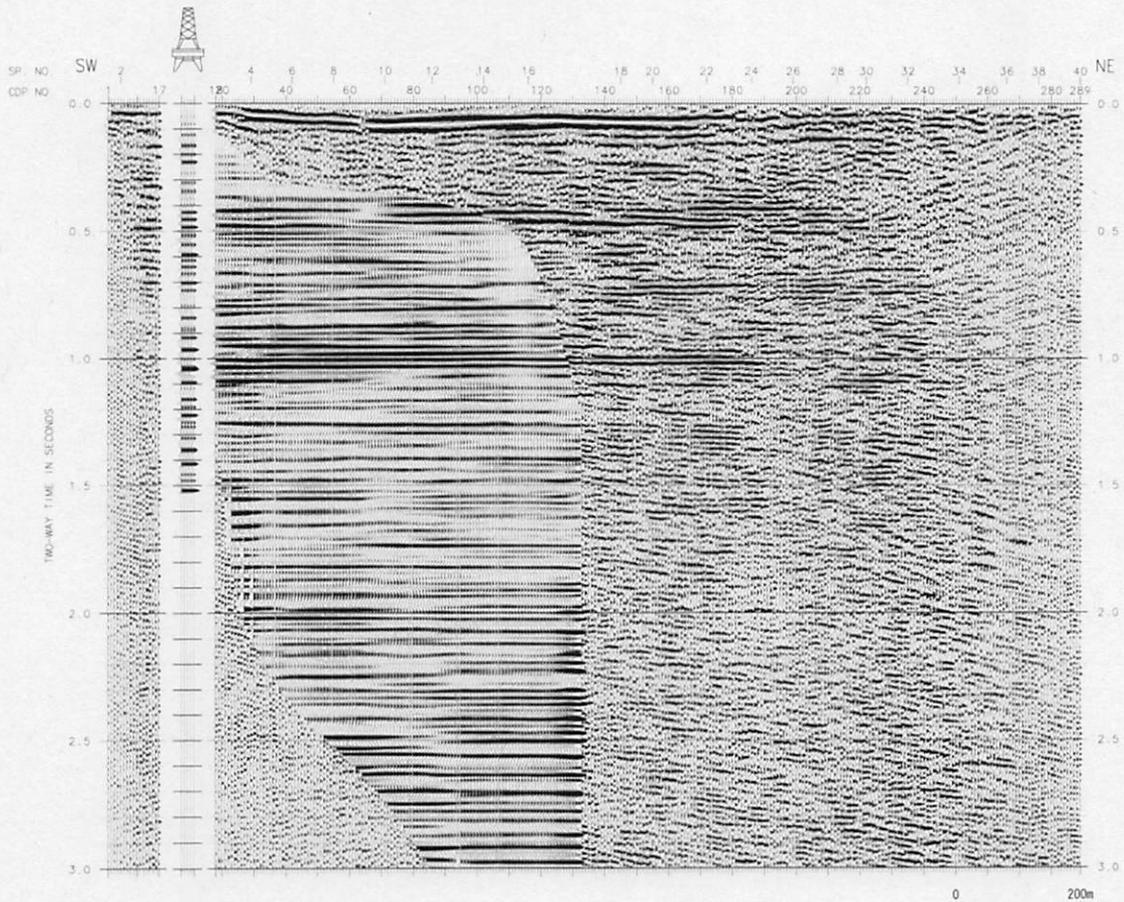


図24 オフセットVSP探査断面図

エ 地震動評価

検討用地震として選定した上記の敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震、南海トラフの巨大地震及び1649年安芸・伊予の地震について、地震の発生様式等に応じた震源特性、伝播特性及び敷地の増幅特性を考慮した上で、それぞれ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行い、その結果得られた地震動を、震源を特定して策定する地震動とした。

応答スペクトルに基づく地震動評価については、①解放基盤表面の強震動として評価できること、②水平方向及び鉛直方向の強震動が評価できること、③震源の拡がりを考慮できること、④敷地における強震観測記録を用いて地域特性等が考慮できることに着目し、耐専スペクトルの方法によることを基本とした。ただし、応答スペクトルによる手法は経験的手法であり、その手法の基礎となったデータの質・量によってその適用範囲が異なることから、評価にあたってはその適用性を慎重に検討した。

断層モデルを用いた手法による地震動評価では、敷地での観測記録から適切な*要素地震が得られている場合には、*経験的グリーン関数法を用いること、適切な要素地震が得られていない場合には、*統計的グリーン関数法（又は、統計的グリーン関数法と経験的グリーン関数法の双方）を用いることで評価を行った。

また、地震動評価における不確かさの考慮については、評価結果に与える影響が大きいと考えられる震源要素を選定し、その影響の度合いを評価した。

以下では、地震発生様式ごとに実施した地震動評価の概要について述べる。

(ア) 内陸地殻内地震

a 基本震源モデル

内陸地殻内地震については、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）を選定したが、基本震源モデルの設定にあたっては、隣り合う活動セグメントとの連動、*アスペリティ位置等の不確かさをあらかじめ織り込んだ。断層長さについては、最大規模を

想定するとの観点から、中央構造線断層帯と九州側の別府-万年山断層帯が全区間（480 km）において連動するケースを基本としつつ、四国西部の区間（130 km）で連動するケース及び敷地前面海域セグメント（54 km）単独で活動するケースについてもそれぞれ不確かさを考慮した解析を行うこととした。また、断層モデルを用いた手法による地震動評価において必要なパラメータ（*地震モーメント，平均*応力降下量，アスペリティの応力降下量等）を設定する上で用いるスケーリング則（断層の長さ・幅・面積，応力降下量，地震モーメント，アスペリティ面積等の間に存在する一定の相似則，又はこれを経験的に関係式で表したものの。）については，地震規模，平均応力降下量，アスペリティの応力降下量を一連で設定できること，異なる長さの断層（480 km，130 km，54 km）に対して適用可能であり，断層長さの影響を同一の手法で評価できることから，壇ほか（2011）（乙D25）を採用した。

b 不確かさの考慮

不確かさの考慮は，断層長さ480 km，130 km，54 kmそれぞれにつき，①応力降下量，②断層傾斜角，③*破壊伝播速度，④アスペリティの平面位置及び⑤スケーリング則について行った。

①の応力降下量に関する不確かさは，2007年新潟県中越沖地震の際に柏崎刈羽原子力発電所において観測した記録から得られた知見を反映して，スケーリング則から導かれる応力降下量の1.5倍とするなどの考慮を行うものである。②の断層傾斜角については，敷地前面海域の断層群は横ずれ断層であり，基本震源

モデルでは鉛直断層として設定しているが、地質境界としての中央構造線が北側に30～40度傾斜しているとの知見があることから、これと震源断層が一致する可能性を考慮して北傾斜30度を想定するとともに、角度のばらつきを考慮して敷地側に傾斜する南傾斜80度となるモデルも想定するものである。③の破壊伝播速度については、基本モデルでは平均的な値を用いているが、海外の長大断層でせん断波速度を超える事例報告があることから、これを考慮するものである。④のアスペリティの平面位置については、ジョグにはアスペリティは存在しないことから、基本震源モデルでは本件発電所の正面に位置するジョグにはアスペリティを配置していないが、あえてここにアスペリティを配置するものである。⑤のスケーリング則については、基本震源モデルでは壇ほか(2011)を採用しているが、これとは異なる手法でも検証を行う観点から、他のスケーリング則に係る知見から導かれたパラメータを用いた地震動評価を行うものである。

①～⑤の不確かさについては、断層モデルを用いた評価において考慮した。

c 応答スペクトルに基づく地震動評価

応答スペクトル手法による地震動評価においては、断層長さを3ケース(480km, 130km, 54km)設定した上で、それぞれに断層傾斜角が鉛直のモデルと北傾斜のモデルを考慮した。また、適用する応答スペクトルによる手法(*距離減衰式)については、敷地前面海域の断層群が敷地近傍に位置することから、検討ケースごとに適用性を吟味した上で、各種の応答スペクトルに

よる手法や断層モデルの結果と対比して検証を行った。その結果、断層長さ130 km 及び54 km の断層角度が鉛直となるケースについては、耐専スペクトルによる評価結果が過大となったことから、耐専スペクトル以外の複数の距離減衰式を用いた評価を行った。上記2ケース以外については、耐専スペクトルを含む、複数の距離減衰式によって評価を行った。ちなみに、上記2ケースにおいて耐専スペクトルによる評価結果が過大となったのは、耐専スペクトルを構築するのに用いられた地震記録には、敷地前面海域の断層群のように敷地との距離が8 km という至近に位置するケースは含まれていないためである。一方、480 km ケースや北傾斜ケースが適用できたのは、断層が長くなったことや敷地から離れる方向に傾斜することにより震源距離が長くなったことによるものである。

d 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を行うにあたっては、まず、中央構造線断層帯及び別府-万年山断層帯の連動を考慮した480 km の基本震源モデルについて、統計的グリーン関数法及び経験的グリーン関数法により評価し、両者を比較した。なお、経験的グリーン関数法に用いる要素地震は、2001年芸予地震の余震である安芸灘の地震(M5.2)の敷地における観測記録を用いた。適用にあたっては、当該地震がスラブ内地震であるため、内陸地殻内地震の評価に用いることができるよう、距離及びパラメータ(地震モーメント、応力降下量等)を補正した。比較の結果、両者は整合することを確認したが、施設の主要周期帯に

においては経験的グリーン関数法を用いた評価結果の方が厳しい結果を与えたことから、断層モデルを用いた手法による地震動評価においては、経験的グリーン関数法を採用した。

(イ) 海洋プレート内地震

a 基本震源モデル

海洋プレート内地震については、1649年安芸・伊予の地震(M6.9)を検討用地震として選定したが、基本震源モデルの設定にあたっては、地震発生位置と規模の不確かさをあらかじめ織り込むこととし、敷地下方に既往最大規模(1854年伊予西部地震のM7.0)の地震を仮定するなどし、「想定スラブ内地震」として地震動評価を行った。

b 不確かさの考慮

不確かさの考慮においては、1649年安芸・伊予の地震(M6.9)を再現したモデルをM7.0に較正したケース、敷地の真下に想定する地震規模をM7.2としたケース、アスペリティの位置を断層上端に配置したケース、敷地東方の領域に水平に近い断層面を考慮したケース(M7.4)を設定した。

c 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では、耐専スペクトルの適用範囲内にあることから、耐専スペクトルに基づき評価を行った。

d 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、敷地で得られた2001年芸予地震の余震である安芸灘の地震の観測記録を要素地震とした経験的グリーン関数法及び*ハイブリッド合成法に

より評価を行った。

(ウ) プレート間地震

a 基本震源モデル

基本震源モデルとしては、内閣府検討会（2012）の南海トラフの巨大地震（陸側ケース）（M9.0）を採用することとした。

b 不確かさの考慮

このモデルは、あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震として、過去最大規模の宝永地震（M8.6）や中央防災会議（2003）の想定南海地震モデル（M8.6）を上回る想定で作成されたモデルであるため、十分に不確かさが考慮されたものであるが、設定された強震動生成域に加え、さらに敷地直下にも強震動生成域を追加配置する不確かさの考慮を行った。

c 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では、パラメータとしてM8.3を採用する（65～66頁参照）。この場合、耐専スペクトルの適用範囲内にあることから、耐専スペクトルに基づき評価を行った。

d 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、適切な要素地震が得られていないため、統計的グリーン関数法及びハイブリッド合成法により評価を行った。

(4) 震源を特定せず策定する地震動

本件発電所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がある内陸地殻内地震の全てを事前に評価し得るとはい言い切れないとの観点から、基準地震動 S_s の策定にあたっては、震源を特定せず策定する地震動も考慮している。

ア 加藤ほか（2004）の知見

震源を特定せず策定する地震動に関する知見として、加藤ほか（2004）（乙D3）がある。加藤ほか（2004）は、我が国及び米国カリフォルニア州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を複数設定しており、本件発電所における震源を特定せず策定する地震動として用いるのに適切であると考えられる。加藤ほか（2004）では、せん断波速度が異なる複数の地盤における地震動が提案されているが、本件発電所の敷地地盤のせん断波速度が 2600 m/秒 であることを考慮し、この中でも、地震基盤における地震動を本件発電所地点の震源を特定せず策定する地震動として考慮することとした。

イ 震源近傍の観測記録の収集・検討

震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震における震源近傍の観測記録を収集し、検討を行ったところ、2004年北海道留萌支庁南部地震の観測記録について、信頼性の高い解放基盤における地震波が得られた。

2004年北海道留萌支庁南部地震は、震源近傍の観測点において 1127 ガルという大きな加速度を観測したものである。当初、観測記録は、地表のものしか得られず、既存の地盤情報も十分ではなかったが、観測地点の地盤についてボーリング調査等が行われ、佐藤ほか

(2013) (乙D26) によって信頼性の高い地盤モデルが得られたものである。佐藤ほか(2013)は、せん断波速度が938m/秒となる深さ41mを基盤層に設定した上で解析評価を行い、基盤地震動の最大加速度は585ガルで地表観測記録の約1/2となる(観測記録の加速度は地盤の影響によって増幅している)ことを明らかにした。また、佐藤ほか(2013)以降の追加調査によって得られた試験データを用いて解析を行ったところ、基盤地震動の最大加速度は561ガルとなり、佐藤ほか(2013)よりもやや小さめに評価された。本件発電所の敷地地盤のせん断波速度が2600m/秒である(より硬い地盤である)ことを考慮すれば、この観測記録を本件発電所の地震動評価に用いればさらに小さい評価となるところ、不確かさを保守的に考慮した上で、さらに原子力発電所の耐震性に求められる保守性をも勘案して、2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤地震動を620ガルに引き上げた地震動を震源を特定せず策定する地震動として考慮した。

なお、2004年北海道留萌支庁南部地震以外で収集できた観測記録は、本件発電所が位置する地域とでは地域差(活断層の*変位センス(「横ずれ」か「逆断層」か)、地質等)において顕著な違いがあるもの、加藤ほか(2004)に包絡される(比較的影響が小さい)もの、地盤の増幅特性などが観測記録に影響している可能性があり地震動評価に用いるには信頼性に欠けるもの等であるため、震源を特定せず策定する地震動としては考慮しない。

(5) 基準地震動S_sの策定

基準地震動S_sは、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結果に基づき、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定する。

ア 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち、応答スペクトルに基づく手法による地震動評価の結果及び基準地震動 $S_s - 2$ を包絡するように、水平方向の基準地震動 $S_s - 1 H$ を設定した。鉛直方向については、 $S_s - 1 H$ に対して、耐専スペクトルの鉛直方向の地盤増幅率を乗じて基準地震動 $S_s - 1 V$ を設定する。

また、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち、断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果と上記の基準地震動 $S_s - 1$ の比較を行い、内陸地殻内地震（中央構造線断層帯による地震）のうち $S_s - 1$ を一部の周期帯において超えた4ケースについて基準地震動 $S_s - 2$ を策定した。なお、プレート間地震及び海洋プレート内地震では $S_s - 1$ を下回ることから、いずれの地震も基準地震動 $S_s - 2$ としては設定しない。

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のうち、加藤ほか（2004）は $S_s - 1$ に包絡されることから、 $S_s - 1$ を一部の周期帯で超える2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤地震動を基準地震動 $S_s - 3$ として設定する。

ウ 基準地震動 S_s の最大加速度

以上によって策定した基準地震動 S_s の最大加速度は、それぞれ表4に示すとおりである。

表4 基準地震動 S s の最大加速度

基準地震動 S s				最大加速度 (cm/s ²)	
震源を特定して策定する地震動	応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S s	設計用模擬地震波	水平動	Ss-1H	650
			鉛直動	Ss-1V	377
	断層モデルを用いた手法による基準地震動 S s	480kmケース 応力降下量1.5倍・西破壊・ハイブリッド	水平動NS	Ss-2-1NS	579
			水平動EW	Ss-2-1EW	390
			鉛直動UD	Ss-2-1UD	210
		480kmケース 応力降下量1.5倍・前面中央破壊・ハイブリッド	水平動NS	Ss-2-2NS	456
			水平動EW	Ss-2-2EW	478
			鉛直動UD	Ss-2-2UD	195
		480kmケース 応力降下量1.5倍・第1アスペリティ西破壊・ハイブリッド	水平動NS	Ss-2-3NS	371
			水平動EW	Ss-2-3EW	418
			鉛直動UD	Ss-2-3UD	263
		54kmケース 北傾斜(入倉)・西破壊・ハイブリッド	水平動NS	Ss-2-4NS	347
			水平動EW	Ss-2-4EW	362
			鉛直動UD	Ss-2-4UD	342
	震源を特定せず策定する地震動	2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤地震動の基準化波	水平動	Ss-3H	620
鉛直動			Ss-3V	320	

5 津波に係る安全性

(1) はじめに

本件発電所は瀬戸内海沿岸に立地していることから、太平洋沿岸地域のように高い津波は想定し難いが、海水面に対して十分余裕のある敷地高さを確保して建設し、建設以降も、最新の知見、調査等に基づいた評価・検討を行い、これら最新の知見、調査等の結果を前提としても、本件発電所が津波に係る安全性を有していることを確認するなどしている。

以下では、建設時、平成18年9月の耐震設計審査指針の改訂時、2011年東北地方太平洋沖地震後に分け、被告が本件発電所の津波に係る安全性を確保してきたことについて述べる。

(2) 建設時における津波に係る安全性の確保

被告は、本件発電所の建設にあたり、本件発電所周辺において過去に発生した津波について、郷土史、古文書等の文献調査を行ったが、本件発電所の敷地に影響を与えるような津波の記録は認められなかった。本件発電所の敷地が瀬戸内海沿岸に立地していることから、将来における大規模な津波の被害は想定されなかったが、本件発電所の敷地高さを

※T. P. + 10 mとし、海水面に対して十分余裕のある高さを確保した。
(乙C1(6-3-2頁), 乙C2(8-1-14頁), 乙C3(8-1-17頁))

(3) 平成18年9月の耐震設計審査指針の改訂を踏まえた津波に係る安全性の確認

平成18年9月に改訂された耐震設計審査指針は、地震随件事象に対する考慮として津波に係る安全性の確認を求めており、被告は、同改訂を踏まえた耐震安全性の確認を行うとともに、津波に係る安全性の評価を行った(耐震安全性の確認については上記第2の3(4)イ(34頁)参照)。まず、南海トラフ沿いのプレート間地震に伴う津波及び敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波を想定し、※数値シミュレーションにより本件発電所への影響を評価した(なお、敷地前面海域の断層群は、地震に伴って大きな津波を生じる可能性の低い横ずれ断層であるが、敷地と断層との距離等も勘案し、縦ずれとなるすべり成分を加味した津波を想定し、検討を行った。)

数値シミュレーションの結果、敷地前面海域の断層群の地震に伴う津波の影響が最も大きく、最高水位は本件発電所の敷地高さを下回り(すなわち、押し波による水位上昇時も本件発電所敷地が浸水することがな

い。）、最低水位は海水の取水可能水位を上回る（すなわち、引き波による水位低下時も海水の取水は可能である。）ことから、本件発電所の安全性に影響を与えるものではないことを確認した。（評価結果の詳細は、平成24年5月7日付答弁書第4の5(3)（64頁以下）、被告準備書面（1）第2の6(3)（6頁）及び被告準備書面（3）第1（1頁以下）参照）

(4) 2011年東北地方太平洋沖地震発生後の状況を踏まえた本件発電所の津波に係る安全性の確認

福島第一事故が2011年東北地方太平洋沖地震による津波を直接的原因としたものであったことを踏まえ、被告は、仮に本件発電所の敷地高さを超えるような津波が発生することも想定し、これに対する念のための対策として、建物入口扉への防水シール加工、止水板等の設置などの浸水対策を実施した。また、津波によって海水ポンプが使用できなくなった場合に備えて水中ポンプを配備するなどの対策を行い、その後もより信頼性の高い対策（水密扉、防潮壁等の浸水防止対策等）を追加して実施するなど、津波に係る安全性の向上に取り組んできた。（平成24年5月7日付答弁書第4の4(4)イ（35頁以下））

さらに、平成25年7月に施行された新規制基準では、発電所の供用中に極めて稀であるが発生する可能性のある津波として「基準津波」を策定すること、また、津波の起因事象として、地震だけでなく、地すべり、火山現象（噴火、*山体崩壊等）等を考慮することとされた。また、津波対策として、安全上重要な機器の設置高さが基準津波による溯上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設を設置すること、必要に応じ水密扉、開口部・貫通部の止水設備等による浸水防止対

策を講じることなどを定めている。(乙E 6(12頁及び133頁以下))

被告は、新規制基準を踏まえた耐津波安全性の評価を行うこととし、基準津波を策定するとともに、安全上重要な機器について、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないことの確認を行ってきた。

以下では、本件3号炉を例に、新規制基準を踏まえても津波に係る安全性を確保していることについて述べる。

なお、以下で述べる津波に係る評価は、現時点のものであるが、現在、地震動評価と同じく、原子力規制委員会において妥当性が審査されている。このため、今後評価の内容を変更する可能性があり、その場合には、改めて主張を行う。

ア 基準津波の策定

被告は、津波の評価において、文献調査並びに敷地及び敷地周辺の津波堆積物に関する調査により抽出した、過去に本件発電所の敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波を考慮した上で、敷地に影響を及ぼすと考えられる、海域の活断層による地震及びプレート間地震に伴う津波並びに火山現象、地すべり等の地震以外の事象に起因する津波の選定を行い、数値シミュレーションによる津波水位の算定を行った。また、これらの津波発生要因の組み合わせ(重畳)についても、本件発電所への影響等を検討し、数値シミュレーションによる評価を行った。

そして、評価結果のうち、本件発電所へ最も大きな影響を与える津波を基準津波として策定することとした(図25)。

なお、以下において評価結果として記載している水位変動の値は、水位上昇側は*朔望平均満潮位(T.P.+1.62m)を、水位下降

側は朔望平均干潮位 (T. P. - 1. 69 m) を考慮した値を示している。

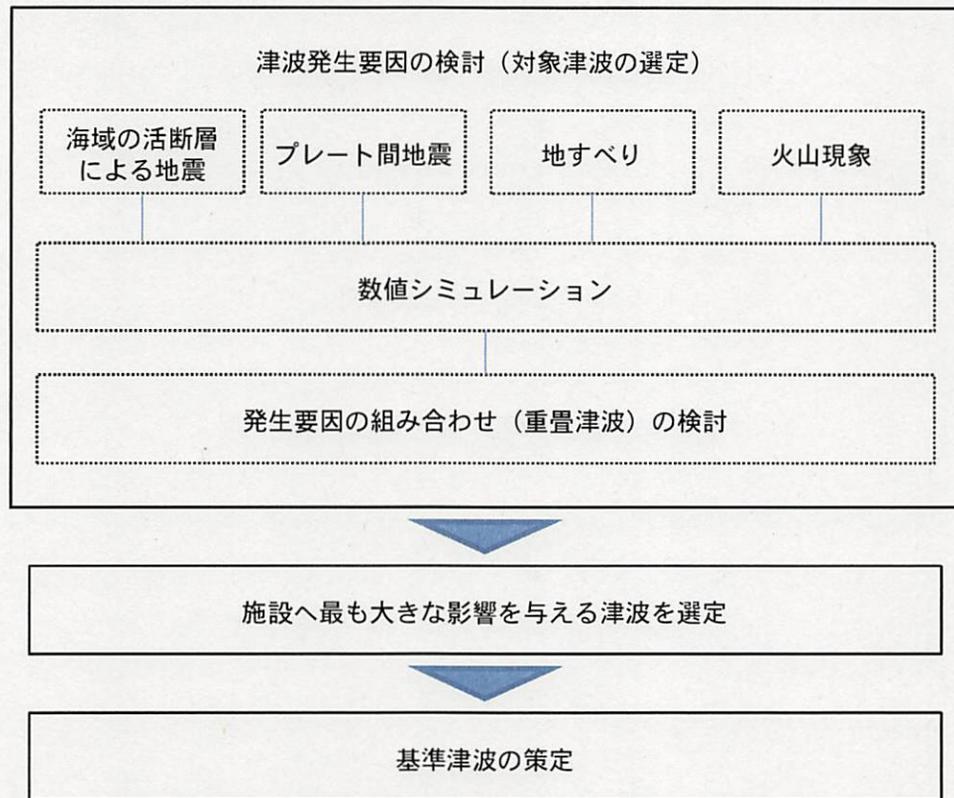


図 2 5 基準津波の策定の流れ

(ア) 既往津波に関する調査

被告は、本件発電所の敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波に関し、文献調査及び津波堆積物に関する調査を行ったが、本件発電所の敷地周辺において、瀬戸内海地域を震源とする地震による津波についての被害記録は確認できず、津波堆積物の報告事例もない。太平洋側の南海トラフ沿いのプレート間地震に伴う津波は、その影響が小さいことを確認した。

(イ) 津波発生要因の検討（対象津波の選定）と津波評価

上記(ア)の調査結果等を踏まえ、津波発生要因ごとの検討を行い、数値シミュレーションによる評価の対象とする津波（対象津波）の選定を行った。そして、対象津波について、不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施し、本件発電所への影響を評価した。

a 海域の活断層による地震に伴う津波の検討

敷地に最も近い海域の活断層は、敷地前面海域の断層群であり、横ずれの断層である。横ずれ断層は、地震に伴って大きな津波が生じる可能性は低いが、仮に縦ずれとなるすべり成分を加味して津波を想定した場合には、敷地との距離から見て当該断層群に想定される地震による津波が本件発電所に影響を及ぼす可能性が高いと考えられる。そこで、海域の活断層については当該断層群の地震による津波を対象津波として選定することとした。そして、敷地前面海域の断層群（長さ54 km）は、中央構造線断層帯を構成する活断層であることから、地震動評価と同様、中央構造線断層帯及び別府－万年山断層帯の連動を最大限考慮する（長さ480 km）こととした上で、津波評価に影響する伊予灘から別府湾にかけての海域を横断する、伊予セグメント、敷地前面海域の断層群及び別府－万年山断層帯の3区間（全長約130 km）での連動を考慮した。

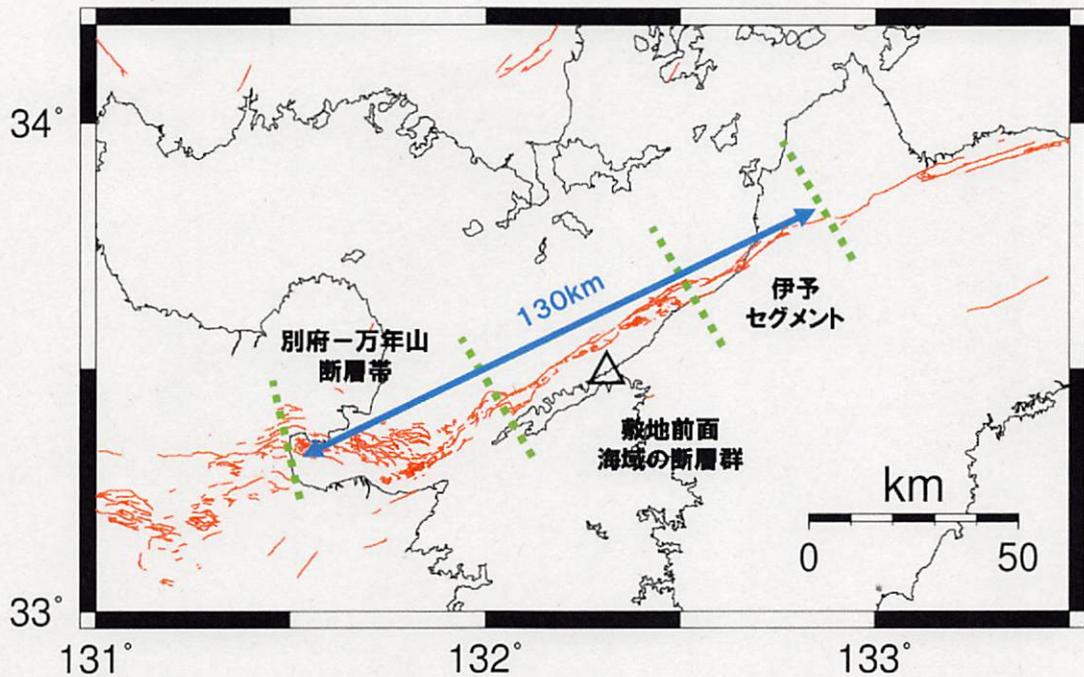


図 2 6 敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波の評価において連動を考慮した区間

数値シミュレーションの実施にあたっては、不確かさを考慮し、断層傾斜角、すべり角、すべり量等、計算に必要なデータをそれぞれ複数設定し、様々な組み合わせを検討した。その結果、水位上昇は最大でT.P. + 7.56 m (評価地点：本件3号炉敷地前面)であり、水位下降はT.P. - 4.08 m (評価地点：本件3号炉補機冷却海水取水口)であった。

b 地すべりに伴う津波の検討

敷地周辺の陸域に点在している地すべりの痕跡は、その多くの形成時期が非常に古いものであり、現在は安定した状態を維持している。したがって、陸域の地すべりによって本件発電所に影響を与えるような津波が生じる可能性は低いが、津波に対する備え

に万全を期する観点から、仮に沿岸部の自然斜面で地すべりが発生して岩屑流（地すべり土塊）が海面に突入することで生じる津波の影響を検討することとした。検討の対象とする地すべり地点の選定にあたっては、防災科学技術研究所の地すべり地形分布図、空中写真を用いた地形判読によって地すべり地形を抽出し、地表踏査等によって地すべりの認定、地すべり範囲の確認を行った。認定した地すべり地について、その規模、敷地までの距離等を勘案し、計5地点の地すべりに伴う津波を対象津波として選定した（図27）。

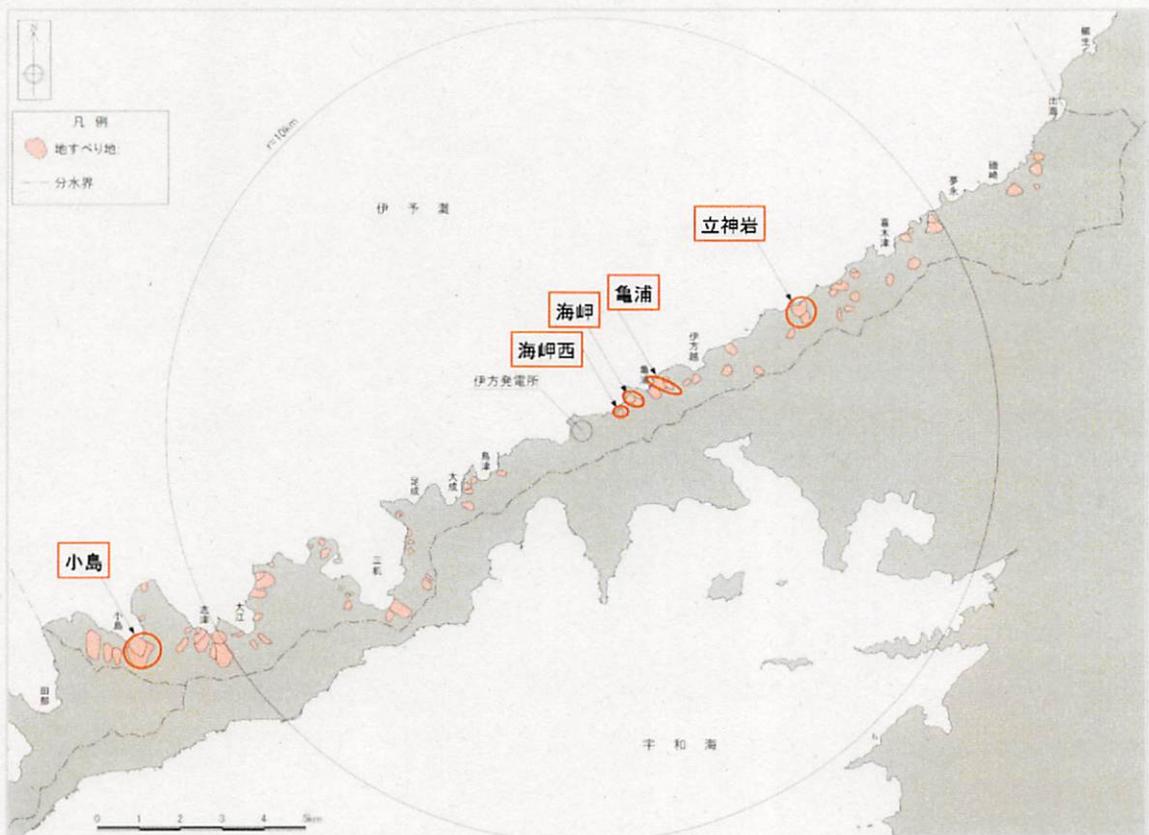


図27 地すべり津波の評価対象とした5地点

数値シミュレーションの結果、水位上昇は最大でT. P. + 6. 3 5 m (評価地点：本件3号炉敷地前面)であり、水位下降は最大でT. P. - 3. 3 6 m (評価地点：本件3号炉補機冷却海水取水口)であった。

c その他要因に伴う津波の検討

プレート間地震に伴う津波として、南海トラフの巨大地震対策にあたり最大クラスの地震を想定した「内閣府南海トラフの巨大地震モデル検討会」の「南海トラフの巨大地震に伴う津波」を、火山現象に伴う津波として、別府湾沿岸に位置する鶴見岳の山体崩壊による津波をそれぞれ検討・評価したが、いずれの津波も、敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波及び陸上での地すべりに伴う津波に比べ、影響が小さいことを確認した。

(ウ) 重畳津波の検討

上記の津波発生要因は、相互の関連性が低いことから、基本的にはこれらの組み合わせを考慮する必要はないと考えられる(例えば、南海トラフの巨大地震に伴う津波と敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波については、これらの震源域が互いに遠く離れていることなどから関連性は低い)。

しかしながら、敷地前面海域の断層群の地震によって上記(イ) bで評価対象とした地すべりより小規模な地すべり又は斜面崩壊が発生する可能性は否定できないことなどから、津波に対する備えに万全を期し、更なる安全性向上を図る観点から、上記(イ) aで検討を行った敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波と、上記(イ) bで検討を行った地すべりに伴う津波(地震に伴う小規模な地すべり

又は斜面崩壊はこれに包含される。)をあえて重畳させ、数値シミュレーションによる評価を行った。

数値シミュレーションの実施にあたっては、地震発生後、地すべりが発生するタイミングを調整するなどの不確かさを考慮し、十分に安全側の結果が得られるよう複数の検討ケースで評価を行った。数値シミュレーションの結果、水位上昇は最大でT.P. + 8. 1 2 m (評価地点：本件3号炉敷地前面)であり、水位下降は最大でT.P. - 4. 6 0 m (評価地点：本件3号炉補機冷却海水取水口)であった。

(エ) 基準津波の策定方針

以上の数値シミュレーションによる評価を踏まえ、本件3号炉に最も大きな影響を与える津波を基準津波として策定することとした。

表5 基準津波による水位変動の例

	検討ケース	評価地点	水位
水位上昇側	重畳津波	本件3号炉敷地 前面	T.P. + 8. 1 2 m [- 0. 3 6 m] (注)
水位下降側	重畳津波	本件3号炉補機 冷却海水取水口	T.P. - 4. 6 0 m [+ 0. 3 4 m] (注)

(注) 水位の欄の [] は、地殻変動量 (+が隆起、-が沈降)

イ 基準津波による影響の評価

被告は、以下で述べるとおり、基準津波による水位変動について、最も大きな水位上昇時においても本件発電所の敷地高さを十分に下回

っていること、最も大きな水位低下時においても海水ポンプの取水可能な最低水位を上回っていること（海水の取水が維持できること）など、基準津波が本件3号炉の安全性に影響を及ぼすものではないことを確認した。

(ア) 津波による水位上昇に対する安全性

本件発電所の安全上重要な設備を内包する建屋を設置する敷地の高さT.P.+10mに対し、津波による最高水位は朔望平均満潮位を考慮してもT.P.+8.12mである。敷地高さは、地殻変動による沈降量（約0.3～0.4m）及び高潮等のさらなる潮位の不確かさ（約0.5m）を考慮しても、津波による最高水位を上回っていることから、津波による溯上波が地上部から敷地に到達及び流入することはない。また、取水路、放水路等の経路についても、必要に応じて浸水対策を講じており、地上部以外から津波が流入することもない。

さらに、被告は、安全上重要な機器を内包する建屋及び区画（原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、海水ポンプエリア等）を浸水防護重点化範囲として設定し、上記（83頁）の福島第一事故を踏まえた浸水対策などにより、当該範囲を津波の影響等から隔離している。すなわち、浸水防護重点化範囲の境界において、津波による浸水の可能性のある経路及び浸入口を特定し、扉を水密扉とするほか、貫通部の隙間部に仕切板を取り付けるなどの浸水対策をT.P.+14.2mまで講じており、万が一、敷地に津波が浸入する事態が生じたとしても、安全性に影響がないようにしている。

(イ) 津波による水位低下に対する安全性

海水の取水が維持できることについては、海水ポンプの吸込口が位置する海水ピットポンプ室の水位で判断する。海水ピットポンプ室の水位低下の最も厳しいケースは、朔望平均干潮位を考慮しても T. P. - 3. 25 m であり、地殻変動による隆起量 (約 0. 3 m) 及び更なる潮位の不確かさ (約 0. 2 m) を考慮した場合でも海水ポンプの取水機能を保持するために必要な最低水位 T. P. - 4. 10 m を上回っており、海水ポンプの取水機能を維持することができる。

第3 平常運転時の被ばく低減対策

1 はじめに

原子力発電所においては、何らの異常がなくとも、その平常運転に伴い、気体状、液体状及び固体状の放射性物質が発生する。そして、このうち気体状及び液体状の放射性物質については、極めて微量ではあるが、外部環境に放出せざるを得ない。

すでに述べたとおり、原子力発電所における安全確保とは、運転に伴って必然的に発生する放射性物質のもつ危険性を顕在化させないことである。したがって、平常運転時に放出される放射性物質によっても、周辺公衆の生命及び身体が害されること (放射性物質の危険性が顕在化すること) があってはならない。

このようなことから、被告は、本件発電所周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについて、ALARA (As Low As Reasonably Achievable の略で、ICRP (*国際放射線防護委員会) が示した「すべての被ばくは社会的、経済的要因を考慮に入れながら合理的に達成可能な限り低く抑える

べきである」という放射線防護の基本思想)の考え方に則り、平常運転時に放出せざるを得ない微量の放射性物質による一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための対策を講じている。すなわち、核分裂に伴って生じる*核分裂生成物(このほとんどが放射性物質)、一次冷却材が接する機器及び配管の内面等が腐食して生じた微量の不純物(鉄、マンガン等)が核分裂に伴って発生する*中性子に照射されることで一次冷却材中に生じる放射化生成物などの放射性物質の閉じ込め及び抑制のための措置を講じるとともに、放射性廃棄物を適切に処理・管理している。

また、被告は、本件発電所周辺に放射線測定器を複数設置し、常に放射線を監視するとともに、定期的に周辺の海水、土壌、農作物、海産物等を採取し、放射性物質の分析・測定を行い、周辺環境への影響を監視しており、この結果、環境に与える影響が十分に低く抑えられていることを確認している。

2 平常運転時の放射性物質放出抑制対策

(1) 放射性物質の閉じ込め

被告は、まず極力、放射性物質を閉じ込めるという考えで本件発電所を設計しており、本件原子炉施設の運転に伴って生じる放射性物質を、①ペレット、②燃料被覆管、③原子炉容器、④原子炉格納容器及び⑤遮へい壁の多重の閉じ込め機能(五重の障壁)により、原子炉施設内に閉じ込めることとしている(図28)。(乙C1(8-1-1頁, 8-1-3頁), 乙C2(8-1-1~8-1-3頁), 乙C3(8-1-2~8-1-3頁))

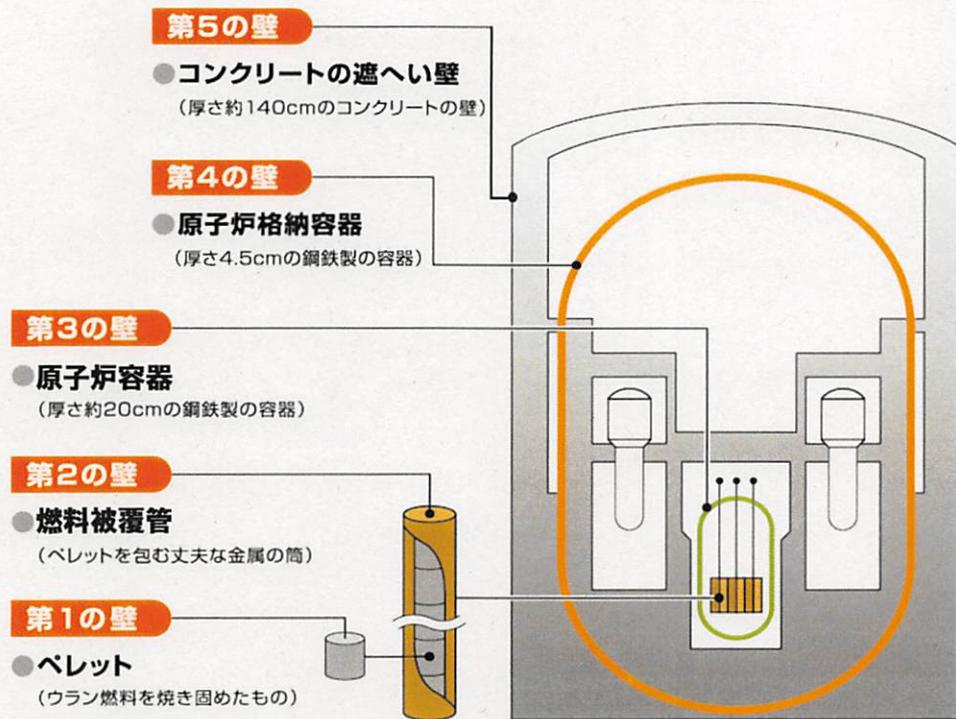


図28 本件原子炉施設の五重の障壁（本件3号炉施設の例）

(2) 一次冷却材中の放射性物質の抑制

ア 燃料の健全性確保（核分裂生成物の放出抑制）

被告は、核分裂に伴って発生する核分裂生成物が一次冷却材中に漏出しないように、五重の障壁のうち、第1のペレット及び第2の燃料被覆管について、運転中の健全性を保つための対策を講じている。具体的には、まず、ペレットを強固に焼き固めたセラミックとすることで、ガス状あるいは揮発性を有するものも含めて内部に保持することが可能となるため、核分裂によって生じた大部分の核分裂生成物を飛散させずにペレット内にとどめることができる。また、耐食性に優れたジルコニウム基合金製の燃料被覆管内にペレットを密封し、ペレットから一部漏出する核分裂生成物をこの燃料被覆管の中に閉じ込める

こととしている。

これらの対策により、核分裂生成物の一次冷却材中への漏出を抑制することができる。

この点に関して、被告は、平常運転に伴ってペレットが溶融しないことなど、燃料棒の健全性を評価・確認している。また、実際の運転にあたっては、保安規定に従い、定期検査時に燃料の健全性に異常がないことを確認している。

(以上、乙C1(8-3-3~8-3-16頁), 乙C2(8-3-3~8-3-17頁), 乙C3(8-3-4~8-3-20頁), 乙C34(5-1~5-2頁))

イ 一次冷却材の水質管理等(放射化生成物の発生抑制)

前述のとおり、一次冷却材が接する機器及び配管の内面等が腐食して生じた微量の不純物(鉄, マンガン等)が、核分裂に伴って発生する中性子に照射されて、放射化生成物が生じる。このため、放射化生成物の発生を抑制するためには、一次冷却系に腐食が発生することを極力抑制する必要がある。

このため、被告は、本件発電所において、一次冷却材と接触する部分に耐食性に優れた金属(*ステンレス鋼等)を使用するとともに、主として化学体積制御設備を使用して、一次冷却材の水質管理を行い、一次冷却材中に放射化生成物が現れることを抑制している。

(以上、乙C1(8-5-1頁及び8-6-1~8-6-2頁), 乙C2(8-4-2~8-4-3頁及び8-6-1~8-6-2頁), 乙C3(8-4-2頁, 8-6-2~8-6-5頁及び8-6-12頁))

ウ 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保

上記ア及びイの対策により、一次冷却材中に放射性物質が現れることが抑制されるものの、それでもなお現れる放射性物質を原子炉冷却材圧力バウンダリの内部に閉じ込めるために、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保されなければならない。このため、被告は、一次冷却系の腐食抑制対策を講じるとともに、管の接続部を全て溶接構造としている。(乙C1(8-5-1頁, 8-6-1頁, 8-6-3頁), 乙C2(8-4-2~8-4-3頁, 8-4-12頁, 8-6-3頁), 乙C3(8-4-1~8-4-2頁, 8-4-12頁, 8-6-2頁, 8-6-4頁及び8-6-6頁))

エ 放射性廃棄物処理設備による処理・管理

被告は、平常運転に伴って発生する放射性廃棄物について、その性状(気体、液体又は固体)に応じ、放射性廃棄物処理設備において、貯留、*放射能の減衰等の処理を行っている。また、処理した気体及び液体の放射性廃棄物については、環境に与える影響が十分小さいことを確認した上で放出しており、後述のとおり、被告は、この放出量を適切に管理している。(乙C1(8-10-1頁), 乙C2(8-10-1頁), 乙C3(8-10-1頁))

(ア) 放射性気体廃棄物

放射性気体廃棄物は、化学体積制御設備によって一次冷却材中の*核分裂生成ガスを分離・抽出した場合や、一次冷却材を一時的に貯留するタンク等に封入されている窒素ガス(この窒素ガス中には、一次冷却材中から揮発するなどした気体状の放射性物質が含まれている。)が余剰となった場合等に発生する。

被告は、これらの放射性気体廃棄物について、しばらくの間、ガス減衰タンク等に貯留して放射能を減衰させる（たとえば放射性物質であるヨウ素131を30日間貯留すれば、放射能は約10分の1以下に減衰する）などした上で、放射性物質の濃度を監視しながら原子炉補助建屋排気筒から大気中に放出している。

（以上、乙C1（8-10-2頁，9-4-1頁，9-4-3～9-4-5頁），乙C2（8-10-2頁，9-4-1頁，9-4-3～9-4-5頁），乙C3（8-10-2～8-10-3頁，9-4-1頁，9-4-3～9-4-5頁））

(イ) 放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物としては、ホウ素濃度の調整のために抽出した一次冷却材，発電所従事者の衣類等の洗濯排水等がある。

被告は、これらの放射性液体廃棄物について、蒸発装置，脱塩塔（イオン交換樹脂と放射性液体廃棄物を接触させることで樹脂内に放射性物質を取り込ませる装置）等で処理し，処理後の蒸留水等における放射性物質の濃度が十分低いことを確認した上で，海水とともに放水口から放出している。

（以上，乙C1（8-10-4～8-10-6頁，9-4-1頁，9-4-17～9-4-18頁），乙C2（8-10-4～8-10-6頁，9-4-1頁，9-4-17～9-4-18頁），乙C3（8-10-6～8-10-8頁，9-4-1頁，9-4-17～9-4-18頁））

(ウ) 放射性固体廃棄物

放射性固体廃棄物としては，上記の放射性液体廃棄物を処理する

過程で発生する蒸発装置の濃縮廃液、脱塩塔のイオン交換樹脂の他、機器の点検や修理の際に一次冷却材に触れるなどして放射性物質が付着した布、紙等の雑固体等がある。

被告は、これらの放射性固体廃棄物について、固化処理及び圧縮（減容）、焼却等を行ってドラム缶に詰め、敷地内の所要の放射線遮へい設計を行った固体廃棄物貯蔵庫で貯蔵保管し、必要に応じて廃棄事業者の廃棄施設に廃棄している。

（以上、乙C1（8-10-12～8-10-14頁，9-4-1～9-4-2頁，9-4-22～9-4-24頁），乙C2（8-10-12～8-10-14頁，9-4-1～9-4-2頁，9-4-22～9-4-24頁），乙C3（8-10-14～8-10-16頁，9-4-1～9-4-2頁，9-4-21～9-4-23頁））

3 本件発電所における放射性物質の放出管理

(1) 本件発電所における放出管理目標値及び線量評価

原子力発電所の平常運転に伴って周辺の一般公衆が受ける放射線量については、実用炉規則及び許容線量告示により*線量限度値（年間の*実効線量 1 mSv ）が定められている（乙E5（実用炉規則につき595頁，許容線量告示につき791頁））。また，線量目標値指針においては，ALARAの考え方を踏まえ，より一層厳しい努力目標として*線量目標値（年間の実効線量 0.05 mSv ）が定められている（乙E2（404頁以下））。

このうち，線量限度値は，ICRPが1985年パリ会議において，一般公衆に対する線量限度を $1\text{ mSv}/\text{年}$ とする声明を出したことを踏まえて定められたものである。ICRPはこの声明を出す前提として「し

きい値」(これ以下の被ばく線量では放射線障害が生じないという線量のこと)が存在する可能性を認めながらも、保守的に「しきい値」が存在しないものとして、いかに低い線量でも障害が発生するかもしれない、換言すれば、低線量被ばくと障害発生の上に直線関係が成り立つかもしれないという慎重な仮定の上に、長年にわたる放射性物質の使用経験や人間その他の生物の放射線障害に関する知見に照らして、身体的障害及び遺伝的障害の発生する確率が無視し得る程に小さい線量を社会的に容認できる被ばく線量限度として示したものである。(乙E2の406頁以下参照)

被告は、これらの線量限度値及び線量目標値を踏まえ、本件発電所においては、環境への放射性物質の放出量(本件1～3号炉の合計)に関して、表6のとおり、放射性気体廃棄物及びトリチウム以外の放射性液体廃棄物については*放出管理目標値を、放射性液体廃棄物中のトリチウムについては放出管理の基準値をそれぞれ保安規定に定めるとともに、それらを下回るよう放出量等を管理することとしている(乙C34(6-3～6-4頁))。

表6 放射性物質の放出管理目標値及び放出管理の基準値

(放射性廃棄物中の放射性物質の放出管理目標値)

項目	放出管理目標値 (本件1～3号炉の合計)
放射性気体廃棄物	
希ガス	$1.5 \times 10^{15} \text{ Bq/年}$
ヨウ素131	$8.1 \times 10^{10} \text{ Bq/年}$
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$1.1 \times 10^{11} \text{ Bq/年}$

(放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出管理の基準値)

項目	放出管理の基準値 (本件1～3号炉の合計)
トリチウム	$1.2 \times 10^{14} \text{ Bq/年}$

これらの放出管理目標値及び放出管理の基準値を前提に、線量目標値指針等に基づき算定した本件発電所における*線量評価値は、年間の実効線量で0.011mSvであり、法令上の規制値である線量限度値(年間の実効線量1mSv)はもとより、努力目標である線量目標値(年間の実効線量0.05mSv)をも大きく下回る(乙C1(9-5-27頁), 乙C2(9-5-27頁), 乙C3(9-5-27頁))。

(2) 本件発電所における放射性物質の放出量等の実績

本件発電所における放射性物質の年間放出量の実績(本件原子炉施設の運転実績がある直近10年(平成14～23年度)の実績)は図29～図32のとおりであり、これらは、いずれも保安規定で定められた放出管理目標値及び放出管理の基準値を下回っている。

そして、この実績を踏まえて算定される周辺一般公衆の受ける線量

評価値は、放出管理目標値及び放出管理の基準値を前提に算定した上記線量評価値（年間の実効線量0.011mSv）をさらに下回り、年間の実効線量で0.001mSv未満に抑えられている（この線量評価値は、気体状の放射性物質（放射性ヨウ素）の摂取に伴う内部被ばく及び液体廃棄物中に含まれる放射性物質を取り込んだ海産物を摂取することに伴う内部被ばくによる線量を適切に考慮し、算定したものである。）。

以上に述べた線量評価値と線量限度値及び線量目標値を比較したものが表7であり、本件発電所の平常運転時における放射性物質の放出が極めて低いレベルに保たれていることが分かる。

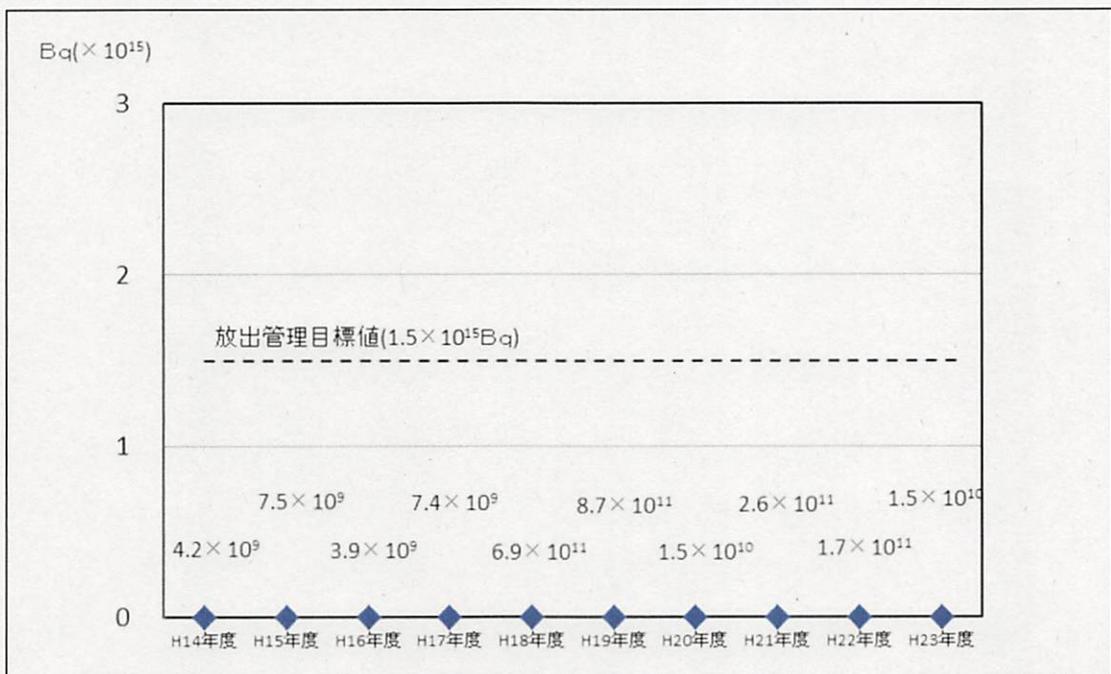


図29 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量

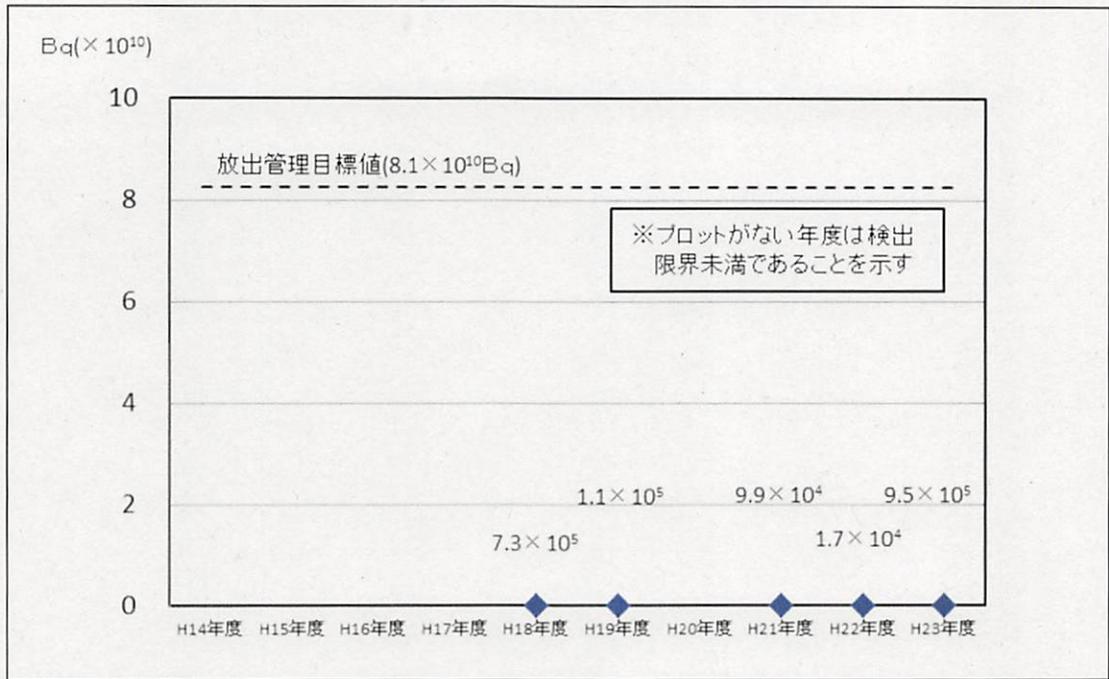


図 3 0 放射性気体廃棄物中の放射性ヨウ素の放出量

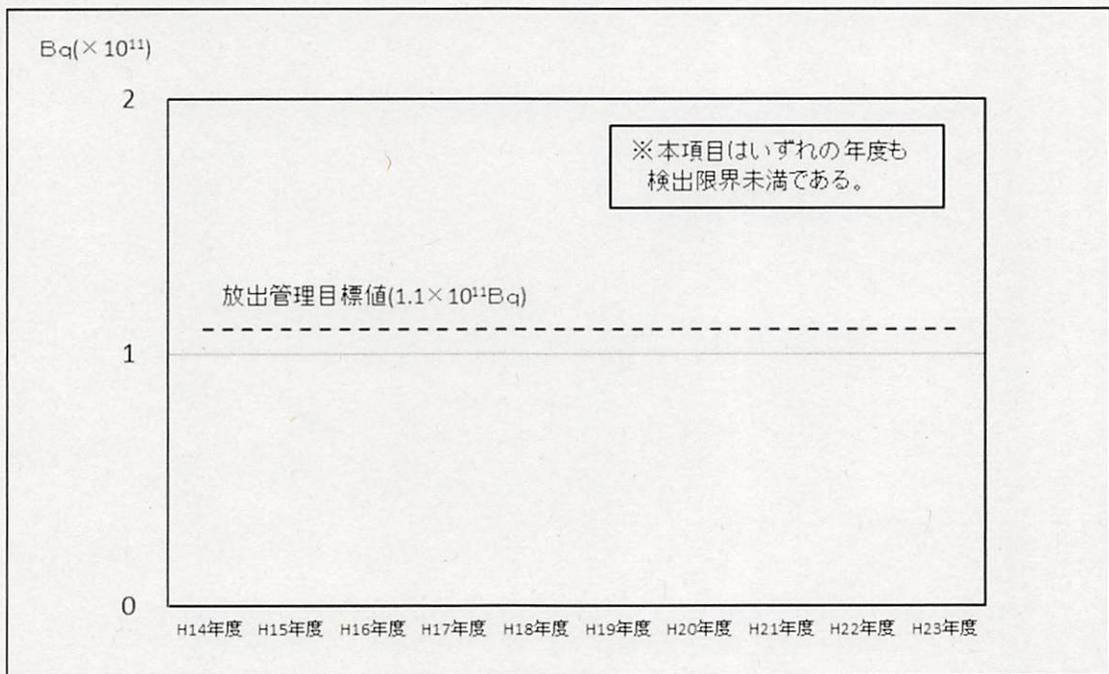


図 3 1 放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウム除く）の放出量

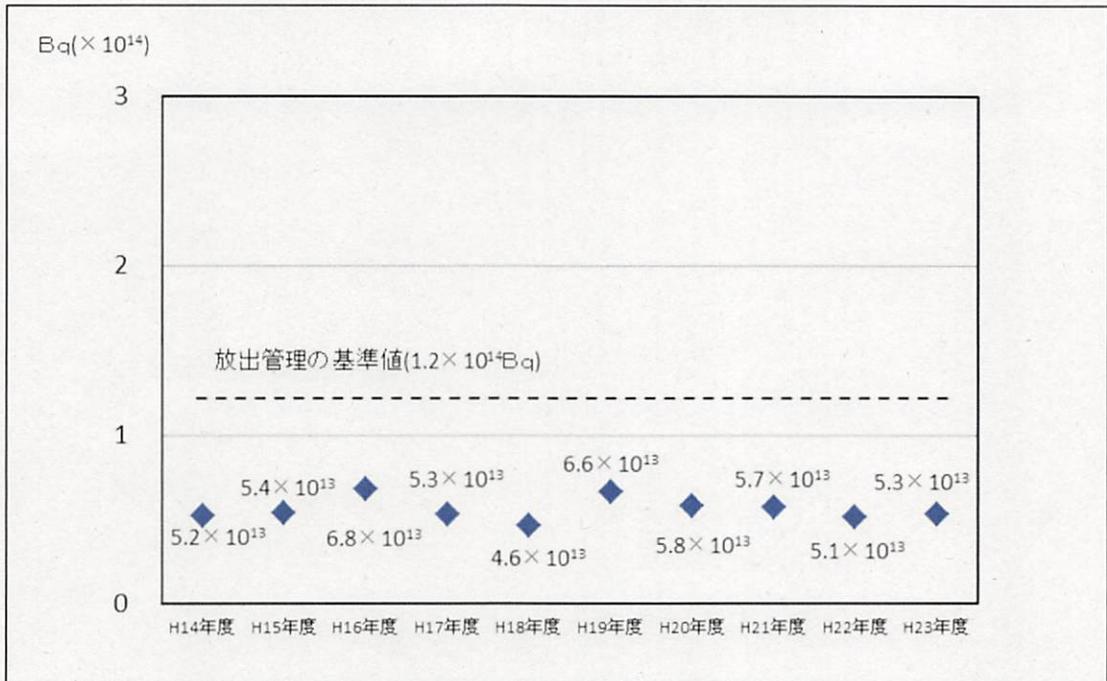


図 3 2 放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出量

表 7 線量限度値及び線量目標値と線量評価値の比較

実用炉規則及び許容線量告示により定められた <u>線量限度値</u>	1 m S v / 年
線量目標値指針において努力目標として定められた <u>線量目標値</u>	0.05 m S v / 年
保安規定に定めた放出管理目標値及び放出管理の基準値を前提に算定した <u>線量評価値</u>	0.011 m S v / 年
本件原子炉施設における放射性物質の年間放出量の <u>実績から算定した線量評価値</u>	0.001 m S v / 年 未満 (平成23年度実績)

4 本件発電所周辺における放射線調査等の結果

(1) 環境放射線モニタリング調査の概要

被告は、上記3で述べた本件発電所の平常運転時における放射性物質の放出管理に加えて、本件発電所周辺の一般公衆への影響がないことを実際に確認するため、本件発電所周辺に*モニタリングステーション及びモニタリングポストを設置するなどして、放射線の分析・測定調査等（以下「環境放射線モニタリング調査」という。）を行っている（乙C1（9-3-1～9-3-2頁）、乙C2（9-3-1～9-3-2頁）、乙C3（9-3-1～9-3-2頁））。

環境放射線モニタリング調査は、原子炉等規制法及び地元自治体との安全協定に基づき実施しており、空間放射線及び農作物、海産物等の環境試料中の放射性物質の分析・測定を行っている。また、愛媛県も同様のモニタリング調査を実施しており、被告による調査結果との照合等が行われている。

具体的に平成23年度の実施状況を述べると、空間放射線については3か月ごとの*積算線量を56地点（愛媛県測定：31地点、被告測定：25地点）、*線量率（連続測定）を13地点（愛媛県測定：8地点、被告測定：5地点（図33））で測定している。

また、環境試料中の放射性物質については、*ガンマ線放出核種（コバルト60、セシウム137、ヨウ素131等）を183試料（愛媛県分析：133試料、被告分析：50試料）、*全ベータ放射能を97試料（愛媛県分析：47試料、被告分析：50試料）分析している。

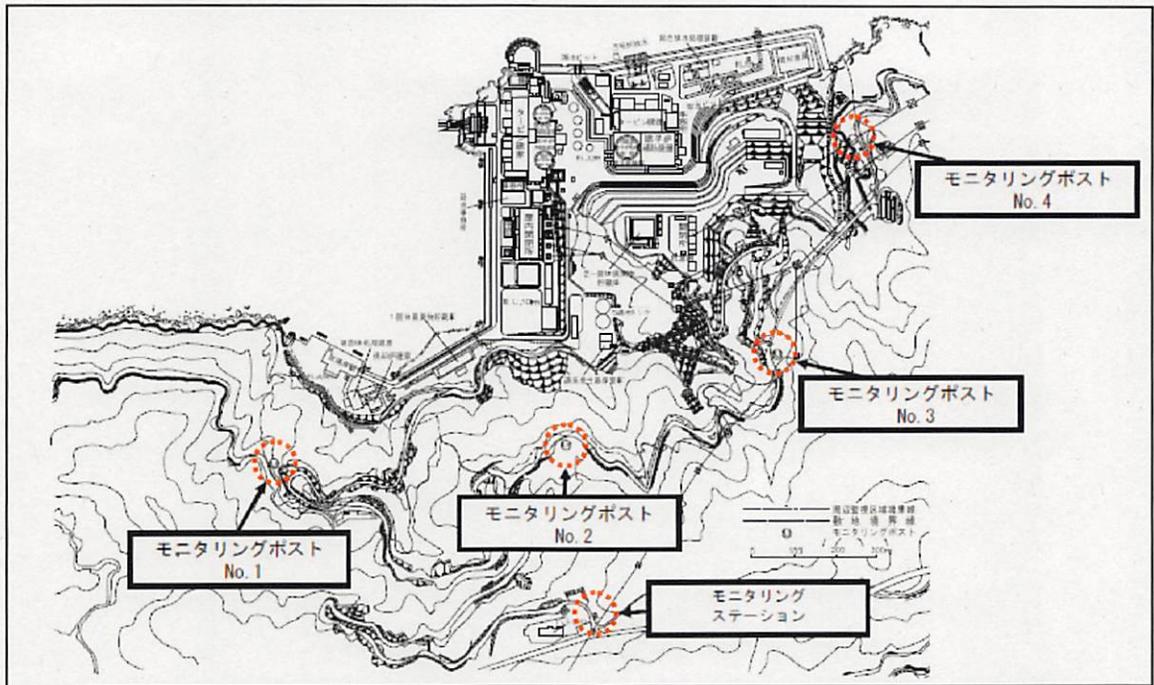


図 3 3 本件発電所敷地周辺の被告のモニタリングステーション及びモニタリングポストの設置地点

(2) 環境放射線モニタリング調査結果

被告が実施した環境放射線モニタリング調査のうち、線量率のモニタリング調査結果は図 3 4～図 3 8 のとおりである。これらは、図 3 3 に示す本件発電所周辺の 5 地点における運転開始前、本件発電所の運転実績がある直近 10 年（平成 14～23 年度）及び運転開始から平成 23 年度まで（通算）の測定結果（それぞれの測定期間中の最大値及び最小値）を示している。図 3 4～図 3 8 のいずれから、本件原子炉施設運転開始前の測定結果に比べて、有意な線量率の増加は認められない。

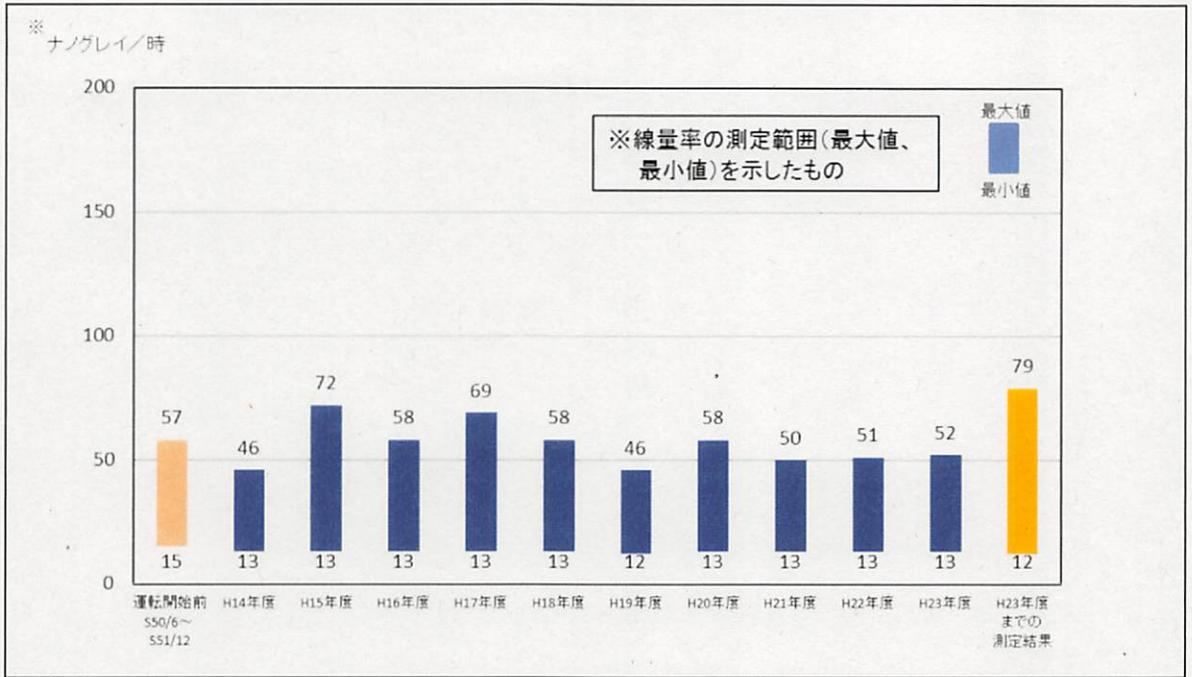


図34 モニタリングステーションにおける線量率の測定結果

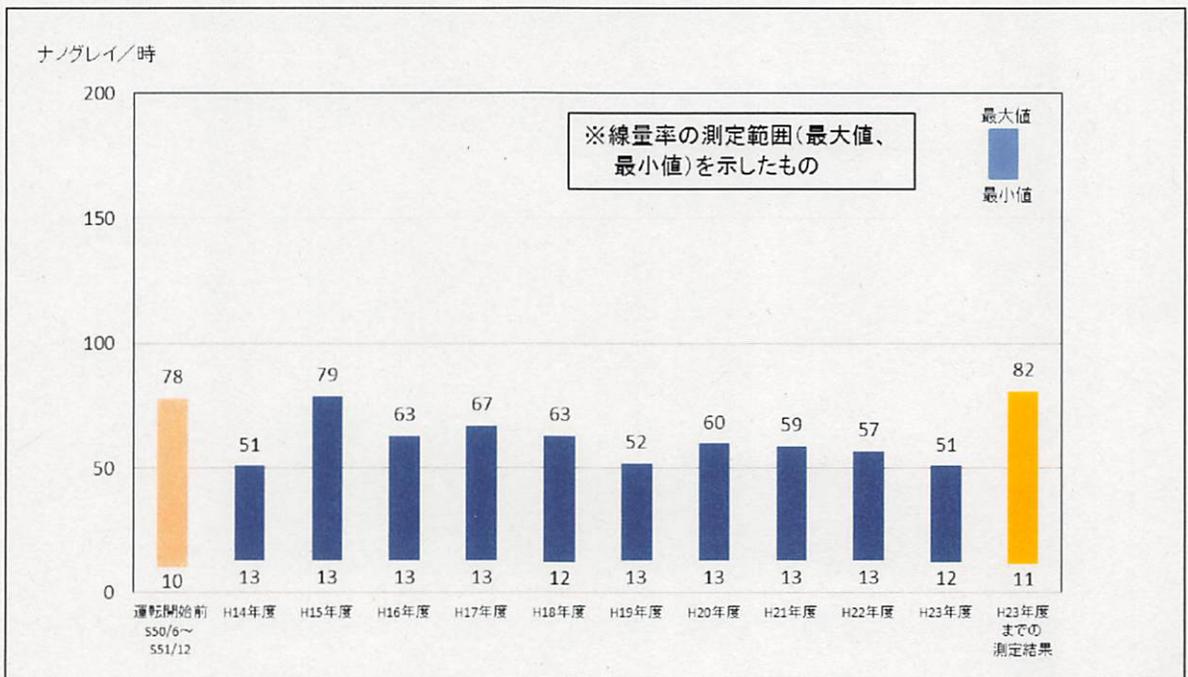


図35 モニタリングポストNo. 1における線量率の測定結果

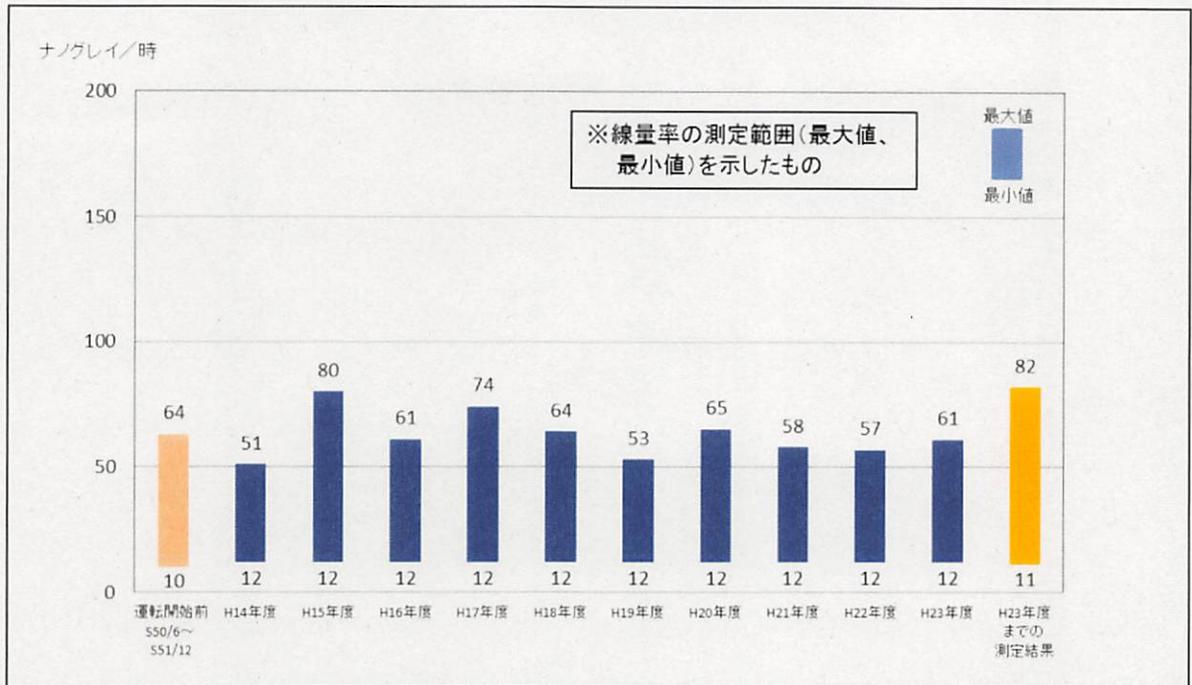


図 3 6 モニタリングポストNo. 2における線量率の測定結果

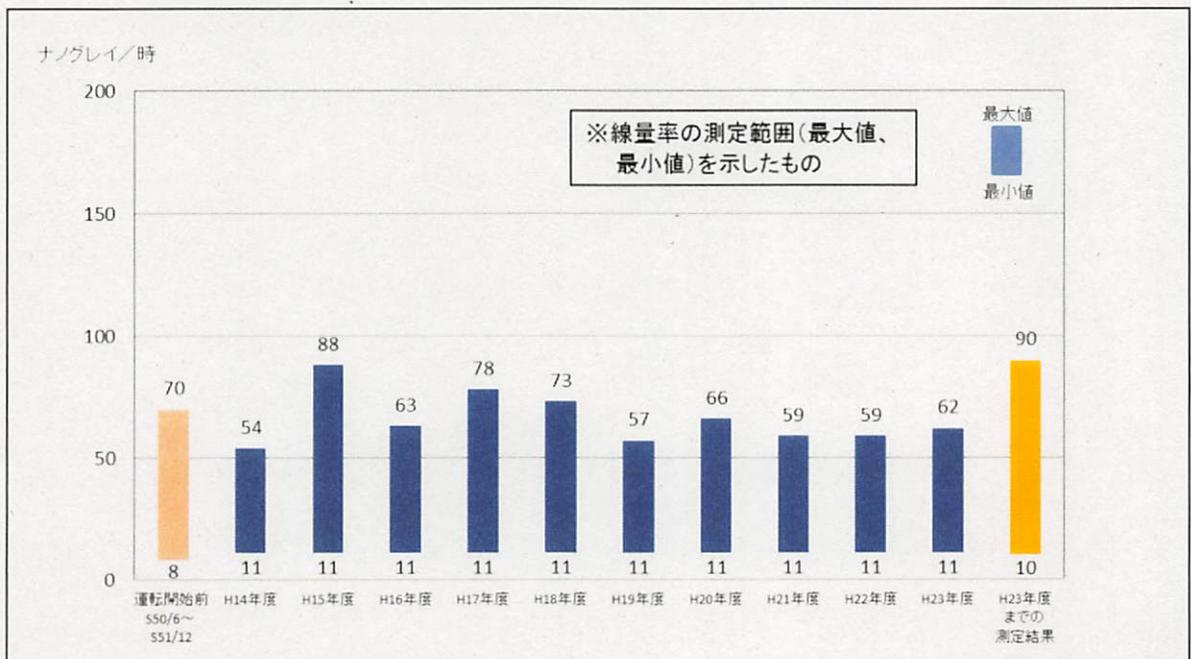


図 3 7 モニタリングポストNo. 3における線量率の測定結果

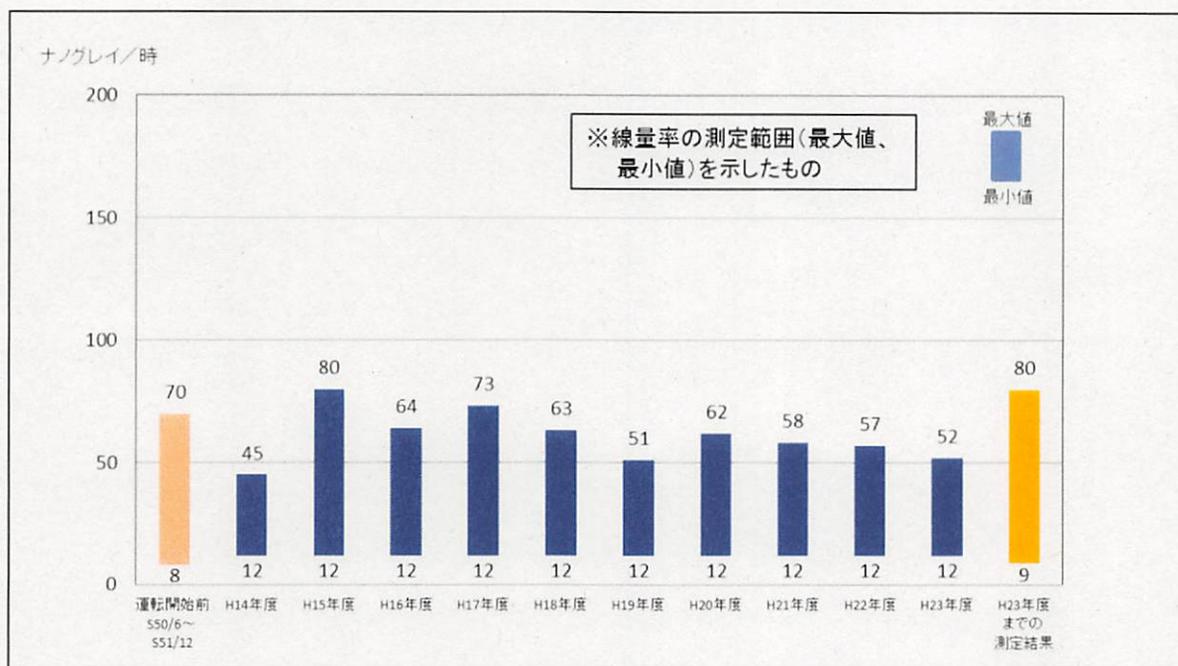


図 3 8 モニタリングポストNo. 4における線量率の測定結果

次に、被告が実施した環境放射線モニタリング調査のうち、農作物、海産物等の環境試料中の放射性物質の測定結果の一例として、平成23年度に実施した放射性セシウム137の測定結果を図39に示す。この測定結果から、いずれの環境試料中においても放射性セシウム137は検出限界未満、又は極めて低いレベルにとどまっていることを確認した。セシウム137以外の放射性物質についても同様に、放射性物質の測定結果は極めて低いレベルにとどまっていることを確認している。

また、他の年度に実施した環境試料中の放射性物質の測定結果においても同様の結果が得られている。

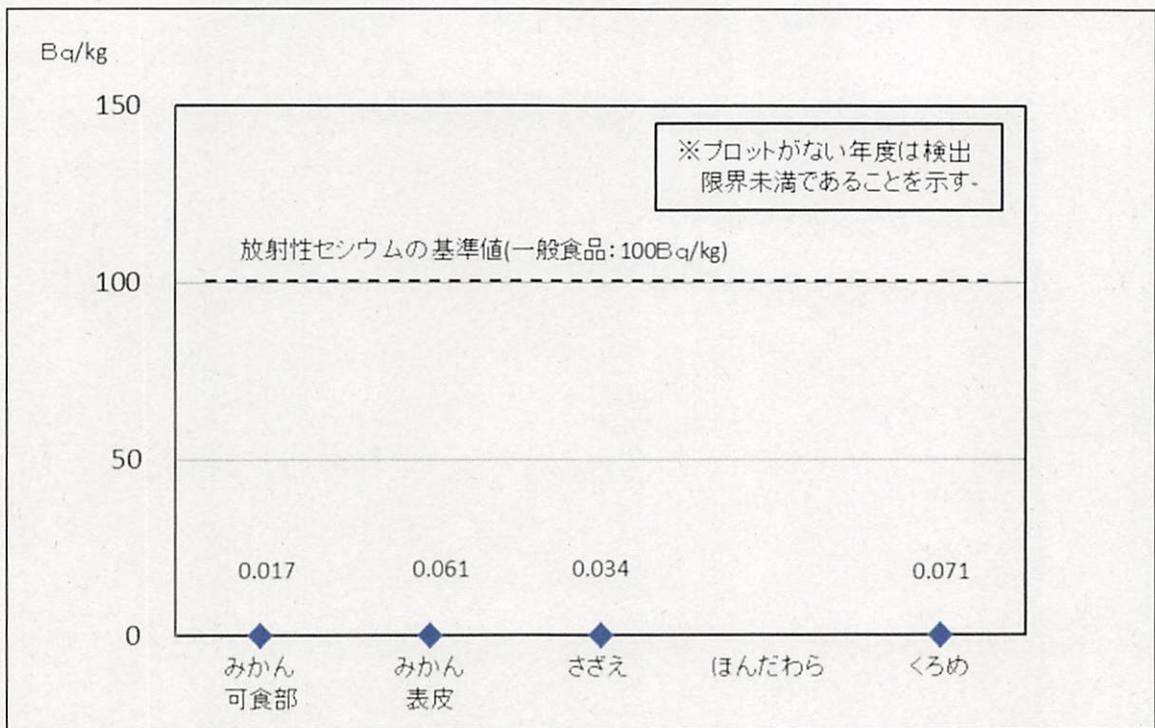


図 3 9 環境試料における放射性セシウム 1 3 7 の測定結果 (平成 2 3 年度)

第 4 事故防止に係る安全確保対策 (福島第一事故以前から実施してきた安全確保対策)

1 はじめに

すでに述べたとおり、原子力発電所における安全確保とは、運転に伴って必然的に発生する放射性物質のもつ危険性を顕在化させないことである。

被告は、本件発電所における安全性を確保するため、放射性物質のもつ危険性を顕在化させない、すなわち、放射性物質が外部環境に異常に放出されることを防止するため、まず、放射性物質の異常放出につながるような異常が本件原子炉施設に発生することを未然に防止するための対策 (異常発生防止対策) を講じ、次に、仮に何らかの異常が発生した場合であっても、その異常を放射性物質の異常放出のおそれのある状態までには拡大させないための対策 (異常拡大防止対策) を講じ、さらには、異常が拡大

した場合であっても、放射性物質を環境に異常放出しないための対策（放射性物質異常放出防止対策）を講じている。

これらの対策は、安全設計の3つのレベル（層）による深層防護の考え方に基づく対策であり、この各層の対策は、他の層の対策が機能しなかったとしても、単独で十分な安全性を確保できるよう設計を行っている。すなわち、異常の発生を未然に防止する対策を講じた上で、仮に異常が発生した場合であっても原子炉を確実に「止める」ことにより異常の拡大を防止することができ、さらに万が一、異常が拡大した場合においても原子炉を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ことにより放射性物質の異常放出を防止することができるように各種の対策を講じている。また、これらの対策において、本件発電所の安全性を確保する上で特に重要な設備については、地震、津波等による共通要因故障が排除できることを確認した上で、複数の系統を設けることで、仮にその一部が故障したとしても所定の機能を果たすことができるよう高い信頼性を持たせて設計している。(乙C 1 (8-1-1~8-1-7頁), 乙C 2 (8-1-1~8-1-7頁), 乙C 3 (8-1-1~8-1-9頁))

なお、深層防護において3つの層が存在するのは、3つの層があって初めて安全が確保されるというものでもなければ、各層の対策に致命的な欠陥があるからでもない。各層の対策を独立して十分な効果を有するように設計しながらも、人間は誤り、機械は故障するという保守的な考え方に立ち、万が一を考えて多層化しているのである。

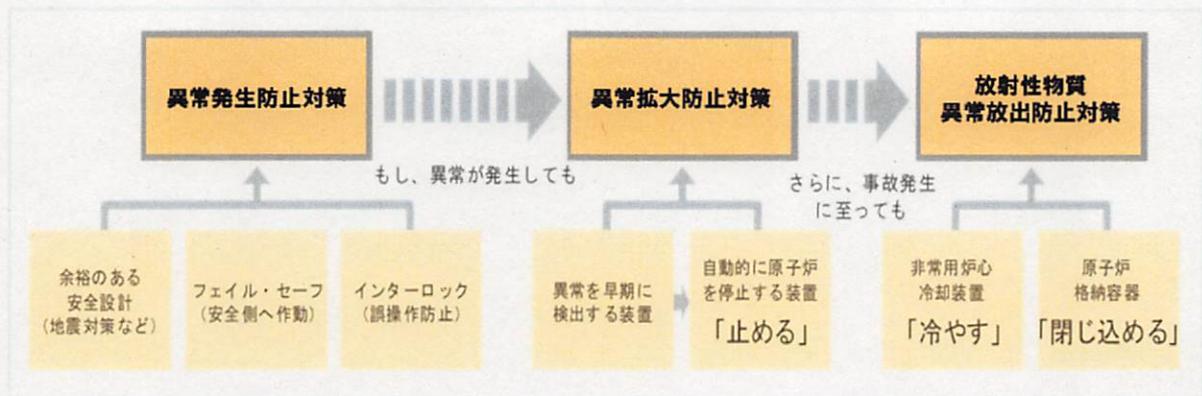


図 4 0 深層防護の考え方

2 異常発生防止対策

原子力発電所における安全確保のためには、まず第 1 に、放射性物質が環境に異常に放出されるような事態につながる異常の発生を未然に防止する必要がある。このため、被告は、ペレット、燃料被覆管及び原子炉冷却材圧力バウンダリという放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性を保つための対策を講じている。

(1) 原子炉の安定した運転を維持するための対策

放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性を保つためには、その健全性に影響を与えるような状態を引き起こさないよう、原子炉を安定して運転することが必要であり、被告は、以下のとおり、本件原子炉を安定して運転するための対策を講じている。

ア 自己制御性を有する原子炉の採用

被告は、本件原子炉について、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合であっても、核分裂反応が常に自動的に抑制されるという性質（自己制御性）を有する原子炉を採用している。すなわち、本件原子

炉は、本質的に固有の安全性を備えている。

具体的には、減速材として水を使用することによる「減速材の密度効果」、原子炉内に装荷する燃料としてウラン235の濃縮度が約3～5%の低濃縮ウランを使用することによる「燃料のドップラー効果」等により、本件原子炉においては、図41に示すとおり、温度が上昇すると自動的に核分裂反応が抑制され、温度が下がると自動的に核分裂反応が促進されることとなり、安定した原子炉の運転が可能となる。

(以上、乙C1(8-1-2頁, 8-14-9～8-14-10頁, 8-14-39頁), 乙C2(8-1-2頁, 8-3-38～8-3-39頁, 8-3-79頁), 乙C3(8-1-3頁, 8-3-44～8-3-45頁, 8-3-85頁))

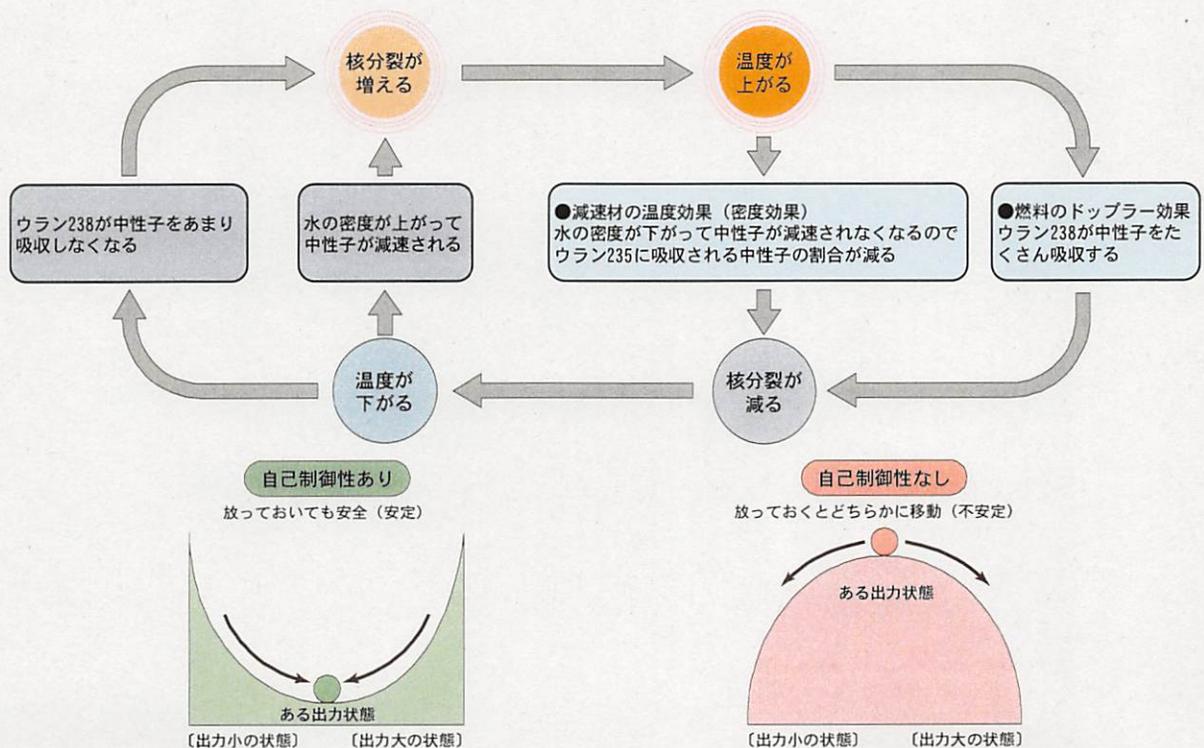


図41 原子炉の自己制御性

イ 原子炉出力等の安定制御

被告は、原子炉の安定した運転を維持するため、本件原子炉に、制御棒制御系、加圧器圧力制御系等の設備を設けている。以下、これらの制御系による制御の仕組みを説明する。

まず、制御棒は、中性子を吸収しやすい性質をもつ銀・インジウム・カドミウム合金を用いたものであり、これを炉心に挿入すると燃料であるウランに吸収される中性子が減るため、核分裂が抑制される。制御棒制御系は、この制御棒を原子炉内で自動的に上下に駆動させることにより、原子炉出力を制御するものである。

次に、加圧器は、一次冷却系の高温側配管と連絡しており、一次冷却系の圧力が上昇すれば、加圧器スプレイ水により加圧器内の圧力を下げて一次冷却系の圧力を加圧器内へ逃がし、逆に一次冷却系の圧力が低下すれば、加圧器の底部に取り付けられた加圧器ヒータにより加圧器内の圧力を上げて一次冷却系に圧力を加える。加圧器圧力制御系は、このようにして一次冷却系の圧力を逃がしたり、あるいは一次冷却系に圧力を加えたりすることで一次冷却系の圧力を一定に保つものである。

これらの制御系は自動的に作動する仕組みとなっているが、中央制御室において常時監視しており、運転員による手動の制御も可能である。

(以上、乙C1(8-8-1~8-8-5頁, 8-8-30~8-5-32頁, 乙C2(8-7-16~8-7-24頁), 乙C3(8-7-21~8-7-22頁, 8-7-24~8-7-25頁, 8-7-47~8-7-48頁))

ウ 誤作動及び誤操作を防止するシステムの採用

被告は、本件発電所の安定した運転を阻害する誤作動及び誤操作による異常の発生を防止するため、安全上重要な装置について、フェイル・セーフ・システム及びインターロック・システムを採用している。

フェイル・セーフ・システムとは、常に安全側に作動するシステムのことであり、例えば、本件発電所において電源が失われた場合には、制御棒を原子炉容器の上部で保持する制御棒クラスタ駆動装置の電源も遮断され、その結果制御棒は自重で落下し、炉心に挿入される（核分裂反応が抑制される）というような仕組みがそれにあたる。この場合には、電源の喪失（停電）という安全性を阻害する事象が発生しても、結果的には、制御棒の挿入という安全側の事象に収束する設計となっている。

インターロック・システムとは、誤操作による異常の発生を防止するシステムのことであり、例えば、運転員が誤って制御棒を引き抜く（原子炉出力を上昇させる）操作をしようとしても、すでに一定以上の出力状態にある場合には、システム上、制御棒を引き抜く操作ができないこととなっているというようなものである。これにより、運転員の操作ミスにより安全性が阻害されることを抑制することができる。

（以上、乙C1（8-1-80頁，8-8-9頁等），乙C2（8-1-5～8-1-6頁，8-7-1～8-7-2頁等），乙C3（8-1-66頁，8-7-37頁，8-7-39頁等））

(2) 放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保

放射性物質を閉じ込める機能を有する設備は、原子炉の運転に伴い生じる様々な温度、圧力等の条件下においてもその健全性を維持し、放射

性物質を閉じ込める機能を十分に果たすものでなければならない。このため、被告は、放射性物質を閉じ込める機能を有する設備について、熱的影響による焼損及び溶融、機械的影響（圧力上昇等）による破損、化学的影響による腐食等により健全性が失われることのないよう、その設計において十分な余裕をもたせるとともに、運転を開始した後も検査等によりその健全性を確認している。（乙C1（8-3-29～8-3-32頁，8-3-41頁，8-6-1～8-6-6頁，8-8-4～8-8-5頁，10-1-23頁），乙C2（8-4-5～8-4-6頁，8-4-20頁，8-6-1～8-6-8頁，8-7-20～8-7-21頁，10-1-23頁），乙C3（8-4-6～8-4-7頁，8-4-22頁，8-6-2～8-6-6頁，8-7-24～8-7-25頁，10-1-24頁））

3 異常拡大防止対策

被告は、仮に、本件発電所において何らかの異常が発生した場合であっても、その異常を拡大させないため、異常の発生を早期に検知するとともに、原子炉を安全に「止める」ための対策を講じている。

(1) 異常の早期検知

被告は、本件発電所において、何らかの異常が発生した場合、その発生を早期に、かつ確実に検知し、所要の措置がとれるように、原子炉計装、プロセス計装等を設置している。

原子炉計装は、炉内外の核計装装置、制御棒位置指示計装等から構成され、これらによって、炉心の状況を監視する。また、プロセス計装は、一次冷却系等の温度、圧力、流量、水位等を測定する。

これらの装置が異常を検知した場合には、中央制御室に警報を発する

などし、これを受けて、運転員は異常を拡大させないために、所要の措置をとることとしている。

(以上、乙C1(8-8-24~8-8-36頁), 乙C2(8-7-3~8-7-16頁), 乙C3(8-7-2~8-7-19頁))

(2) 異常拡大の防止措置

上記のとおり、異常を認識した運転員が所要の措置をとることで異常の拡大を防止することが可能であるが、特に迅速性が求められる措置については、以下のとおり、自動的に作動して異常拡大防止措置をとることができる設計としている。

ア 原子炉の停止

原子力発電所において異常が発生した場合に、これを拡大させないために最も重要な措置は、原子炉を安全に「止める」ことである。

そこで被告は、異常の拡大を防止するため、緊急に原子炉を停止させる必要がある場合には、運転員が所要の措置をとる前に、安全に原子炉を停止することができる設備を設けている。すなわち、本件発電所の運転中に、原子炉の出力、圧力等が異常に変化した場合及び地震動による大きな揺れを検知した場合には、これらの異常等の発生を原子炉保護設備が検知し、制御棒が自動的に炉心に挿入され、原子炉は速やかに停止される。(なお、地震動を検知して制御棒が挿入される仕組み及びその際に制御棒が安全に挿入されることについては、被告準備書面(3)第5(8頁以下)、被告準備書面(1)第6の2(20頁)等において詳述したとおりである。)

原子炉保護設備は、多重性及び独立性を有しているため、仮に、1つの系統に故障が生じたとしても、原子炉停止機能を失うことがない

よう高い信頼性を確保して設計している。また、仮にこの設備の電源が失われたとしても、制御棒が自動的に自重で炉心に落下する仕組み（フェイル・セーフ・システム）としていることは、すでに述べたとおりである。（乙C1（8-8-6～8-8-14頁）、乙C2（8-7-24～8-7-35頁）、乙C3（8-7-30～8-7-39頁））

イ 原子炉停止後の冷却手段の確保

原子炉を安全に「止める」ことができた後も、原子炉の燃料は^{*}崩壊熱等を発しているため、この残留熱を確実に除去できるよう原子炉の冷却手段を確保することが重要となる。

通常は、主給水ポンプによって蒸気発生器へ二次冷却材の供給を継続し、一次冷却材の熱を蒸気発生器で二次冷却材へ伝え、二次冷却材の熱を復水器を通じて海中へ放出することで運転停止後の残留熱を除去するが、本件発電所では、仮に通常使用する設備が故障等により使用できなくなった場合でも、残留熱を除去できる手段を確保している。

例えば、主給水ポンプが使用できなくなり、蒸気発生器への給水が失われた場合でも、蒸気発生器への給水を行い、原子炉の冷却を可能とする設備として、補助給水設備を設けている。補助給水設備としては、電動補助給水ポンプとタービン動補助給水ポンプがある。電動補助給水ポンプは、外部電源が失われた場合でも、非常用ディーゼル発電機による電力で稼働させることが可能であり、また、タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器で発生する蒸気で稼働するため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電力供給が失われた場合にも稼働させることが可能である。

また、二次冷却材の熱を海中へ放出することができなくなった場合

には、蒸気発生器で一次冷却材の熱を受け取り蒸気となった二次冷却材を大気中に直接放出すること（最終的に原子炉の残留熱を大気中へ逃がすこと）を可能とするため、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設けている。主蒸気逃がし弁は、基本的には圧縮空気により遠隔操作するが、手動によっても操作することができる。主蒸気安全弁は、万が一、主蒸気逃がし弁が動作不能となった場合でも、確実に残留熱を大気中へ逃がすことができるよう設けたものであり、二次冷却系の圧力が上昇し、一定の圧力に達した場合に自動的に作動するようになっている。ちなみに、二次冷却材は、放射性物質を含まない水であり、蒸気として大気中に放出しても、環境に影響を与えることはない。

（以上、乙C1（8-7-1頁，8-7-3～8-7-7頁），乙C2（8-9-1～8-9-6頁，8-9-13～8-9-14頁，8-9-18頁，8-9-26～8-9-27頁），乙C3（8-9-1～8-9-3頁，8-9-6～8-9-7頁，8-9-16～8-9-17頁，8-9-23頁，8-9-29～8-9-30頁））

4 放射性物質異常放出防止対策

被告は、万が一、異常が発生し、拡大した場合であっても、放射性物質を異常に放出させないため、原子炉を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ための対策を講じている。

(1) 原子炉の冷却

仮に、一次冷却材配管が破断するなどして、一次冷却材が喪失する事象（LOCA）が発生し、原子炉を冷却する機能が低下した場合であっても、原子炉にホウ酸水を注入して原子炉を冷却し続けることで、燃料の重大な損傷を抑え、放射性物質の異常な放出を防止することができる

よう、非常用炉心冷却装置（ECCS）を設けている。ECCSは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系から成り、それぞれが複数の系統を設けており、多重性及び独立性を有した信頼性の高い設計としている。高圧注入系及び低圧注入系の電動ポンプへは外部電源が喪失した場合であっても、独立した2系統の非常用ディーゼル発電機から給電することができる。蓄圧注入系は、LOCA等が発生し、一次冷却系の圧力が低下すると、窒素ガスの圧力によって自動的にホウ酸水が注入される仕組みとなっており、電源等の駆動源は必要としない。（乙C1（15～16頁，8-6-6～8-6-9頁，8-6-18頁，8-6-23頁），乙C2（18～20頁，8-5-3～8-5-8頁，8-5-22～8-5-23頁），乙C3（21～22頁，8-5-1頁，8-5-3～8-5-12頁，8-5-35～8-5-36頁））

(2) 放射性物質の閉じ込め

本件発電所では、上記第3の2(1)（93頁以下）で述べたとおり、放射性物質を確実に閉じ込めるため、ペレット、燃料被覆管、原子炉容器、原子炉格納容器及びコンクリートの遮へい壁の5重の壁を設けている。

さらに、LOCAが発生し、仮に原子炉冷却材圧力バウンダリから放射性物質を含む一次冷却材が高温、高圧の水蒸気となって放出され、原子炉格納容器内の圧力が上昇したとしても、原子炉格納容器スプレイ設備で水をスプレイすることにより、水蒸気を凝縮させて圧力を下げ、原子炉格納容器の健全性を保つことができる。そして、スプレイ水により原子炉格納容器内に浮遊する放射性ヨウ素等を除去することで、外部への放射性物質の放出量を低減することができる。また、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいした空気に含まれる放射性物質の外部への放

出を低減するため、アニュラス空気再循環設備を設けている。(乙C1 (30～32頁, 8-12-1～8-12-4頁, 8-12-8～8-12-9頁), 乙C2 (34～37頁, 8-5-10～8-5-12頁, 8-5-16～8-5-20頁), 乙C3 (37～39頁, 8-5-22～8-5-31頁, 8-5-38～8-5-40頁))

(3) 具体的事例の説明

放射性物質が環境中へ異常に放出されるおそれのある事象の一つであるLOCAを例にとり、本件発電所の原子炉を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」機能によって、放射性物質の異常な放出が防止されることを具体的に説明する。

LOCAが発生した場合、異常を検知し、直ちに制御棒が挿入され、原子炉は速やかに自動停止する。一次冷却系圧力や加圧器水位の低下が検知されると、自動的にECCSの高圧注入系及び低圧注入系が作動し、原子炉にホウ酸水を注入する。また、一次冷却材の圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が作動し、蓄圧タンクのホウ酸水も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蓄圧注入系や低圧注入系が機能する。

高圧注入系及び低圧注入系の水源は燃料取替用水タンクであるが、この水位が低くなると、水源を格納容器再循環サンプに切り替え、注水を継続する(LOCAの発生により系外に漏れた水(ECCSにより注入したホウ酸水を含む)は、格納容器下部に設けた格納容器再循環サンプに溜まるように設計しており、これを再び原子炉への注水の水源として利用することで、原子炉への注水を継続して行うことを可能としている。)

また、L O C A時に原子炉格納容器内に放出された放射性物質を含む高温、高圧の蒸気は、原子炉格納容器の中に閉じ込められる。これにより、原子炉格納容器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、ホウ酸水をスプレイし、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させて圧力上昇が抑制される。

E C C S及び原子炉格納容器スプレイ設備が作動する際には、自動的にアニュラス空気再循環設備が作動し、アニュラス部を*負圧に保ちながら、空気を浄化再循環することで外部への放射性物質の放出量を低減する。

以上のとおり、被告は、万が一、何らかの異常が発生・拡大した場合であっても放射性物質を異常に放出させないための対策を講じており、これにより環境中へ放出される放射性物質の量は大きく低減される。

その結果、上記のL O C Aに代表されるような放射性物質を環境中へ放出するおそれのある事象が生じた場合であっても、本件発電所周辺の一般公衆が受ける実効線量の評価値は、例えば本件3号炉で、最大、0.5 m S vであり、安全評価審査指針に定める判断の目安である5 m S vを十分下回る。

(以上、乙C1(10-3-2~10-3-19頁)、乙C2(10-3-2~10-3-19頁)、乙C3(10-3-2~10-3-19頁))

5 アクシデントマネジメント

被告は、国内外の原子力発電所でのトラブル事例から得られた教訓、スリーマイルアイランド原子力発電所の事故の発生等を踏まえ、上記で述べた安全確保対策において想定した範囲を超える事象に至ったとしても、既存の設備の機能(設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能を含

む。)を有効に活用することによって、炉心の損傷の防止及び万一が一炉心の重大な損傷に至った場合の影響緩和を図るアクシデントマネジメント策の整備を進め、手順書の整備、実施体制の整備、必要な知識を習得するための教育等を行うとともに、炉心冷却機能、原子炉格納容器の閉じ込め機能等の強化を図るための設備改造などを実施した(平成24年5月7日付答弁書第4の4(4)ア(33頁以下))。

6 安全確保対策の実効性確保

被告は、本件発電所の安全確保対策を実効性あるものとするため、保安規定に従い、保安管理体制を確立し、運転管理、保守管理、保安教育等を実施している。これらの業務を行うにあたっては、保安規定に定めた品質保証活動計画に基づく品質保証活動を実施することにより、本件発電所の安全性を維持し、さらなる向上に努めている。

(1) 保安管理体制

被告は、本件発電所の通常運転時はもちろんのこと、非常時においても適切に対応できるよう保安管理体制を確立している。具体的には、社長が本件発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築及び実施ならびにその有効性の継続的な改善を統括し、本件発電所の現地組織においては、発電所長が保安に関する業務を統括する。発電所長のもと、品質保証部長、品質保証課長、保安管理課長等が品質保証に係る業務を遂行する。また、本店に原子力発電安全委員会を、発電所に伊方発電所安全運営委員会をそれぞれ設置し、保安に関する事項の審議を行う。また、運転に関し保安監督を行うための原子炉主任技術者を選任するなどしている。(乙C34(3-1~3-10頁))

(2) 運転管理

本件発電所の運転管理にあたっては、保安規定に定める運転上の留意事項、運転上の制限、異常時の措置等を順守する。運転員については、必要な知識を有することはもちろんのこと、運転責任者である当直長は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任する。安全上重要な機器等の設備は、所定の機能を発揮できるように管理している。また、原子炉の起動及び停止、電気出力上昇、降下等の運転操作は、中央制御室における状態監視に加え、必要に応じ現場において設備・機器の状態を正しく把握しつつ行う。また、通常運転時においても、定期的な作動試験により、通常時には稼働することがない非常用の系統・機器が必要なときにその機能を発揮できることを確認するとともに、日常的な巡視点検等を行う。(乙C34(4-1~4-223頁))

(3) 保守管理

保守管理計画に基づき保全プログラムを策定し、点検計画や補修、取替え及び改造に係る計画等を定め、計画的な保全活動を実施している。そして、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善に努めている。また、本件1・2号炉については、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価を行うとともに、これに基づく長期保守管理方針を策定し、策定後10年間における保全管理項目(該当期間内に検査すべき事項等)を掲げ、計画的に保守管理を行っている。(乙C34(8-1~8-6頁及び添付4))

(4) 保安教育

毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う発電所員への保安教育実施

計画を作成し、これに基づく保安教育を実施している。具体的には、関係法令や保安規定の順守に関する事項、放射線管理に関する事項、運転管理（運転操作、巡視点検、異常時対応等に関する事項）、運転訓練（シミュレータによる運転訓練）等を実施している。また、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員について、入所時に安全上必要な教育（放射性物質で汚染された物の取り扱い、放射線管理、関係法令・保安規定の順守等に関する事項）が実施されていることなどの確認を行う。（乙C34（10-1～10-9頁））

(5) 品質保証

品質保証計画を定め、安全性を達成・維持・向上させるため、*一般社団法人日本電気協会の「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4 1 1 1）」に従って、本件発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し（P l a n）、実施し（D o）、評価確認し（C h e c k）、継続的に改善する（A c t）、いわゆるP D C Aサイクルによる品質保証活動を行っている。（乙C34（2-1～2-18頁））

第5 福島第一事故後の安全確保対策の状況

被告は、上記第2～4で述べたとおり、地震、津波等の自然的立地条件に対する十分な安全性を確保し、平常運転時の被ばく低減対策を講じ、さらには深層防護の考え方に基づく安全確保対策を講じている。そして、本件発電所の建設以降も、最新の知見、技術等の獲得に努め、必要に応じて本件発電所の安全対策にも反映させるなど、その有効性を絶えず評価・確認してきた。したがって、本件発電所において放射性物質が持つ危険性が顕在化するような事態が発生することはまず考えられない。

しかしながら、本件発電所の安全確保に万全を期する観点から、福島第一事故の発生を踏まえ、上記第4の3で述べた異常拡大防止対策及び同4で述べた放射性物質異常放出防止対策を強化するとともに、万一、炉心が著しい損傷に至るおそれのある事象、さらに炉心が著しい損傷に至る事象が発生した場合においても、本件発電所の安全性を確保することができるよう安全確保対策の強化を行った。すなわち、従来の安全確保対策で想定した事象を超える事象が発生した場合であっても、放射性物質の持つ危険性が顕在化することのないよう、炉心の著しい損傷を防止するための対策（すなわち、従来の原子炉を「止める」「冷やす」機能を強化する対策）、万が一にも炉心が著しい損傷に至る場合であっても原子炉格納容器の破損を防止するための対策（すなわち、従来の放射性物質を「閉じ込める」機能を強化する対策）などを講じている。

以下、本件3号炉を例に、福島第一事故後に実施した対策によって、従来の安全確保対策で想定した事象を超える事象が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止できること、万一、炉心の著しい損傷に至る事象が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止できることについて、それぞれ具体的な事象を例に挙げて概略を説明する。なお、福島第一事故後の安全確保対策の一部は従来実施してきたアクシデントマネジメント策等を含んでおり、事象進展の特徴に応じた対応ができるよう信頼性及び実効性を高めた対策を講じている。

1 原子炉の停止及び冷却

被告は、安全上重要な設備がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象を抽出し、そのような事象が発生したとしても炉心の損傷を防止することができる対策を講じる

とともに、その対策の有効性を確認している。以下では、原子炉を「止める」機能にかかわる事象として制御棒の挿入に失敗して原子炉の停止機能が喪失する事象、原子炉を「冷やす」機能にかかわる事象として全交流動力電源が喪失する事象における炉心の著しい損傷を防止するための対策の概略をそれぞれ説明する。

(1) 原子炉の停止

ア 原子炉の自動停止機能が喪失する事象の特徴

原子炉の自動停止機能が喪失する事象としては、「主給水流量喪失」のような*運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉の緊急停止が必要な状況で、制御棒の自動挿入による原子炉停止に失敗する事象が想定される。「主給水流量喪失」、「*負荷の喪失」といった、一次冷却系を加圧する事象が起因事象の場合には、何らの対策も講じなければ、原子炉が高出力で維持され、蒸気発生器による除熱も低下するため、一次冷却系の温度及び圧力が上昇して、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保されず、また、加圧器安全弁等からの漏えいが継続することにより、炉心損傷に至る可能性がある。

したがって、原子炉の自動停止機能が喪失する事象においては、原子炉の特性である自己制御性を利用して、減速材の温度効果により原子炉出力の抑制を図るとともに、蒸気発生器による除熱を確保し、一次冷却系の過圧を防止することにより、炉心損傷を防止する。そして、長期的には炉心へホウ酸水を注入することにより未臨界を確保し、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、除熱をすることにより炉心の損傷を防止する必要がある。

イ 原子炉の自動停止機能が喪失する事象における炉心損傷の防止

原子炉の自動停止機能が喪失する事象に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、被告は、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプ等を自動作動させる多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）を整備した。また、長期的な安定停止のための対策として、未臨界を確保するためにホウ酸を緊急注入する手順を整備するとともに、炉心を冷却するために余熱除去系等により冷却する手順を整備した。

これらの対策により、原子炉の自動停止機能が喪失する事象は、次のとおり進展し、炉心の損傷は防止される。すなわち、起因事象発生後、原子炉の自動停止機能が喪失することにより、蒸気発生器の水位が低下するが、ATWS緩和設備が原子炉の自動停止機能喪失を検知することにより、自動的に主蒸気ラインを隔離するため、*トリップ失敗直後の原子炉出力に見合った蒸気発生器からの除熱が抑えられ、一時的に一次冷却系の温度が上昇して、減速材の温度効果により原子炉出力を抑制する。その後、自動起動した補助給水ポンプによって、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を用いた冷却を行うことができるため、一次冷却系の圧力が過度に上昇することはない。また、ATWS緩和設備により原子炉出力を抑制した後は、化学体積制御設備を用いた炉心へのホウ酸水の注入により未臨界を確保するとともに、長期的には、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定的に原子炉を停止した状態を保つことができる。

そして、被告は、これらの対策の有効性評価を行い、解析の結果、例えば「主給水流量喪失」の場合において、原子炉冷却材圧力バウン

ダリにかかる圧力の最高値は、約18.5*MPa [g a g e] (有効性を確認するための評価項目として設定した事項は「20.59 MPa [g a g e]を下回ること」)など、原子炉の自動停止機能が喪失する事象に係る炉心損傷防止対策が有効であることを確認している。

(2) 原子炉の冷却

ア 全交流動力電源が喪失する事象の特徴

全交流動力電源が喪失する事象としては、原子炉の出力運転中に外部電源が喪失した場合に、安全上重要な設備である非常用ディーゼル発電機からの電力供給が喪失する事象が想定される。このケースでは、交流動力を駆動源とする電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水、高圧注入ポンプ及び低圧の余熱除去ポンプによる炉心注水等ができなくなる。また、海水ポンプが使用できなくなることにより原子炉補機冷却機能が喪失し、その結果、*一次冷却材ポンプのシール部から一次冷却材の漏えいが発生すると、一次冷却材の保有水量が減少する。そして、これに対して何らの対策も講じなければ、炉心を冷却することができなくなり、炉心損傷に至る可能性がある。

したがって、全交流動力電源が喪失する事象においては、電源回復のための措置を講じることを第一としつつ、早期に炉心を冷却し、減圧する措置を講じるとともに、一次冷却材の漏えい量が多い場合にはこれを確保するための炉心注水を行うことにより、炉心の損傷を防止する必要がある。

イ 全交流動力電源が喪失する事象における炉心損傷の防止

全交流動力電源が喪失する事象が発生した場合においても、炉心の損傷に至らないようにするため、被告は、必要な機器への電力供給を

回復するための代替電源設備として空冷式非常用発電装置を設置するとともに、タービン動補助給水ポンプによる二次系の冷却手段及び充てんポンプ（自己冷却式）による炉心注水手段を整備している（ちなみに、通常の充てんポンプは、稼働時にポンプモータ部を原子炉補機冷却系から供給される水によって冷却する必要があるため、原子炉補機冷却機能が喪失している場合には使用ができなくなる。この点、自己冷却式の充てんポンプは、ポンプの吐水口側からポンプモータ部に配管を接続することにより、自ら供給した冷却材によってモータ部を冷却することができるため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合でも使用が可能である。）。

これらの対策により、全交流動力電源が喪失する事象は、次のとおり進展し、炉心の損傷は防止される。すなわち、全交流動力電源が喪失することにより、原子炉は自動停止する（これはフェイル・セーフ・システムを採用している結果である。）。原子炉の停止とほぼ同時に、動力源として電力を必要としないタービン動補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器二次側への給水を行い、主蒸気逃がし弁から大気に原子炉の熱を放出することにより原子炉の冷却を行う（この冷却の仕組みは上記第4の3(2)イ（117頁以下）参照）。また、一次冷却材ポンプのシール部から一次冷却材が漏えいした場合には、漏えい規模に応じて一次冷却材の保有水量が減少するとともに、一次冷却系の圧力が低下するため、蓄圧注入系が作動する。上記の対応と並行して代替電源により交流動力電源を回復する作業を行い、充てんポンプ（自己冷却式）の起動準備を行う。そして、電源回復後に蓄圧注入系による注水を停止した後は、充てんポンプ（自己冷却式）による炉心注水を行うこと

によって、一次冷却材の保有水量を確保することができる(ちなみに、充てんポンプ(自己冷却式)の使用ができない場合には、代替格納容器スプレイポンプにより冷却水を炉心に直接注入することができる。代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイポンプが作動しない場合にこれを代替して原子炉格納容器へ注水を行うものであるが、系統構成を変更することにより、炉心への注水が可能となるようにしている。)

そして、被告は、これらの対策の有効性評価を行い、解析の結果、一次冷却材ポンプから一次冷却材が漏えいした場合でも、炉心の冠水状態を維持することが可能であり、燃料被覆管温度は事故初期値の温度である約380℃(有効性を確認するための評価項目として設定した事項は「1200℃以下」)にとどまるなど、全交流動力電源が喪失する事象に係る炉心損傷防止対策が有効であることを確認している。

ウ 全交流動力電源が喪失する事象以外の炉心が損傷に至る可能性がある事象における炉心の冷却

全交流動力電源が喪失する事象以外で、炉心が損傷に至る可能性のある事象の例としては、中小LOCA(例えば、直径数十センチ程度の配管の亀裂が原因となるようなもの)発生時にECCSの高圧注入機能が喪失する事象、大LOCA(例えば、一次冷却材配管の*両端破断(ギロチン破断)が原因となるようなもの)発生時にECCS再循環機能が喪失する事象、過渡事象発生時に二次冷却系からの除熱機能が喪失する事象等があるが、炉心の冷却機能を強化したことによって、上述のような事象においても炉心の著しい損傷を防止することができる。例えば、中小LOCA発生時にECCSの高圧注入機能が喪

失する事象においては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による2次系冷却によって、原子炉を減圧させ、その後低圧の余熱除去ポンプにより炉心へ注水を行うことができる。また、大LOCA発生時にECCSの再循環機能が喪失する事象、すなわち、大LOCA時の対応操作として、通常、燃料取替用水タンクを水源とするECCSによる炉心への注水後に、長期の炉心冷却のために格納容器再循環サンプを水源とするECCS再循環運転への切替えを行うが、これに失敗する事象を想定した場合においても、格納容器スプレイポンプと低圧の余熱除去系ポンプの系統を接続する配管を設けており、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心冷却等が可能である。

ちなみに、福島第一事故後に強化した炉心の冷却機能は、必ずしも従来の安全確保対策に新しい設備を追加するというものではなく、従来からある設備の機能も有効活用し、手順を整備・確立することにより、炉心の冷却機能を確保することができるのである。

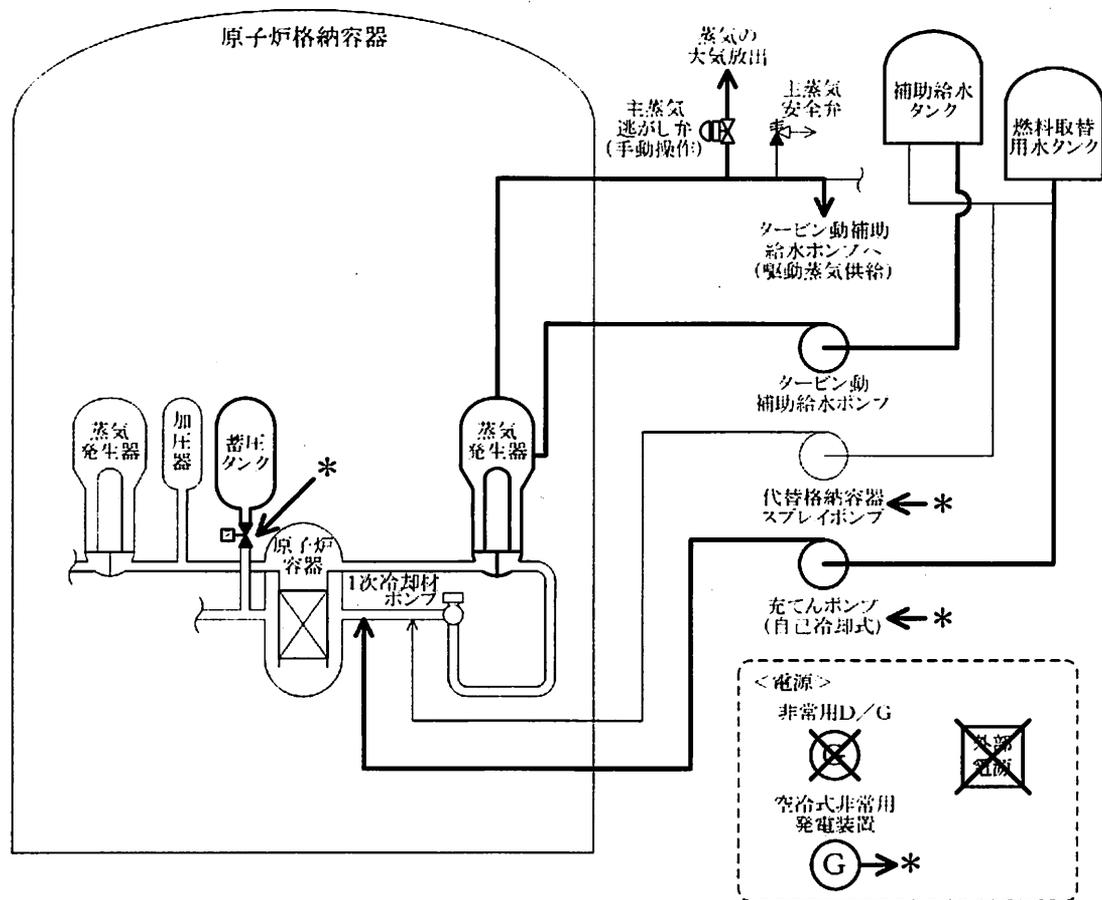


図 4 2 全交流動力電源喪失事象が発生した場合の炉心損傷防止対策の概要

2 放射性物質の閉じ込め

被告は、炉心損傷防止対策が奏功せず、炉心の著しい損傷が生じるに至ったと仮定した場合であって、原子炉格納容器が破損に至る可能性がある現象を引き起こすと想定される事象を抽出し、そのような事象が発生したとしても原子炉格納容器の破損を防止することができる対策を講じるとともに、その対策の有効性を確認している。以下では、一例として原子炉格納容器内の雰囲気（原子炉格納容器内の空間を占める空気、水蒸気等が混合したもの）の圧力の過剰な上昇による原子炉格納容器破損（原子炉格納容器過圧破損）防止対策の概略を説明する。

(1) 原子炉格納容器過圧破損に至る可能性のある事象の特徴

原子炉格納容器過圧破損に至る可能性のある事象としては、原子炉の出力運転中に、LOCA、全交流動力電源喪失等の発生時に、ECCS及び原子炉格納容器スプレイ設備等の安全上重要な設備の安全機能が喪失する事象が想定される。その結果、炉心が著しく損傷し、原子炉格納容器内へ流出した高温の一次冷却材、熔融炉心の熱で発生した水蒸気等により、何らの対策を講じなければ、原子炉格納容器圧力が過剰に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、原子炉格納容器過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器の雰囲気冷却及び除熱することにより、圧力の上昇を抑制する必要がある。

(2) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

上記のケースにおいても、原子炉格納容器過圧破損に至らないようにするため、被告は、格納容器スプレイポンプが作動しない場合でも原子炉格納容器内へ注水できるよう代替格納容器スプレイポンプを設置するとともに、通常時において原子炉格納容器内の機器及び配管類からの放熱を除去するために設けた格納容器再循環装置（乙C3の8-12-6頁参照）のうちの格納容器再循環ユニットを用いて原子炉格納容器雰囲気を除熱し、減圧する手段を確保している。ちなみに、格納容器再循環ユニットは、冷却水と原子炉格納容器内の空気の熱交換を行う装置であるが、除熱された空気が下部へ移動することで原子炉格納容器内に自然対流が発生するため、ファンが作動しなくても、つまり電力の供給がなくても、連続した除熱が可能である。そして、冷却に用いる原子炉補機冷却水が全交流動力電源喪失などにより使用できない場合を考慮し、デ

ディーゼル駆動式の中型ポンプ車により、格納容器再循環ユニットに冷却水として海水を供給することを可能としている。

これらの対策により、炉心の著しい損傷に至った場合にも、原子炉格納容器の破損は防止できる。すなわち、ECCSや原子炉格納容器スプレイポンプが機能せず、炉心の著しい損傷に至った場合には、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器への注水を行う。注水した冷却水は原子炉格納容器下部へ流入して溜まり、原子炉容器を貫通し原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。熔融炉心の熱を奪った冷却水は水蒸気となり原子炉格納容器の圧力を上昇させる。この水蒸気は、格納容器再循環ユニットにおいて冷却水と熱交換を行い、冷却水が吸収した熱は原子炉格納容器外へ放出される。こうして原子炉格納容器内の水蒸気が冷却され、凝縮することで原子炉格納容器内の圧力は減少する（凝縮した水は、再び原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心を冷却する。）。そしてこの循環は、格納容器内の雰囲気気は自然対流することで継続的に行うことができるため、長期的に格納容器過圧破損を防止することが可能である。（ちなみに、全交流動力電源喪失時には、代替電源設備の起動を行い、この電力により代替格納容器スプレイポンプを作動させるが、万が一、代替電源が確保できなかった場合でも、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により、海水を格納容器内にスプレイすることも可能である。）

被告は、これらの対策について、厳しい結果となるよう全交流動力電源喪失（とこれに伴う原子炉補機冷却機能の喪失）をも考慮して有効性評価を行い、解析の結果、原子炉格納容器内の圧力は最高で0.335 MPa [g a g e]（有効性を確認するための評価項目として設定した事

項は「0.566MPa [g a g e] を下回ること)にとどまるなど、本件発電所における「原子炉格納容器過圧破損」の防止対策が有効であることを確認している。

なお、上記対策によっても、万が一、原子炉格納容器の破損に至った場合には、大型放水砲及び大型ポンプ車により原子炉格納容器に放水を行うなど、発電所敷地外への放射性物質の拡散を抑制するよう手順の整備、体制の整備等を行っている。

(3) 原子炉格納容器過圧破損以外の原子炉格納容器が破損に至る可能性がある現象に対する原子炉格納容器による放射性物質の閉じ込め

原子炉格納容器過圧破損以外で、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある現象としては、原子炉格納容器内の温度が過剰に上昇する現象、炉心の損傷等により発生した水素が激しく燃焼する現象、熔融炉心によって原子炉格納容器床のコンクリートが浸食される現象などが考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止する機能を強化したことによって、上記の現象を引き起こす事象においても原子炉格納容器の破損に至ることはなく、放射性物質を閉じ込めることが可能である。例えば、原子炉格納容器内の温度が過剰に上昇する事象については、原子炉格納容器過圧破損の防止と同様に、熔融炉心への注水を行うとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の雰囲気を除熱する対策を講じることとしている。また、炉心の損傷等により発生した水素が激しく燃焼する事象については、そもそもPWRの原子炉格納容器の自由体積（原子炉格納容器内に設置された設備等の体積を除く自由空間の体積）は非常に大きいため、原子炉格納容器の健全性を脅かすような水素爆轟（衝撃波を伴いながら水素が激しく燃焼する現象）に至るほど水素濃度が上

昇しないという特徴を有しているが、*静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、さらに、*電気式水素燃焼装置（イグナイタ）を設置して水素濃度の低減を図っており、水素燃焼により、原子炉格納容器の破損に至ることはない。

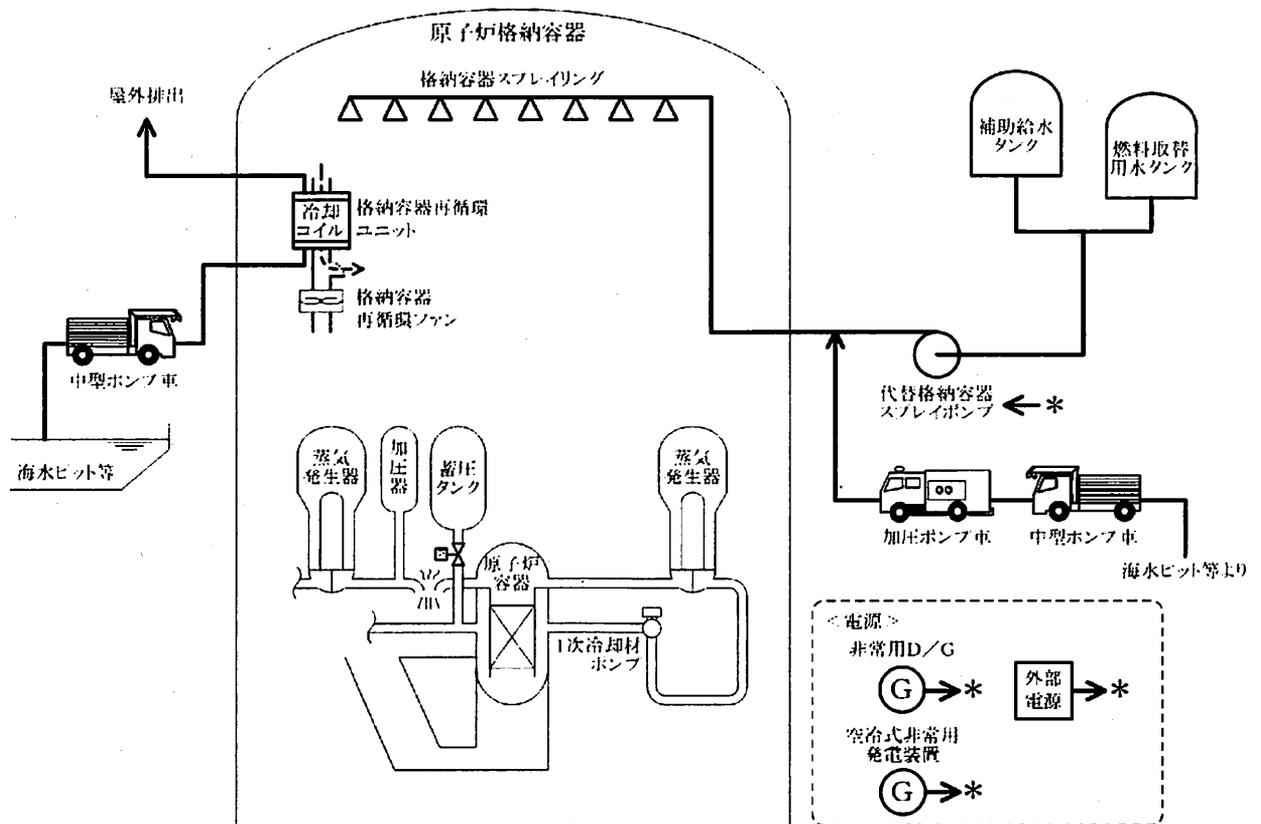


図 4 3 原子炉格納容器の過圧破損を防止する対策の概要

第 6 原子力防災

被告は、ここまで述べてきたとおり、本件発電所において放射性物質のもつ危険性を顕在化させないために十分な対策を講じている。

これに加え、被告は、平成 2 4 年 5 月 7 日付答弁書第 4 の 4 (5) (3 8 頁以下) で述べたとおり、従来から、万が一、放射性物質のもつ危険性が

顕在化した場合に備えた原子力防災の措置をも講じてきた。具体的には、原子力災害対策特別措置法に基づき伊方発電所原子力事業者防災業務計画を策定して原子力災害の発生及び拡大を防止し、原子力災害の復旧を図るために必要な事項を定めるとともに、関係機関（国、地方公共団体等）への通報及び関係機関との情報共有を確実にを行うために必要な体制の整備、放射線測定設備の設置等を行ってきた。

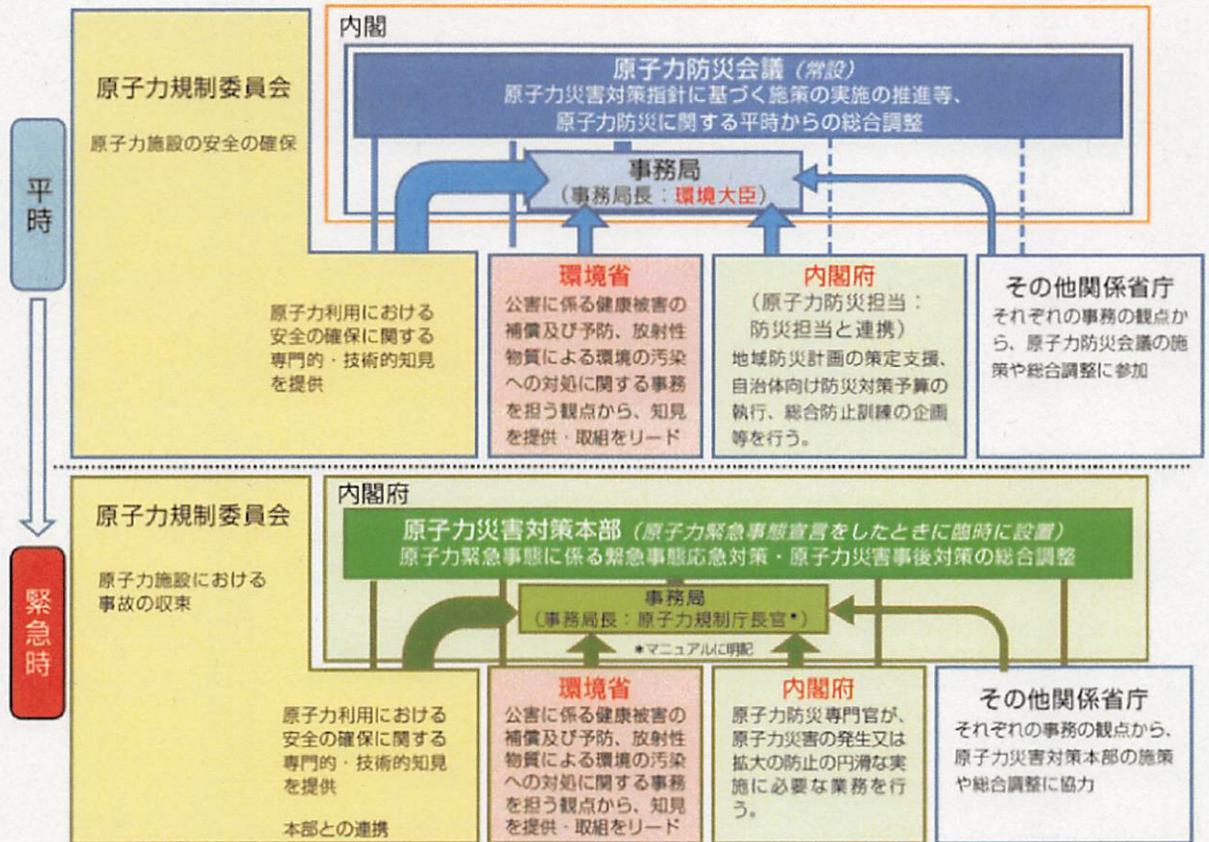
福島第一事故以降、国において、同事故の経験と教訓を踏まえた新たな原子力防災対策を構築するため、平成24年9月19日の原子力規制委員会の設置に合わせ、原子力基本法、原子力災害対策特別措置法等の関連法令が改正され、新たな原子力防災対策の枠組みが構築された（図44）。

まず、原子力防災対策に係る施策を国が一体となって推進するため、内閣に「原子力防災会議」（議長：内閣総理大臣）が新設された。同会議においては、平時から緊急時に備え、原子力防災に関する関係省庁間の総合調整が行われることとなっており、原子力規制委員会委員長は副議長に位置づけられている。

次に、大量の放射性物質の放出等、原子力緊急事態が発生した場合に設置される「原子力災害対策本部」（本部長：内閣総理大臣）については、全ての国務大臣が本部員とされるなど本部の体制が強化されるとともに、原子力規制委員会委員長が副本部長に位置づけられ、原子力施設の安全に係る技術的・専門的事項の判断については、原子力規制委員会が一義的に担当することとされるなど権限の明確化が図られている。

このような国の体制整備に伴い、平成24年9月6日、防災に関する国の方針を取りまとめた「防災基本計画」が改正されるとともに、平成24年10月31日、原子力規制委員会により、原子力災害対策に係る専門的・

技術的事項を取りまとめた「原子力災害対策指針」が策定され、原子力事業者、国、地方公共団体等による原子力災害対策の円滑な実施のための措置が定められた。



(資源エネルギー庁のウェブサイトから抜粋)

図 4 4 国の原子力防災体制

このような中で、被告としても、原子力防災に係る法令改正の状況や被告自身の防災体制の見直しを踏まえ、原子力防災に対する備えをより一層強化する観点から、伊方発電所原子力事業者防災業務計画の修正を行った。

まず、原子力災害対策特別措置法の改正を踏まえて、被告は、より実効性のある原子力防災訓練を実施するため、事前に訓練計画を定め、訓練実

施後には評価・改善を行い、訓練の強化結果を国に報告するとともに要旨を公表することとした。また、緊急時に必要な情報提供を実施するため、原子力災害発生時の通報先として、緊急時防護措置を準備する区域（伊方発電所から概ね半径30kmの区域）に該当する自治体を追加した。

さらに、被告自身の防災体制の見直しを反映して、災害対策本部（松山）の災害対策本部長を原子力本部副本部長から原子力本部長に変更して体制を強化するとともに、従来の準備段階から「非常体制」を発令することとした。早い段階から「非常体制」をとり、オフサイトセンターへの人員派遣等を実施することで、関係機関との情報交換、連絡調整等を早期に行い、原子力災害発生時の防災体制を迅速に確立することが可能となっている。

これらを踏まえた本件発電所における原子力防災対策の概要は図45のとおりである。

以上のとおり、被告は、従来から原子力防災への措置を講じていることに加え、福島第一事故後になされた法令改正の状況や、国の原子力防災体制の再構築等を踏まえて、原子力防災への備えをより一層強化している。

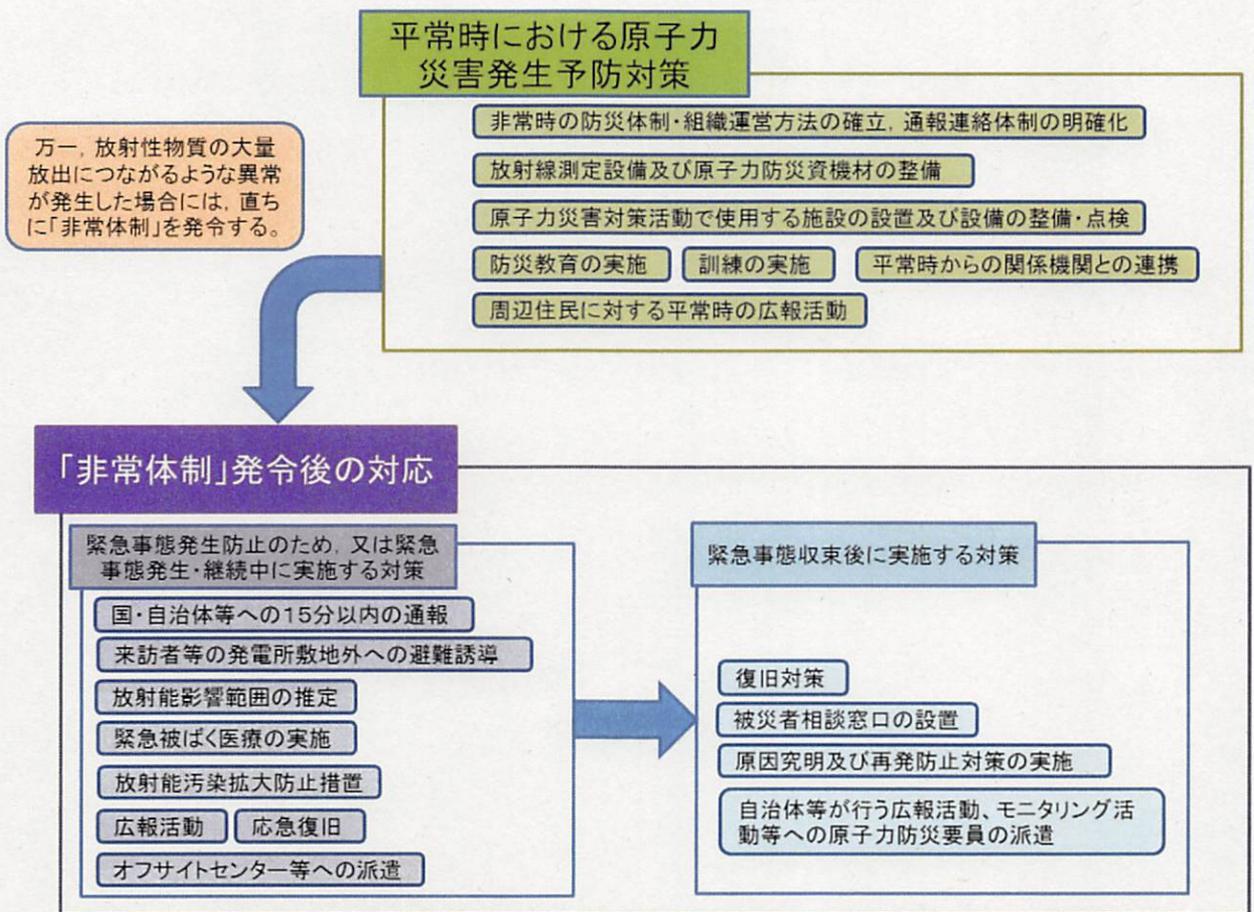


図 4 5 本件発電所における原子力防災対策の概要

第 7 結語

以上述べたとおり、被告は、本件発電所の安全性を確保しており、原告らの主張には理由がない。