

目 次

申立の趣旨に対する答弁	7
債 務 者 の 主 張	7
第 1 章 総論	7
第 1 はじめに	7
第 2 差止請求仮処分における主張立証責任について	7
1 主張立証（疎明）責任について	7
2 伊方最高裁判決について	8
第 2 章 本件原子力発電所の概要	10
第 1 原子力発電所の仕組み	10
1 原子力発電の仕組み	10
(1) 原子力発電と火力発電	10
(2) 核分裂の原理	10
(3) 核分裂のコントロール	12
2 原子炉の種類	12
第 2 加圧水型原子力発電所の構成	14
1 1次冷却設備	14
(1) 原子炉	15
(2) 加圧器	20
(3) 蒸気発生器	20
(4) 1次冷却材ポンプ	21
(5) 1次冷却材管	21
2 2次冷却設備	21
(1) 蒸気系統	22
(2) タービン	22
(3) 復水器	22

(4)	主給水ポンプ	22
(5)	主蒸気管	22
(6)	補助給水設備	23
3	電気設備	23
(1)	発電機	23
(2)	変圧器	24
(3)	非常用ディーゼル発電機	24
(4)	計測制御用電源設備	24
4	工学的安全施設	26
(1)	非常用炉心冷却設備	26
(2)	原子炉格納施設	26
(3)	原子炉格納容器スプレイ設備	27
(4)	アニュラス空気浄化設備	27
第3章	本件原子力発電所の重要性	29
第1	エネルギーの安定供給性（エネルギーセキュリティ）	29
第2	環境保全の要請（地球温暖化対策）	29
第3	経済効率性	30
第4	本件原子力発電所における発電電力量の実績等	30
第5	小括	33
第4章	本件原子力発電所の安全性	34
第1	福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全確保対策の強化	34
第2	自然的立地条件に対する安全性	36
1	地震	36
(1)	はじめに	36
(2)	基準地震動 S_s の策定	38
(3)	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	40
(4)	震源を特定せず策定する地震動	103

(5) 小括	114
(6) 基準地震動 S_s の年超過確率	120
(7) 設備等の地震に対する安全性	122
2 津波	124
(1) はじめに	124
(2) 基準津波の策定	124
(3) 設備等の津波に対する安全性	126
3 その他（火山，竜巻）	126
(1) 火山	126
(2) 竜巻	134
4 小括	137
第3 事故防止に係る安全確保対策	137
1 はじめに	137
2 異常発生防止対策	138
(1) 原子炉の固有の安全性（自己制御性）	139
(2) 余裕のある設計	139
(3) 誤動作や誤操作による影響を防止するための設計	139
3 異常拡大防止対策	140
(1) 異常を早期に検知する	140
(2) 原子炉を「止める」	141
4 放射性物質異常放出防止対策	145
(1) 1次冷却材喪失（LOCA）時の炉心冷却（原子炉を「冷やす」）	146
(2) 放射性物質を「閉じ込める」	150
5 小括	153
第4 福島第一原子力発電所事故を踏まえたさらなる安全確保対策	153
1 炉心の著しい損傷を防止する対策	154
2 原子炉格納容器の破損を防止する対策	155

3	全交流電源喪失時の電源確保対策	157
4	使用済燃料ピットの安全確保対策	158
5	緊急時対策所の設置	160
6	事故等発生時における対策要員の確保及び事故等の発生を想定した訓練の実施	162
第5	原子力防災対策.....	163
1	原子力災害対策特別措置法に基づく原子力防災	163
2	原子力災害対策指針における防護措置の考え方	166
3	玄海地域における緊急時対応	170
第6	まとめ.....	171
第5章	本件原子力発電所の安全確保対策に対する国による確認.....	172
第1	原子力発電所に係る規制の概要	172
1	原子炉等規制法による規制の概要	172
2	新規制基準による規制の概要	173
第2	本件原子力発電所の安全確保対策に係る国の確認.....	174
第6章	まとめ.....	175

申立の趣旨に対する答弁

- 1 本件仮処分命令申立てを却下する。
- 2 訴訟費用は債権者らの負担とする。

との裁判を求める。

債務者の主張

第1章 総論

第1 はじめに

債権者らは、本件仮処分申立書において、玄海原子力発電所3号機及び4号機（以下それぞれ「玄海3号機」及び「玄海4号機」といい、総称して「本件原子力発電所」という。）について、基準地震動を超える地震が発生する可能性があること、シビアアクシデント対策に不備が存在すること、実効的な防災計画が存在しないことなどから、本件原子力発電所の運転により債権者らの人格権が侵害される具体的危険性がある旨主張する。

しかしながら、本件仮処分申立ては、債権者らの人格権の侵害ないしそのおそれを理由として、債務者の財産権を阻害しようとするものであるから、「人格権を侵害される具体的危険性が切迫していること」が要求されるにもかかわらず、本件仮処分申立書において、債権者らは、その危険性について極めて抽象的に述べるのみであり、人格権侵害に至る機序すら主張されていないので、申立てそのものが失当である。

なお、債務者は、債権者らの主張に対する積極否認として、第2章以降において本件原子力発電所の安全性を主張する。

第2 差止請求仮処分における主張立証責任について

1 主張立証（疎明）責任について

債権者らは、人格権に基づく妨害予防請求権を根拠として、本件原子力

発電所の運転差止めを求めているところ、人格権は、直接これを定めた明文の規定はなく、その要件や効果が自明のものでないため、人格権に基づく差止請求についての法的解釈は厳格になされなければならない。

そして、人格権に基づく差止請求の仮処分は、相手方が本来行使できる権利や自由を直接制約しようとするものであるから、差止めを求める債権者において、「人格権を侵害される具体的危険性が切迫していること」を主張立証しなければならない。

具体的には、本件において、債権者らは、「本件原子力発電所の運転により人格権を侵害される具体的危険性が切迫していること」、すなわち、①具体的な危害原因（地震・津波等の自然現象など）が切迫して発生する蓋然性、②かかる危害原因により本件原子力発電所の重要な機能が喪失することとなる具体的な機序及び蓋然性、③かかる機能喪失に対して講じられている各種安全対策が奏功しないこととなる具体的な機序及び蓋然性、及び、④これによって本件原子力発電所から放射性物質が環境に大量に放出されることとなる具体的な機序及び蓋然性について、主張立証（疎明）しなければならない。

しかしながら、債権者らは、本件仮処分申立書において、基準地震動を超える地震が発生する可能性があること等について、抽象的に問題点を提示するにとどまり、具体的危険性の内容、その根拠や切迫性に関する主張はなされておらず、また、人格権侵害に至るまでの具体的な機序及びその根拠についても主張されていないのであって、失当である。

2 伊方最高裁判決について

最高裁判所平成4年10月29日第一小法廷判決（以下「伊方最高裁判決」という。）は、行政訴訟である原子炉設置許可処分取消訴訟における主張立証責任に関して、「被告行政庁がした判断に不合理な点があることの主張、立証責任は、本来、原告が負うべきものと解される」としながらも、「当該原子炉施設の安全審査に関する資料をすべて被告行政庁の側が保持していること」などから、「被告行政庁の側において、被告行政庁の判断に不合理

な点のないことを相当の根拠、資料に基づき主張、立証する必要がある」と判断した。伊方最高裁判決の考え方は、その後の多くの運転差止訴訟（仮処分）の裁判例でも準用されている。

しかしながら、伊方最高裁判決は、あくまでも行政訴訟における判断である。原子炉設置許可処分が、周辺住民に被害が及ぶ災害発生の原因となり得る施設の設置を可能にする侵害処分であることからすれば、行政庁において適法要件に合致することについての主張立証責任を負うのは当然であるとも考えられる（司法研修所編「改訂行政事件訴訟の一般的問題に関する実務的研究」181頁参照）。これに対して、本件のような運転差止仮処分は、債権者らが妨害予防請求権を理由に本件原子力発電所の運転を差し止めて、債務者の財産権を侵害しようとするものであり、行政庁が侵害の主体である伊方最高裁判決の考え方は該当しない。

また、伊方最高裁判決の判示について、主張立証責任と「資料の所在」とは本来的に無関係であり、「資料の所在」を理由に（主観的）主張立証責任を転換する伊方最高裁判決の考え方は合理性に疑問がある。

さらに、「資料の所在」に関しても、伊方最高裁判決当時と現在では大きく事情が異なっている。すなわち、債務者は、本件原子力発電所について、新規基準を踏まえた原子炉設置変更許可申請を行い、原子力規制委員会においては本件原子力発電所の安全管理に関する事項について広範かつ詳細な審査が行われたところ、当該審査に係る会合については、同委員会のウェブサイトにおいて、議事録とともに原則として全ての配布資料が常時公開されており、債権者らにおいても同委員会のウェブサイトからいつでも容易に本件原子力発電所の安全管理に関する情報を入手可能であり、現にかかる情報を踏まえた主張を行っている。本件において、伊方最高裁判決が示すような主張立証を債務者側に求めるべき事情はない。

以上のとおり、運転差止仮処分である本件について、伊方最高裁判決の考え方を準用することはできず、上記1で述べたとおり、債権者らにおいて、「本件原子力発電所の運転により人格権を侵害される具体的危険性が切迫していること」を主張立証（疎明）すべきである。

第2章 本件原子力発電所の概要

第1 原子力発電所の仕組み

1 原子力発電の仕組み

(1) 原子力発電と火力発電

原子力発電所は、原子炉でウラン²³⁵等を核分裂させ、その際に生じるエネルギーを蒸気の形で取り出し、蒸気でタービンを回し、タービンにより駆動される発電機で発電を行っている。この仕組みは、原理的には、火力発電におけるボイラを原子炉に置き換えたものである(図1)。

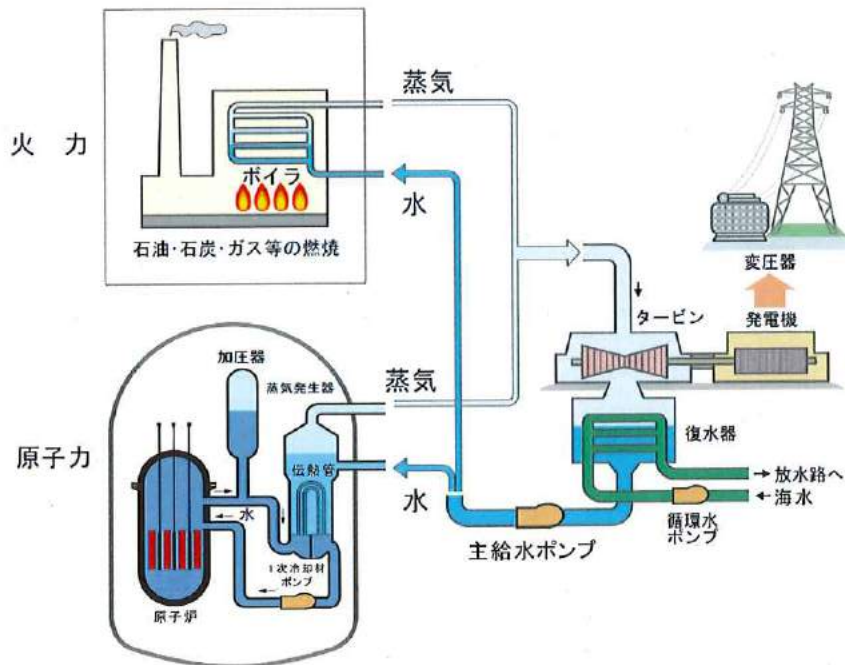


図1 火力発電と原子力発電の比較

(2) 核分裂の原理

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

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

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

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

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

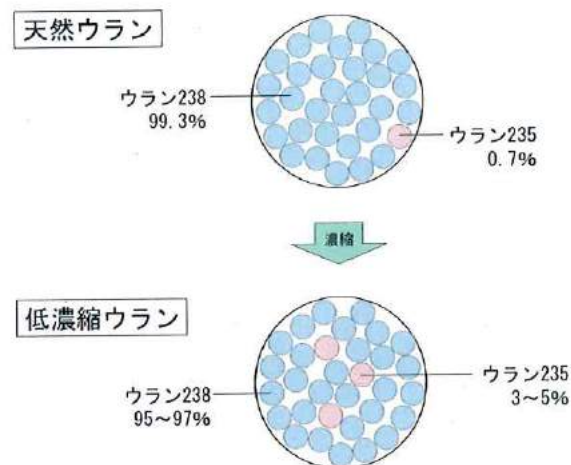


図2 天然ウランと低濃縮ウラン

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

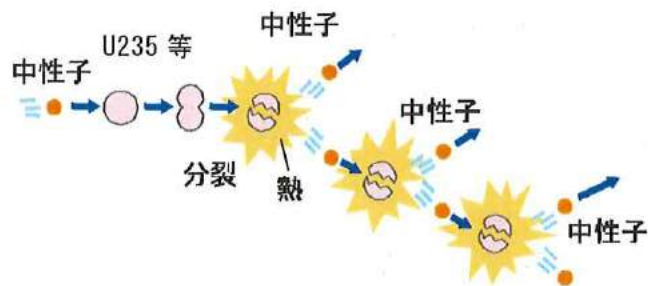


図3 臨界状態

(3) 核分裂のコントロール

ウラン 235 等の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は、中性子の速度が遅い場合に大きくなる（速度が遅い中性子を「熱中性子」と呼ぶ）。このため、核分裂を継続させるには、高速中性子の速度（約 2 万 km/秒）を熱中性子の速度（約 2.2 km/秒）まで減速させる必要があり、原子炉では「減速材」が用いられている。

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

2 原子炉の種類

原子炉には、減速材及び冷却材の組み合わせによっていくつかの種類があり、そのうち減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして軽水³を用いるものを「軽水型原子炉」という。

軽水型原子炉を用いた原子力発電所は、大きく分けて2種類あり、一つは、原子炉の中で冷却材を沸騰させ、そこで発生した蒸気を直接タービンに送る沸騰水型原子炉（BWR⁴）を使用する原子力発電所（以下「沸騰水型原子力発電所」という。）である（図4）。東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所は、沸騰水型原子力発電所である。

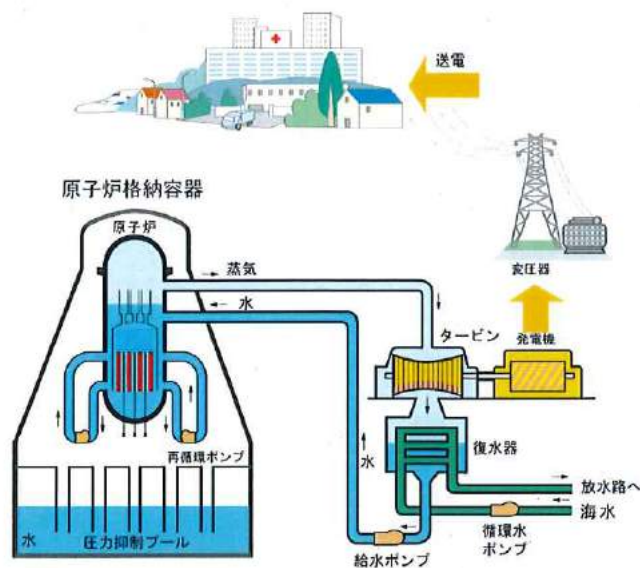


図4 沸騰水型原子力発電所の仕組み

もう一つは、高圧の1次冷却材を原子炉で高温水とし（1次冷却材が沸騰しないよう加圧している。）、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器で高温水の持つ熱エネルギーを、2次冷却設備を流れている2次冷却材（放射性物質を含んでいない。）に伝えてこれを蒸気に変え、この蒸気をタービンに送る加圧水型原子炉（PWR⁵）を使用する原子力発電所（以下「加圧水型原子力発電所」という。）である。本件原子力発電所は、加圧水型原子力発電所である（図5）。

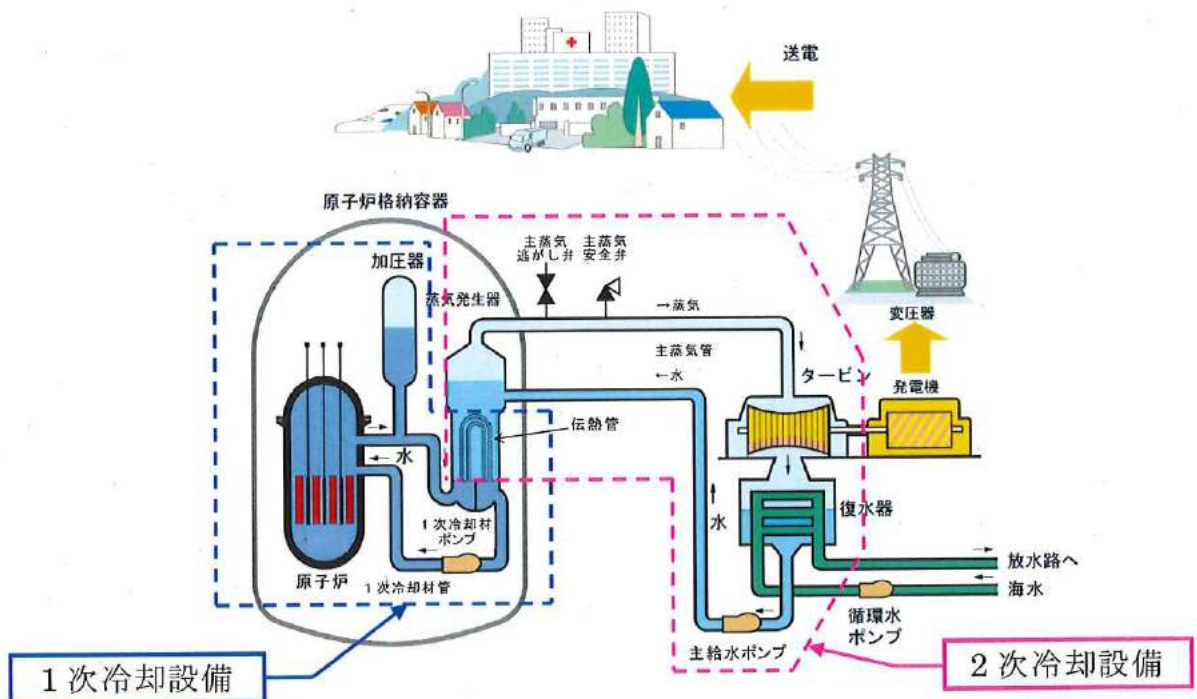


図5 加圧水型原子力発電所の仕組み

第2 加圧水型原子力発電所の構成

加圧水型原子力発電所は、燃料から熱エネルギーを取り出すための原子炉を中心として熱エネルギーを2次冷却材に伝達するための「1次冷却設備」、蒸気によってタービンを回転させるための「2次冷却設備」、発電し電気を供給するための「電気設備」及び事故等時の安全性を確保するための「工学的安全施設」等から構成されている。以下に各設備の概要を述べる。

1 1次冷却設備

1次冷却設備は、「原子炉」、「加圧器」、「蒸気発生器」、「1次冷却材ポンプ」及び「1次冷却材管」から構成されており、これらの設備は1次冷却材管で接続され循環回路を形成している。この1次冷却設備は、原子炉内で生じた熱エネルギーで1次冷却材を高温水とした上で、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器内において熱エネルギーを伝達し2次冷却材を蒸気にする機能を果たしており、蒸気発生器内で熱エネルギーを伝達し温度が下がった1次冷却材は、再び原子炉に戻される(図6)。

本件原子力発電所は、各号機に4組の循環回路（4ループ）を設置している。

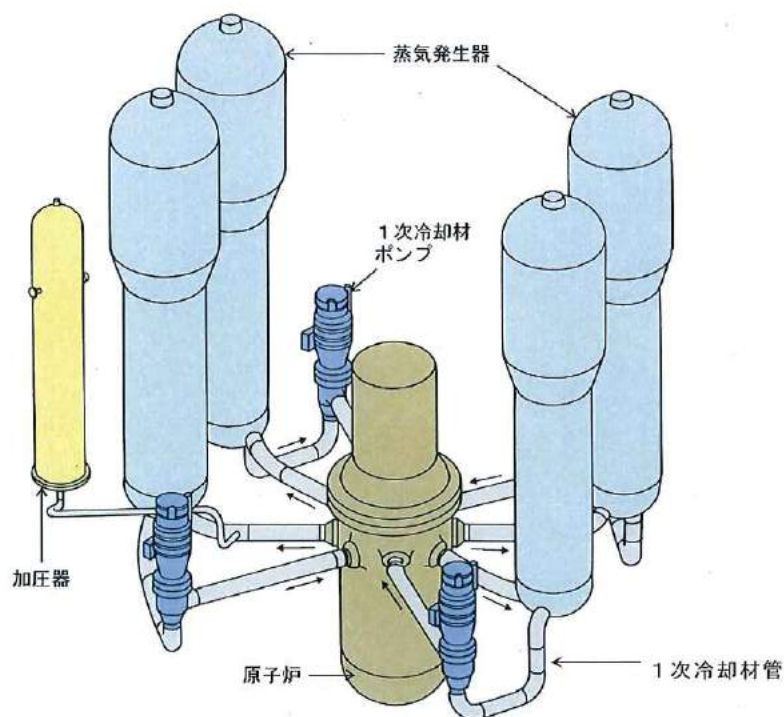


図6 1次冷却設備の概要図

(1) 原子炉

原子炉は、核分裂連鎖反応を安定的に制御しながら持続させ、それにより発生する熱エネルギーを安全かつ有効に取り出す設備である。原子炉は、核分裂を起こして熱エネルギーを発生させる「燃料集合体」、原子炉内の中性子の数を調整し、核分裂を制御する「制御棒」及び「制御材」、核分裂で発生する熱エネルギーを外部に取り出し、かつ核分裂によって発生する高速中性子を核分裂を起こしやすい熱中性子の速度まで減速させるための「1次冷却材」並びにこれらの設備を収める「原子炉容器」から構成されている（図7）。

本件原子力発電所は、各号機に一つの原子炉を設置している。

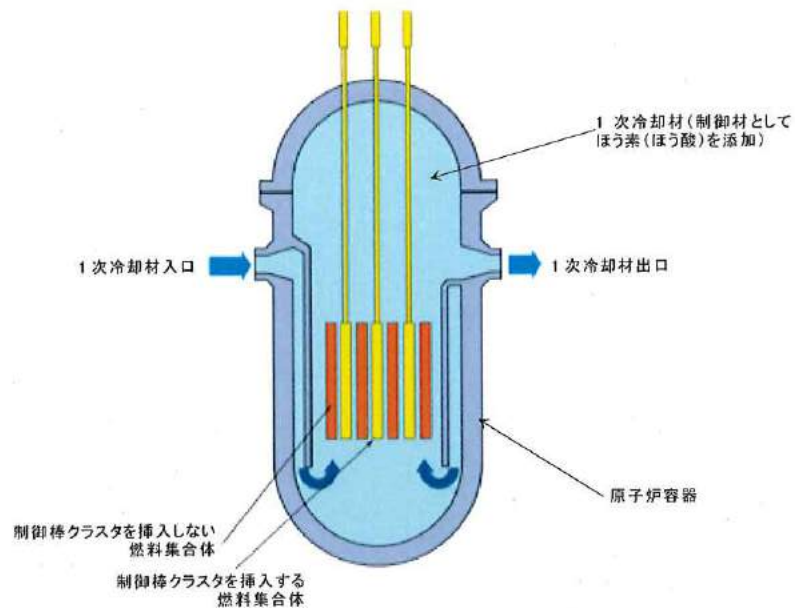


図7 加圧水型原子炉の概要図

ア 原子炉容器

原子炉容器は、上部と底部が半球形となっている円筒型の容器（本件原子力発電所の場合、高さ約12.9m、内径約4.4m、胴部の厚さ約20cm）で、低合金鋼⁶を材料とし、平常運転時の圧力・温度はもちろん、原子炉内の圧力・温度の異常上昇時にも、また、地震の際に生じる荷重にも十分耐えられる強固な構造となっている。

原子炉容器の1次冷却材入口と出口は燃料集合体上端よりも上方にあり、仮に1次冷却材出入口から1次冷却材が流出しても炉心⁷が1次冷却材に漬かった状態にでき、冷却が維持される構造である。

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

イ 燃料集合体

燃料集合体は、「ペレット⁸」を「燃料被覆管⁹」の中に詰めた燃料棒¹⁰を束ねたものである（図8）。

ペレットは、ウランやプルトニウムの酸化物を焼き固めたものであり、直径約 8mm、高さ約 10mm の小さな円柱形である。このペレットを、長さ約 4m のジルコニウム合金¹¹製の燃料被覆管の中に約 300 個入れ、両端に端栓を溶接し密封したものが燃料棒である。

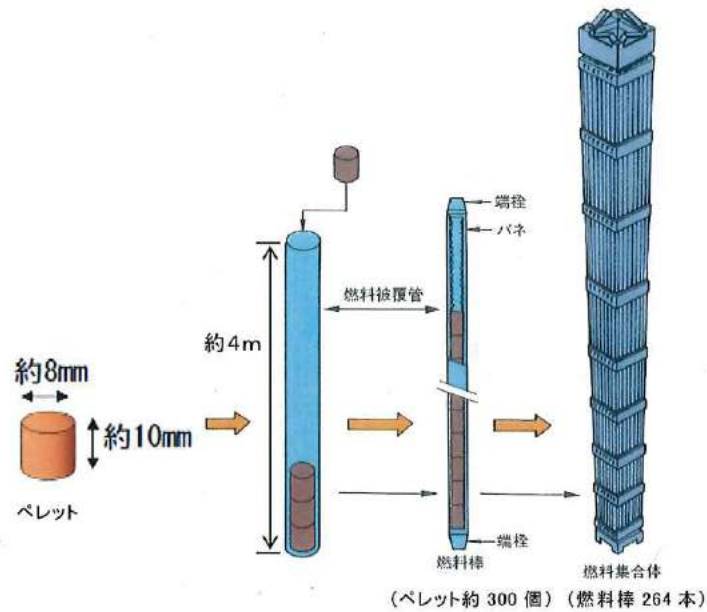


図 8 燃料集合体の概要図

本件原子力発電所は、燃料棒を 264 本束ねた燃料集合体を 193 体、各号機の炉心に装荷している（図 9）。

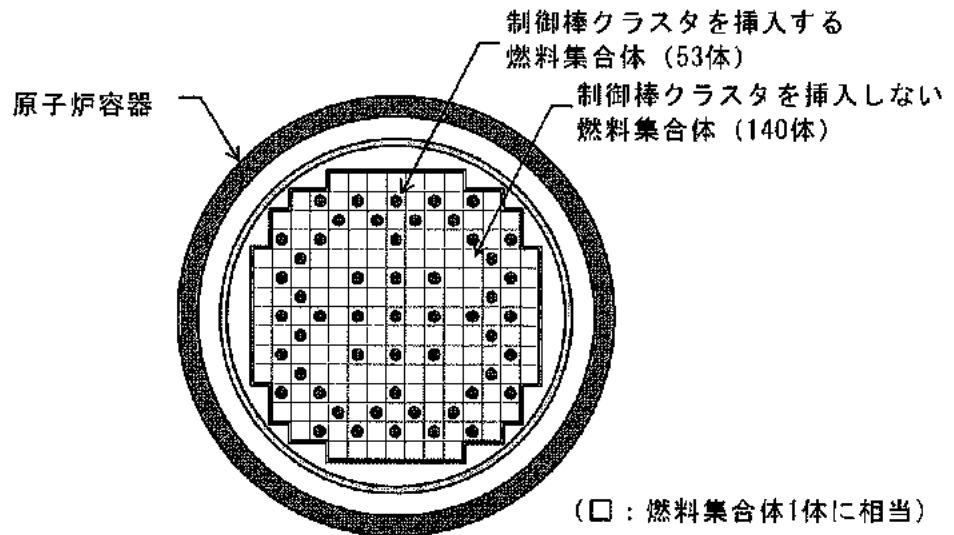


図9 燃料集合体の配置図 (断面図)

ウ 制御棒

制御棒は中性子を吸収する能力を持っており、制御棒を原子炉内の燃料集合体に出し入れすることにより中性子の数を調整し、核分裂の数を調整することで、原子炉の出力を制御する設備である。制御棒には、銀・インジウム・カドミウム合金を用いており、燃料棒とほぼ同じ長さ・径のステンレス鋼で被覆されている。

本件原子力発電所は、24本の制御棒を束ねた「制御棒クラスタ」を原子炉内の特定の位置にある53体の燃料集合体に電動の駆動装置により上部から挿入あるいは引抜きできるように設置しており、制御棒の下端は常に燃料集合体の中に入っている状態となっている(図9、図10)。制御棒クラスタは、平常運転時には、ほぼ全部が引き抜かれた状態であるが、事故等時には制御棒クラスタが自重により、自動的に急速挿入されることにより、速やかに原子炉を停止できる。

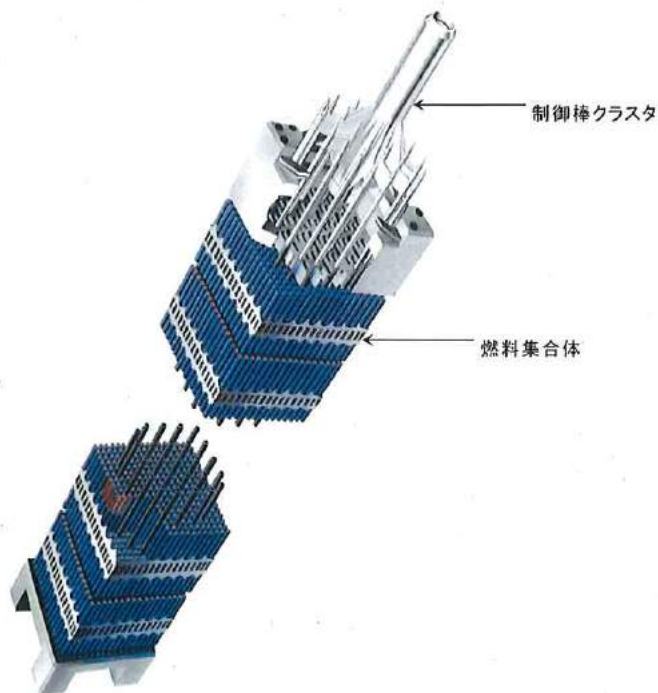


図10 制御棒クラスターを挿入する燃料集合体

エ 1次冷却材

1次冷却材は原子炉容器の内部を満たし、核分裂により生じた熱エネルギーを吸収して高温となり、蒸気発生器に導かれた熱エネルギーを2次冷却材に伝達する役割を果たしている。

本件原子力発電所は、前述のとおり、1次冷却材として、中性子を減速させる能力が高い軽水を使用しており、1次冷却材は熱エネルギーの伝達とともに、中性子を減速させる役割も果たしている。

オ 制御材

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

制御材であるほう素の1次冷却材中濃度は、化学体積制御設備¹²で調整している。

具体的には、定期検査¹³の際には、通常、燃料集合体の約 1/3 を新しいものに取り替えることから、原子炉の運転を再開した初期においては、原子炉内のウラン 235 等の濃度が高く核分裂が多く発生しやすい状況にある。従って、この時期には、ウラン 235 等に吸収される中性子が過剰とならないよう核分裂を抑えるために 1 次冷却材中のほう素濃度を高めに行っている。原子炉の運転が継続されると、ウラン 235 等が消費されて、その濃度が徐々に低くなり、一定の核分裂の連鎖を維持しにくい状況となってくる。このため、時間の経過とともに、徐々にほう素濃度を下げ、原子炉の出力が一定となるよう制御している。

このように、加圧水型原子炉においては、比較的ゆっくりした反応度¹⁴変化に対する制御をほう素濃度の調整により行っている。

(2) 加圧器

加圧器は、原子炉で高温になった 1 次冷却材が沸騰しないよう、1 次冷却材を高い圧力で一定に制御するための機器である。加圧器による加圧は、その底部に設置した加圧器ヒータ（電熱式）で加圧器内部の水を加熱することによって行う。また、加圧器には、加圧器スプレイ並びに加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設けており、加圧器スプレイは、負荷変動に伴う圧力上昇に対して低温側配管から水を取り入れて加圧器内にスプレイすることによって加圧器内部の蒸気を凝縮させて圧力を下げる働きをする。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、加圧器スプレイの制御範囲を超える圧力上昇があった場合に作動し、1 次冷却材の圧力が過度に上昇することを防止する。加圧器は低合金鋼製で、内面はステンレス鋼を内張りしている。

本件原子力発電所は、各号機に 1 台の加圧器を設置している。

(3) 蒸気発生器

蒸気発生器は熱交換器であり、1 次冷却材と 2 次冷却材の境界を形成

している。蒸気発生器の内部にある逆U字型をした伝熱管内を流れている1次冷却材から、伝熱管の外側を流れている2次冷却材に熱が伝わり、2次冷却材が蒸気となり、タービンに導かれる。

蒸気発生器の材料としては、本体には低合金鋼を、伝熱管には特殊熱処理された690系ニッケル基合金を用いているが、この合金は、優れた耐食性を有している。また、伝熱管が逆U字型に曲がっている部分には、振動及び磨耗を防止するために、伝熱管と伝熱管の間に振止め金具を設置している。

本件原子力発電所の場合、各号機に4基ずつ蒸気発生器が設置されている。

(4) 1次冷却材ポンプ

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

本件原子力発電所の場合、各号機に4台ずつ1次冷却材ポンプが設置されている。

(5) 1次冷却材管

1次冷却材管は、原子炉で発生した熱を蒸気発生器に運ぶための1次冷却材が通る配管で、耐食性に優れるステンレス鋼を用いている。前述のとおり、原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプ相互を連絡し、循環ループを形成している。

2 2次冷却設備

2次冷却設備は、「蒸気系統」、「タービン」、「復水器」、「主給水ポンプ」、「主蒸気管」等から構成されており、蒸気発生器で蒸気となった2次冷却材をタービンに導き、タービンを回転させる。タービンを回転させた蒸気は、復水器において海水で冷却されて水となり、ポンプで再び2次冷却材

として蒸気発生器へ送られている（14頁，図5）。

なお，2次冷却材は，放射性物質を含む1次冷却材とは隔離されているため，放射性物質を含んでいない。

(1) 蒸気系統

蒸気発生器で発生した蒸気はタービンに至る。タービンの異常時には速やかに流入蒸気をしゃ断するため，必要な制御弁等を設けている。また，タービンが緊急停止した場合等には原子炉の発生熱が余剰となるため，これを除去するため主蒸気逃がし弁¹⁵等を設けている。

(2) タービン

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

(3) 復水器

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

(4) 主給水ポンプ

主給水ポンプは，所定の電気出力を生むために必要な蒸気を発生させるため，復水器で冷却・凝縮され蒸気から水に戻った2次冷却材を再び蒸気発生器に供給するための機器である。

(5) 主蒸気管

主蒸気管は，蒸気発生器出口からタービン入口まで蒸気を導く鋼製の配管である。

(6) 補助給水設備

原子炉が停止した後も、核分裂生成物の崩壊により発生する熱（崩壊熱）があるため、これらの崩壊熱を除去する冷却手段を確保する必要がある。通常は、主給水ポンプを用いた2次冷却材の循環により、蒸気発生器への2次冷却材の給水を継続して、原子炉の崩壊熱を1次冷却材から蒸気発生器を通じて2次冷却材へ伝えることなどで崩壊熱を除去する。主給水ポンプが使えない場合などに、蒸気発生器に給水して、原子炉の冷却を行う設備が補助給水設備である。補助給水設備については、本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策（149～150頁）において、設備構成及び具体的作動内容等を述べる。

3 電気設備

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

また、原子力発電所内の機器を運転するのに必要な電気（所内電力）は、通常時においては発電機から「所内変圧器」を通じて供給されるが、発電機の起動・停止時には、送電線（外部電源）から「主変圧器」・「所内変圧器」を通じて供給され、また、別系統の送電線（外部電源）から「予備変圧器」を通じて供給することもできる。さらに、発電機が停止し、かつ外部電源が喪失した場合に備え、発電所内に「非常用ディーゼル発電機」が設けられている（図11）。

原子炉等を監視・制御するために必要な機器に電気を供給する「計測制御用電源設備（計装用電源設備）」に対しては、前述の機器を運転するのに必要な電気と同じく、発電機、外部電源及び非常用ディーゼル発電機から供給されるが、これら全てが喪失した場合に備え、さらに「蓄電池」が設けられている（図11）。

(1) 発電機

発電機は、2次冷却設備のタービンに同軸で直結され、タービンが回転する機械的エネルギーをもとに電気を発生させる設備である。発生し

た電気は、変圧器を通じて送電線に送られるほか、原子力発電所内の機器に供給される。

(2) 変圧器

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

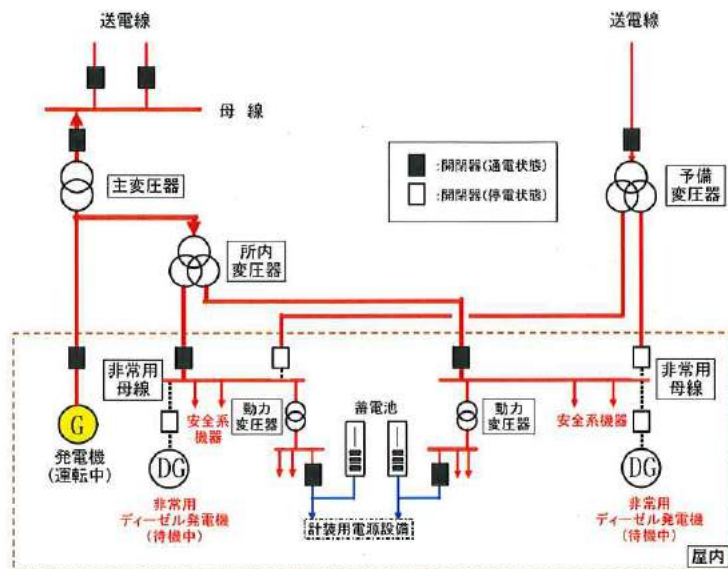
(3) 非常用ディーゼル発電機

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

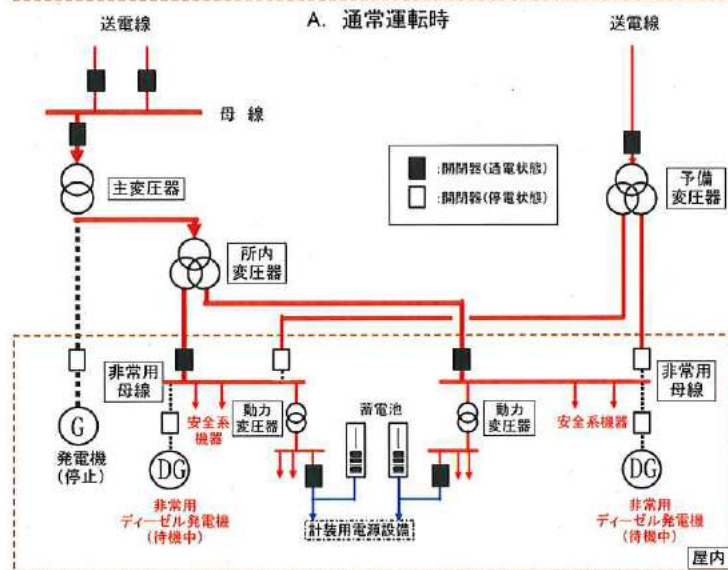
本件原子力発電所の場合、安全上重要な設備等へ十分な電力を供給できる容量（約 7,100kW）の非常用ディーゼル発電機が各号機に 2 台ずつ、それぞれ独立した区画内に設けられており、各々独立した非常用母線（電線路）に接続している。また、2 台ずつある非常用ディーゼル発電機はいずれも、常日頃からディーゼル機関内の循環温水による常時加熱や潤滑油の常温加温等を行っており、非常時には急速起動（約 12 秒で電源供給開始）できるよう備えている。

(4) 計測制御用電源設備

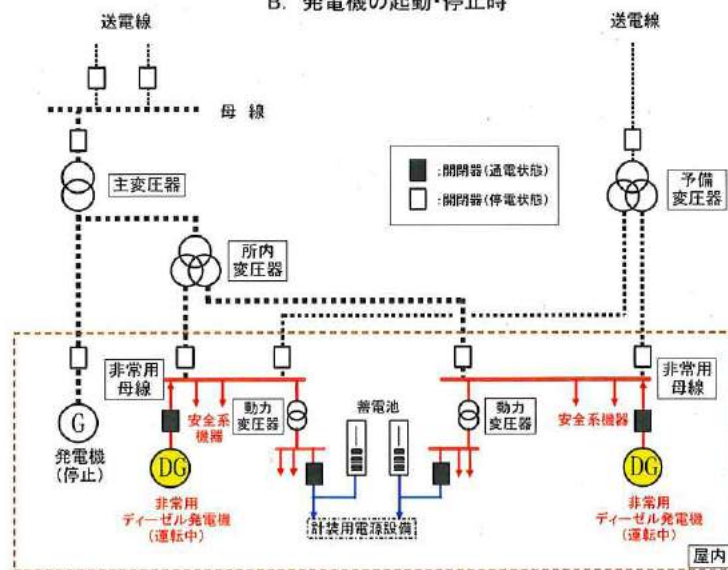
計測制御用電源設備は、原子炉等を監視・制御するために必要な機器に電気を供給するための設備である。外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの交流電源が全て喪失した場合にも、発電所内に設けられた蓄電池により計測制御用電源設備に対して電気を供給することができる。



A. 通常運転時



B. 発電機の起動・停止時



C. 発電機停止かつ外部電源喪失時

図 1 1 電気設備の概要 (玄海 3 号機の例)

4 工学的安全施設

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

このため、工学的安全施設については、互いに独立した2系統以上の機器で構成するなど、同時にその機能を喪失しない設計としている。この点については、本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策（150～153頁）において、具体的作動内容等とあわせ述べる。

(1) 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備（以下「ECCS¹⁶」という。）は、ほう酸水¹⁷を注入するポンプを有する「高圧注入系」及び「低圧注入系」、加圧されたほう酸水を貯えるタンクを有する「蓄圧注入系」で構成され、事故時に原子炉を冷却するとともに安全に停止するため、ほう酸水を1次冷却設備に注入する（図12）。

ア 高圧注入系及び低圧注入系

高圧注入系及び低圧注入系は、それぞれ「高圧注入ポンプ」及び「余熱除去ポンプ」で構成され、事故等時に「燃料取替用水タンク（ピット）¹⁸」に貯蔵するほう酸水を1次冷却設備（原子炉）に注入する。

イ 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、加圧されたほう酸水を貯える「蓄圧タンク」と1次冷却設備とを配管で接続した設備で、1次冷却設備の圧力が下がると自動的にほう酸水を注入する（外部電源等の駆動電源を必要としない）。

(2) 原子炉格納施設

原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びアニュラスで構成されている

(図12)。

原子炉格納容器は1次冷却設備を格納する容器であり、事故等時に圧力障壁となり、放射性物質を閉じ込めるため極めて高い気密性が確保されている。本件原子力発電所の場合、原子炉格納容器は鋼板及びコンクリート構造物一体型のプレストレストコンクリート¹⁹製原子炉格納容器を用いている。

また、アニュラスは、原子炉格納容器に設けられた配管などの貫通部等から漏えいした空気を、アニュラス空気浄化設備で処理するために設けられた密閉された空間である。

(3) 原子炉格納容器スプレイ設備

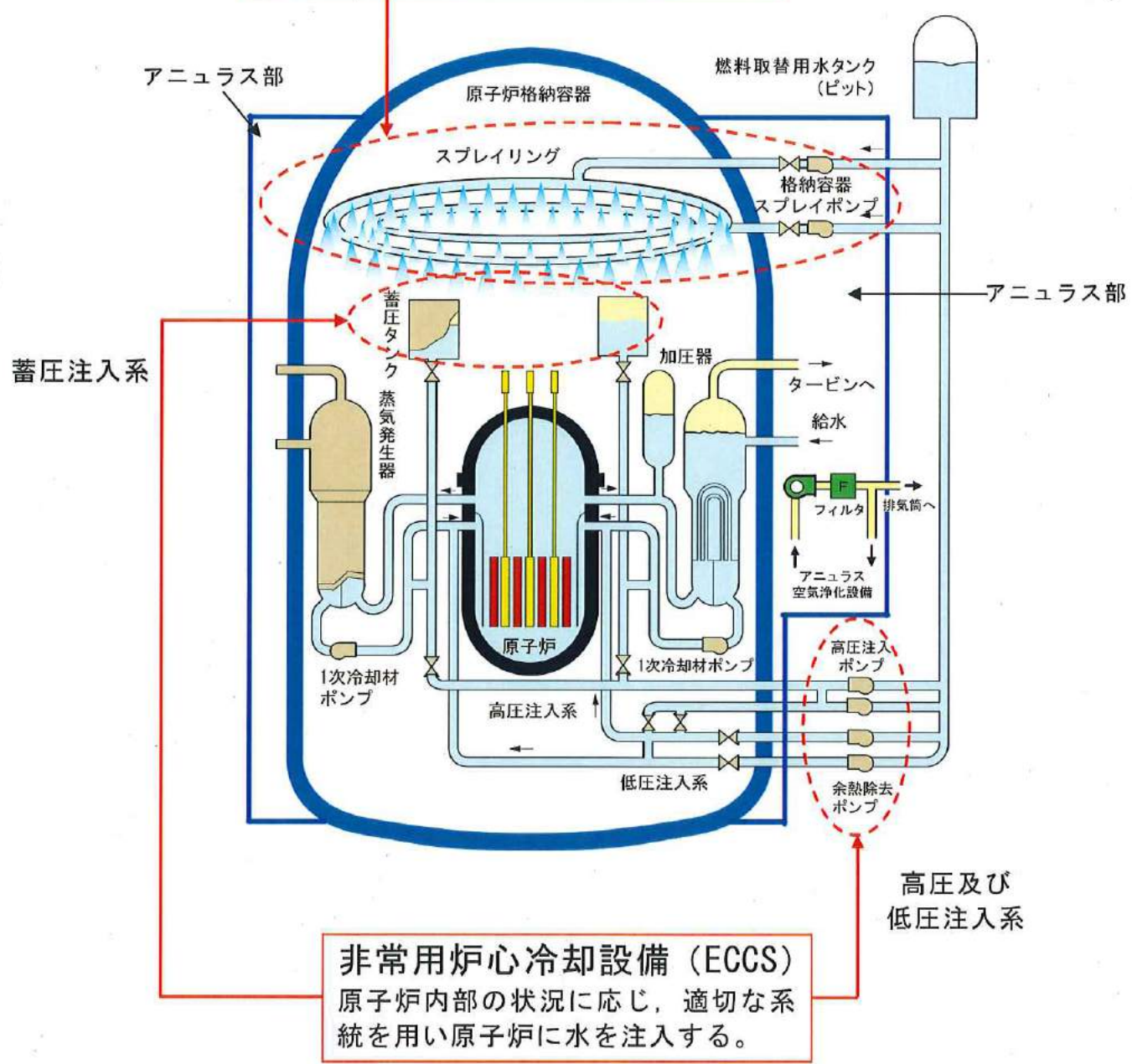
原子炉格納容器スプレイ設備は、「格納容器スプレイポンプ」、「スプレイリング」等で構成されている。1次冷却材が原子炉格納容器内に放出された場合に、核分裂により生成した放射能を持つよう素（放射性よう素）を吸収する性質を持つ苛性ソーダ²⁰を「燃料取替用水タンク」に貯蔵するほう酸水に添加しながら原子炉格納容器内にスプレイし、圧力・温度を下げるとともに、空気中の放射性よう素を除去する機能を持つ（図12）。

(4) アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、1次冷却材が原子炉格納容器内に放出された場合に、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させるための設備である（図12）。

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

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



非常用炉心冷却設備 (ECCS)
 原子炉内部の状況に応じ、適切な系統を用い原子炉に水を注入する。

図 1 2 E C C S 及び原子炉格納容器スプレイ設備

第3章 本件原子力発電所の重要性

第1 エネルギーの安定供給性（エネルギーセキュリティ）

エネルギー自給率がわずか6%程度であり、エネルギー資源のほとんどを輸入に頼っている我が国においては、エネルギー資源を安定的に確保していくことが不可欠であるが、一次エネルギー供給の約40%を占める石油は政情が不安定な中東に大きく依存しているなど、我が国のエネルギー供給構造は極めて脆弱な状況にある。

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

また、我が国では、過去の2度にわたる石油危機の経験から、原子力や天然ガスをはじめとする石油代替エネルギーの導入及び省エネルギーの推進を積極的に進め、エネルギーを安定的に供給する努力がなされてきており、エネルギー資源の多様性を確保する観点からも、原子力発電は必要な電源である。

第2 環境保全の要請（地球温暖化対策）

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

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

その点、原子力発電は発電過程で二酸化炭素を排出せず、環境特性に優れている。また、発電過程のみならず、原子力発電所の建設や原料の採掘、輸送を含めたライフサイクル全体で評価しても、原子力発電の1kWh当た

りの二酸化炭素排出量は、化石燃料を用いた場合より明らかに小さく、地球温暖化防止の観点で優れた発電方法のひとつとされている。

第3 経済効率性

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

一定の前提下における、火力・水力・原子力等、エネルギー源毎の発電コストの試算によれば、原子力発電は、他の発電方法と比較しても遜色のない経済性を有している。

さらに、発電コストに占める燃料費のウェイトが低く、燃料価格に左右されにくいため、燃料費の値上がり等の価格変動に左右されにくく、発電原価が安定している。

第4 本件原子力発電所における発電電力量の実績等

本件原子力発電所における営業運転開始から現在に至るまでの発電電力量及び債務者の発電電力量全体における本件原子力発電所の割合は、表1のとおりである。

また、本件原子力発電所の特徴として、高い設備利用率が挙げられる。設備利用率とは、1年間のうちにどの程度その発電所が利用されたか（運転されたか）を示す指標であって、設備利用率が高いということはトラブル等による運転停止が少なく電力の安定供給に貢献しているということである。本件原子力発電所は福島第一原子力発電所事故後の定期検査により運転を停止するまで、他の原子力発電所の平均と比較しても高い設備利用率であった（図13）。

このように本件原子力発電所は営業運転開始以来、表2のとおり定期検査を実施しながら、大きなトラブルもなく、高い設備利用率によって九州地域に電力を安定供給し続けており、債務者にとって必要不可欠な重要な電源である。

表1 玄海原子力発電所の発電電力量及び当社発電電力量における割合（単位：百万kWh）

	発電電力量					自社発電 電力量	割合※1
	1号機	2号機	3号機	4号機	計		
昭和50年度	1,976	—	—	—	1,976	25,912	7.6%
昭和51年度	3,600	—	—	—	3,600	30,247	11.9%
昭和52年度	3,755	—	—	—	3,755	33,853	11.1%
昭和53年度	3,971	—	—	—	3,971	34,730	11.4%
昭和54年度	2,754	—	—	—	2,754	36,768	7.5%
昭和55年度	3,754	27	—	—	3,781	35,086	10.8%
昭和56年度	2,893	3,999	—	—	6,892	35,422	19.5%
昭和57年度	3,331	4,595	—	—	7,926	35,370	22.4%
昭和58年度	3,662	3,967	—	—	7,629	37,543	20.3%
昭和59年度	4,417	3,991	—	—	8,408	39,255	21.4%
昭和60年度	3,296	4,035	—	—	7,331	40,333	18.2%
昭和61年度	2,810	4,086	—	—	6,896	40,446	17.0%
昭和62年度	2,980	4,899	—	—	7,879	42,423	18.6%
昭和63年度	3,359	3,628	—	—	6,987	44,947	15.5%
平成元年度	2,659	3,415	—	—	6,074	48,540	12.5%
平成2年度	2,283	3,947	—	—	6,230	51,508	12.1%
平成3年度	2,935	4,887	—	—	7,822	53,377	14.7%
平成4年度	3,985	3,646	—	—	7,631	56,041	13.6%
平成5年度	3,656	3,915	396	—	7,967	56,920	14.0%
平成6年度	2,674	3,311	7,548	—	13,533	62,318	21.7%
平成7年度	3,822	4,621	10,246	—	18,689	65,344	28.6%
平成8年度	4,702	4,111	7,736	—	16,549	67,009	24.7%
平成9年度	4,052	3,630	8,614	7,079	23,375	68,568	34.1%
平成10年度	3,610	3,578	8,048	7,937	23,173	70,501	32.9%
平成11年度	3,594	4,313	10,364	8,267	26,538	72,021	36.8%
平成12年度	4,542	4,033	8,428	10,335	27,338	75,113	36.4%
平成13年度	2,998	2,547	8,556	8,429	22,530	72,723	31.0%
平成14年度	4,060	4,048	8,491	8,556	25,155	73,525	34.2%
平成15年度	3,839	4,823	10,586	8,615	27,863	74,625	37.3%
平成16年度	4,426	4,279	8,434	10,112	27,251	74,156	36.7%
平成17年度	4,075	3,980	9,015	8,911	25,981	74,887	34.7%
平成18年度	3,929	3,133	7,918	8,047	23,027	76,761	30.0%
平成19年度	3,797	4,716	10,559	8,181	27,253	79,918	34.1%
平成20年度	4,983	3,547	8,572	10,246	27,348	78,513	34.8%
平成21年度	4,104	3,783	8,392	8,666	24,945	78,020	32.0%
平成22年度	4,032	4,184	7,309	8,687	24,212	80,580	30.0%
平成23年度 ※2	3,403	0	0	6,800	10,203	73,033	14.0%
平成24年度 ※2	0	0	0	0	0	67,293	0.0%
平成25年度 ※2	0	0	0	0	0	67,667	0.0%
平成26年度 ※2	0	0	0	0	0	64,442	0.0%
平成27年度 ※2	0	0	0	0	0	62,253	0.0%

※1 自社発電電力量における玄海原子力発電所発電量の割合

※2 福島第一原子力発電所事故に伴う停止のため、発電量が低下

表2 定期検査停止日数 (単位：日)

	定期検査停止日数			
	1号機	2号機	3号機	4号機
昭和50年度	0	—	—	—
昭和51年度	86	—	—	—
昭和52年度	59	—	—	—
昭和53年度	60	—	—	—
昭和54年度	139	—	—	—
昭和55年度	81	0	—	—
昭和56年度	145	67	—	—
昭和57年度	112	17	—	—
昭和58年度	86	65	—	—
昭和59年度	28	60	—	—
昭和60年度	111	56	—	—
昭和61年度	149	56	—	—
昭和62年度	143	0	—	—
昭和63年度	35	90	—	—
平成元年度	160	106	—	—
平成2年度	189	68	—	—
平成3年度	146	0	—	—
平成4年度	61	90	—	—
平成5年度	87	70	0	—
平成6年度	162	115	99	—
平成7年度	79	22	1	—
平成8年度	13	54	89	—
平成9年度	61	93	58	0
平成10年度	72	97	79	83
平成11年度	92	45	0	73
平成12年度	26	63	66	0
平成13年度	140	173	61	66
平成14年度	68	70	64	63
平成15年度	85	18	0	64
平成16年度	43	53	72	0
平成17年度	66	70	52	53
平成18年度	79	138	90	72
平成19年度	89	23	0	78
平成20年度	6	106	66	0
平成21年度	69	90	72	60
平成22年度	75	62	111	59
平成23年度	122	366	366	98
平成24年度	365	365	365	365
平成25年度	365	365	365	365
平成26年度	365	365	365	365
平成27年度	27※	366	366	366

※平成27年4月27日運転終了

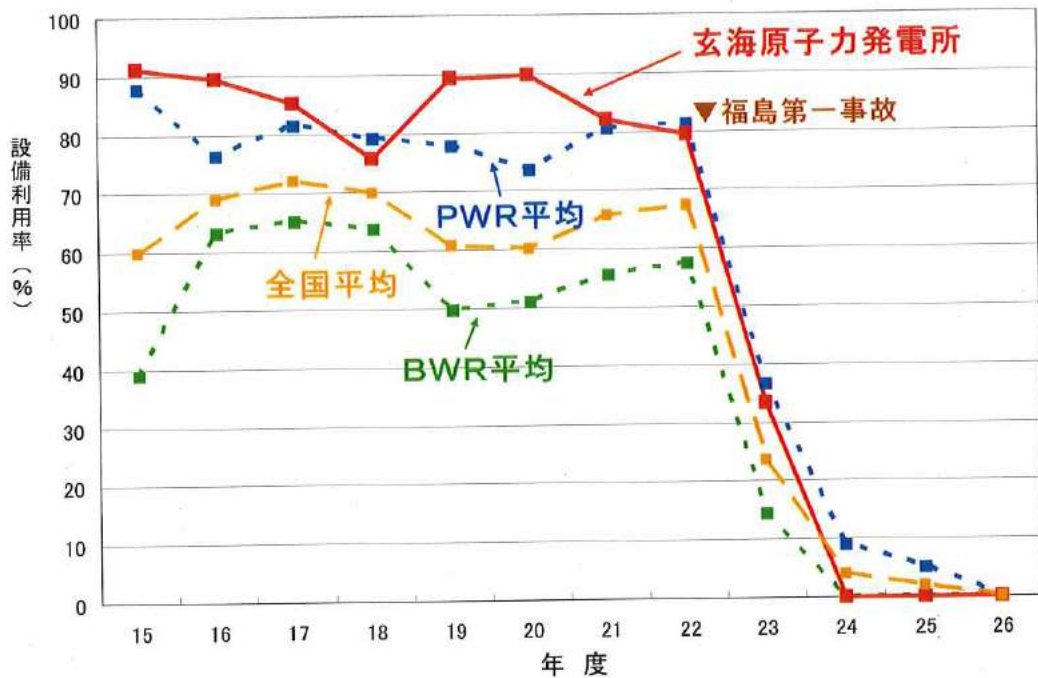


図 1 3 玄海原子力発電所の設備利用率の推移（平成 15 年度～平成 26 年度）

第 5 小括

以上のおり，原子力発電については，エネルギーセキュリティ面や地球温暖化対策面などで総合的に優れており，さらに，本件原子力発電所については，高い設備利用率によって九州地域に電力を安定供給しつづけてきたことから，安全性を大前提として，その重要性は変わらないものと考えている。

第4章 本件原子力発電所の安全性

第1 福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全確保対策の強化

従来規制基準においては、設計上考慮すべき事象として、地震、津波等があり、炉心損傷防止や格納容器破損防止といった重大事故対策については、事業者の自主的対策に委ねられていた。また、各種の基準については、新知見等を踏まえて、事後的に適合性を判断する制度（バックチェック）が実施され、事業者は必要に応じて設置変更許可等を得た上で、発電所の設備を更新するなどして安全確保に努めてきた。

しかし、平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震に伴い福島第一原子力発電所の事故が発生した。この事故においては、地震発生後直ちに原子炉は停止したものの、地震により同発電所への送電設備等が損傷したため外部電源が失われたこと、その後襲来した津波により外部電源喪失後に作動していた非常用ディーゼル発電機が停止し、同じく津波により原子炉の熱を海に逃がすための海水ポンプも破損したこと、さらに計測や制御のために必要な直流電源が喪失したことにより、事故防止に係る安全確保対策が奏功せず炉心の著しい損傷に至り、格納容器等も損傷し放射性物質の閉じ込めに失敗し、放射性物質が周辺環境に多量に放出されたものである。

この福島第一原子力発電所の事故を踏まえ新規規制基準が制定された。原子力発電所の安全確保に関しては、より保守的な評価を行うこととなり、結果として地震及び津波への備えが強化されたほか、設計上考慮すべき事象の想定が追加・強化され、火山、竜巻に関する考慮等も求められることとなった。また、新規規制基準施行前は事業者の自主的対策に委ねられていた炉心損傷防止や格納容器破損防止といった重大事故対策についても対応が求められることになった（図14）。

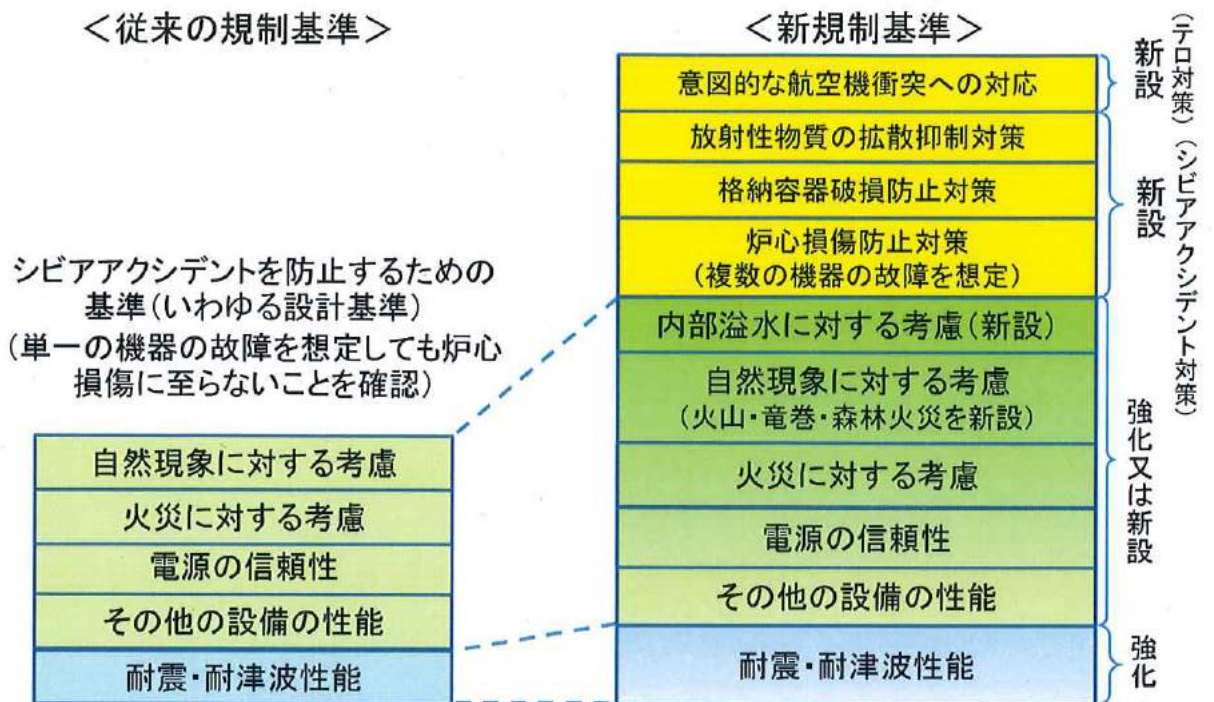


図 1 4 従来の基準と新規制基準の概要

福島第一原子力発電所の事故における教訓は、共通要因により安全機能が一斉に喪失したこと（それにより多重の障壁の健全性を維持できず、その後の炉心の著しい損傷への進展を食い止めることができなかったこと）であり、債務者はこれを踏まえた対策を行っている。

すなわち、債務者は、従来、本件原子力発電所に係る自然的立地条件（地盤、地震、津波等）を十分に把握した上でその特性を踏まえた設計及び建設を行い、建設以降も随時、最新の知見に基づいた評価・検討を実施し、安全上重要な設備がその安全機能を失うことがないことを確認してきたが、福島第一原子力発電所の事故を契機に、地震や津波、火山、竜巻等の自然的立地条件について従前以上に厳しく（安全側に）、もしくは新たに想定し、必要に応じて新たな対策を講じた。また、債務者は、本件原子力発電所の多重の障壁の健全性を維持するために設けている、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という信頼性の高い安全上重要な設備がその安全機能を喪失するような事態を想定し、常設及び可搬型の設備（注

水設備、電源設備等)を新たに配備した。これらのさらなる安全確保対策により、放射性物質を環境中に異常に放出するような重大な事故が発生する蓋然性は極めて低いと考えられるところ、債務者は、これらの設備を的確に運用できるよう、対策要員を常時確保し、必要な教育・訓練を実施するとともに、国及び地方公共団体と連携しながら原子力防災に取り組んでいる。

以下に、債務者が本件原子力発電所において、福島第一原子力発電所事故を契機として強化した事故防止に係る安全確保対策を含めた、本件原子力発電所の現在の安全性について詳述する。

第2 自然的立地条件に対する安全性

1 地震

(1) はじめに

債務者は、本件原子力発電所の建設時、さらには運転開始後においても、敷地及び敷地周辺について、過去の記録の調査や詳細な現地調査等を行い、地盤、地震等について地域特性を十分に把握したうえで、合理的に予想される地震力に対して十分な安全が確保できるように設計及び管理してきた。以下、福島第一原子力発電所事故を踏まえた地震に対する安全性確保について詳述する。

ア 基準地震動 S_s の定義

基準地震動 S_s は、その名称が表すとおり、原子力発電所の安全上重要な施設²¹の耐震安全性を確保する上での「基準」となる「地震動(地震に伴って生じる揺れ)」である。この基準地震動は、「地震動(地震に伴って生じる揺れ)」である以上、自然現象としての事実から大きく乖離したものであってはならず、自然現象としての地震に係る科学的・技術的知見に照らして妥当なものである必要がある。

イ 基準地震動 S_s の策定における要点

基準地震動 S_s は、その地震動が生じた際に原子力発電所の安全上

重要な施設の安全機能が保持できるかどうかを確認(チェック)するための役割等を有しており,自然現象としての事実に立脚した最新の地震学及び地震工学的見地での妥当性を備える必要があり,最新の知見によれば適切な基準地震動策定のためには,以下の事項が重要である。

地震という自然現象は,その起こり方(地震の規模,地震発生様式²²(プレート間地震,海洋プレート内地震,内陸地殻内地震等),断層型²³(逆断層型,横ずれ断層型,正断層型)等)が日本全国一様ではなく,地域毎に特性(違い)を有していることから,その特性を十分に把握しなければならない。

さらに,震源で発生した地震による揺れ(震源特性²⁴)は,地下深くの岩盤を水平方向に伝播し(伝播経路特性²⁵),揺れを観測する場所で地下深くの岩盤から地表面へ鉛直方向に伝わる過程(サイト特性²⁶)を辿ることから,この揺れが伝わる過程を表す3つの特性である「震源特性」,「伝播経路特性」及び「サイト特性」も十分に把握しなければならない(図15)。

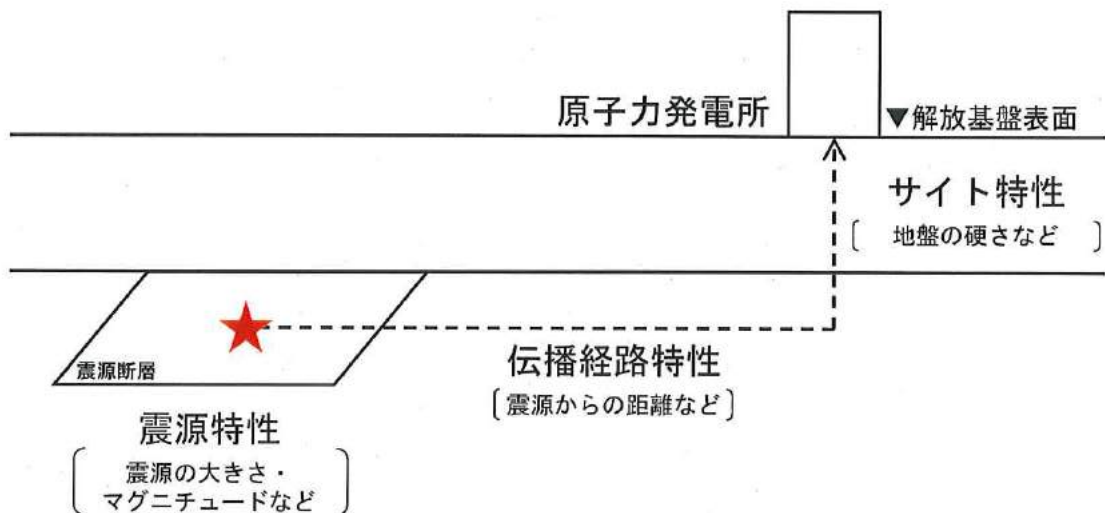


図15 「震源特性」,「伝播経路特性」及び「サイト特性」のイメージ

この地域的な特性（「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」）についても、全国共通のものとして一律に把握できるものではないため、敷地及び敷地周辺の地域において、可能な限り調査することによってその特性を把握する必要がある。例えば、過去に発生した地震の特性を調べることはひとつの有用な方法であるが、単一の方法のみならず、地震を引き起こす活断層²⁷の存在を突き止めるための地質調査、実際に発生している地震の傾向を掴むための地震観測、地下深くの地盤の様子を探るための地震探査等、多角的かつ最新の知見・手法を用いて、実行可能な最大限の調査を行わなければならない。

(2) 基準地震動 Ss の策定

2011年東北地方太平洋沖地震の教訓を踏まえ、平成25年7月8日に「核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）が改正されるとともに、原子力規制委員会等規則（以下、原子炉等規正法と原子力規制委員会等規則をあわせて「新規制基準」という。）が施行された。債務者は、平成25年7月12日、本件原子力発電所の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申請した。以降、国による新規制基準への適合性審査が行われ、債務者は、この審査において基準地震動 Ss-1（最大加速度²⁸540ガル）、Ss-2（最大加速度268ガル）、Ss-3（最大加速度524ガル）、Ss-4（最大加速度620ガル）、Ss-5（最大加速度531ガル）を策定した。

債務者は、地震に関して、運転開始後に得られた新たな知見（国内の他の原子力発電所で発生した事象から得られる知見、それらに伴い改訂される指針類、技術の進捗等により精度向上した観測データや新たに取得した観測データ等）を踏まえ、十分な調査・検討及び評価を行い、必要に応じて耐震補強等の対策工事も実施しながら、原子炉施設の安全性に問題の無いよう管理している。

また、更なる安全性の向上に向け、継続的に調査・観測設備を設置していきながら、データの充実を図り、詳細な分析を行うことで、地震や

津波の想定や予測の精度を高める努力も行っている。

新規制基準における基準地震動 S_s の策定フローは図 1 6 に示すとおりであり、基準地震動 S_s は、地域的な特性を反映させ十分に余裕を持って策定する「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び念には念を入れてという位置づけで策定する「震源を特定せず策定する地震動」を評価して策定した。

以下、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の策定について個別に詳述する。

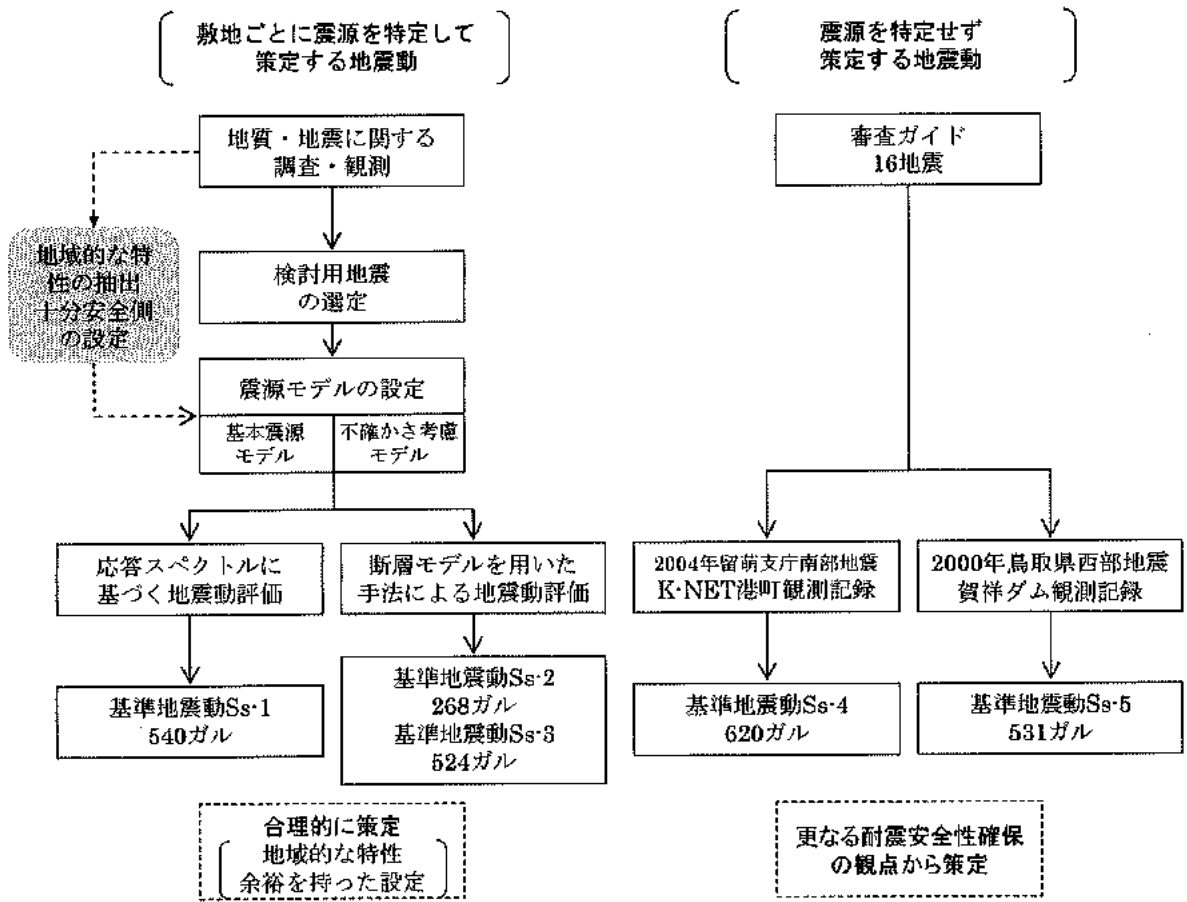


図 1 6 基準地震動 S_s の策定フロー

(3) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

ア 評価手法

債務者は、地震動評価において、地域的な特性（「震源特性」、
「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を把握することが何よりも重要であることに鑑み、最新の知見に基づき、実施可能な限りの地質・地震に関する詳細な調査・観測結果を踏まえ、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を選定し、「応答スペクトル²⁹に基づく地震動評価³⁰」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価³¹」の前提となる「基本震源モデル³²」の設定を行った。「基本震源モデル」の設定に当たっては、地域的な特性を反映させた上で、十分安全側となるような設定を行っている。その上で、「応答スペクトルに基づく地震動評価」において、「過去の地震動の平均像」に関する知見に基づく地震動と「本件原子力発電所敷地における観測記録」の比較を行って、「応答スペクトルに基づく地震動評価」による地震動とした。さらに、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」による地震動を考慮した上で、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を策定した。

イ 地質・地震に関する調査・観測

(ア) 概要

本件原子力発電所の敷地は、佐賀県東松浦郡玄海町北部の半島の先端部に属している。本件原子力発電所の基準地震動 S_s の策定にあたって、本件原子力発電所敷地周辺で発生する地震の地域的な特性（「震源特性」、
「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を把握するため、表3に示す、地質・地震に関する調査・観測を実施した。

表3 地質・地震に関する調査・観測

調査・観測名	震源特性	伝播経路特性	サイト特性
(イ) 地震調査	○	—	—
(ウ) 地質調査	○	—	—
(エ) 地下構造調査	—	○	○
(オ) 地震観測	○	○	○

(イ) 敷地周辺の地震調査

本件原子力発電所の敷地周辺で発生する地震について、a 地震発生様式、b 地震発生状況、c 被害地震及び d 断層型及び応力場³³に関する調査を以下のとおり実施した。

a 地震発生様式

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

内陸地殻内地震については、九州地方北部でマグニチュード³⁴⁷程度の地震が発生している。

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

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

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

b 地震発生状況

敷地周辺におけるマグニチュード 5 未満の微小地震の震央分布を図 1 7～図 1 9 に示す。微小地震分布の震源データは、「気象庁地震カタログ³⁵⁾」のうち 1997 年 10 月から 2012 年 12 月までの期間に、深さ 0～30km, 30～60km 及び 60～90km で発生したものである。

これらの図から、以下のような微小地震活動の特徴が見られる。

敷地から半径 100km 以内において発生した微小地震は、2005 年福岡県西方沖地震の余震及び島原半島周辺に活動域が見られる(図 1 7)。

敷地から半径 100km 以遠では、熊本地方で深さ 30km 以浅の地震帯が見られる(図 1 7)。

深さ 30～60km(図 1 8)では日向灘の南北に沿って、深さ 60km 以深(図 1 9)では内陸部の南北に沿って震源が高密度に存在する。

これは、フィリピン海プレートの沈み込みに関連したプレート間地震及び海洋プレート内地震である。

敷地から半径 100km 以内では、深さ 30km 以深のフィリピン海プレートの沈み込みに関連したプレート間地震及び海洋プレート内地震は見られない(図 1 8 及び図 1 9)。

なお、微小震源の鉛直分布は図 2 0 及び図 2 1 に示すとおりであり、上記のプレート間地震及び海洋プレート内地震が発生する領域は、本件原子力発電所の敷地から十分に距離が離れている。

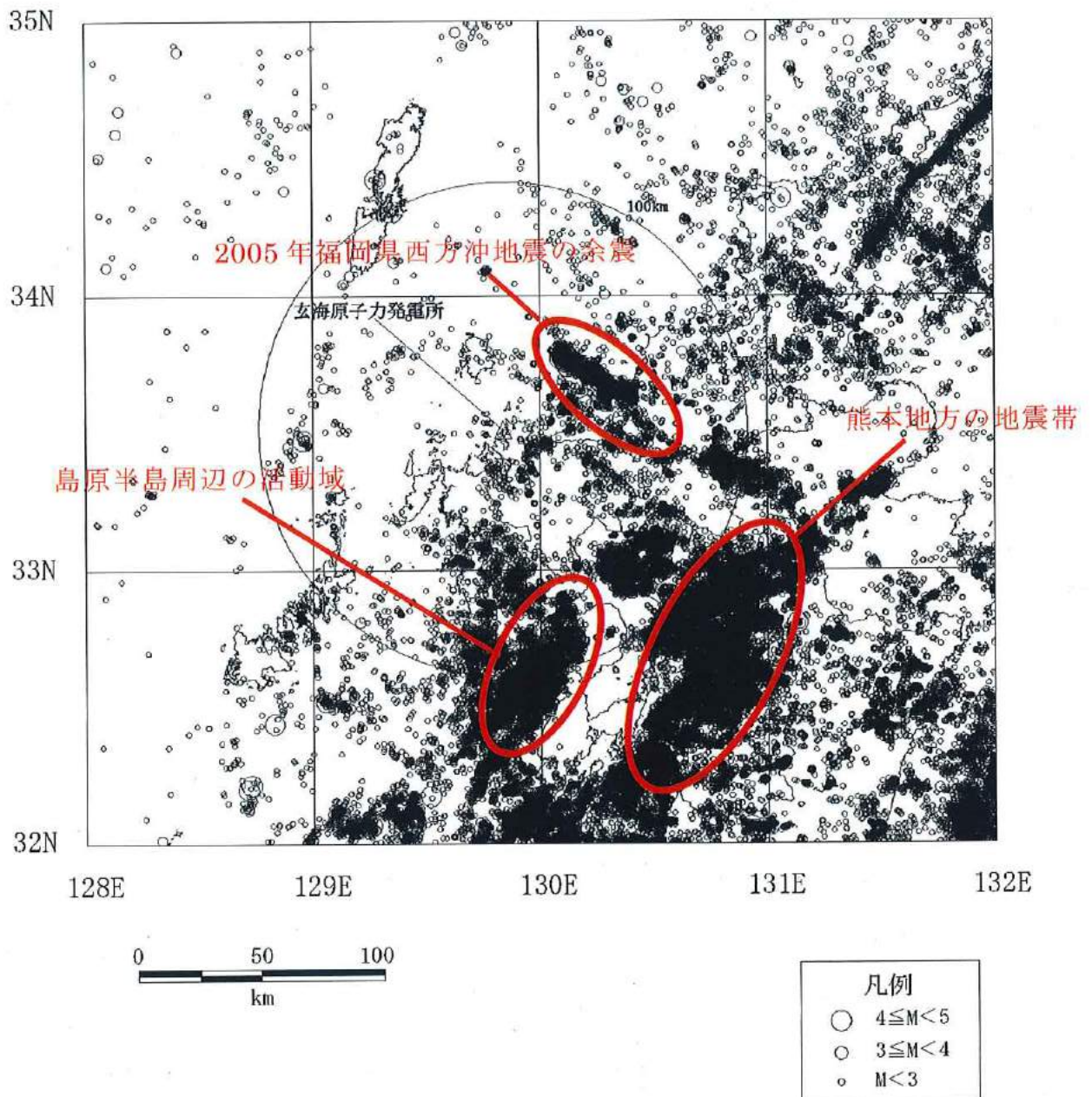


図17 気象庁地震カタログによる微小地震の震央分布（深さ0～30km）

（1997年10月～2012年12月）

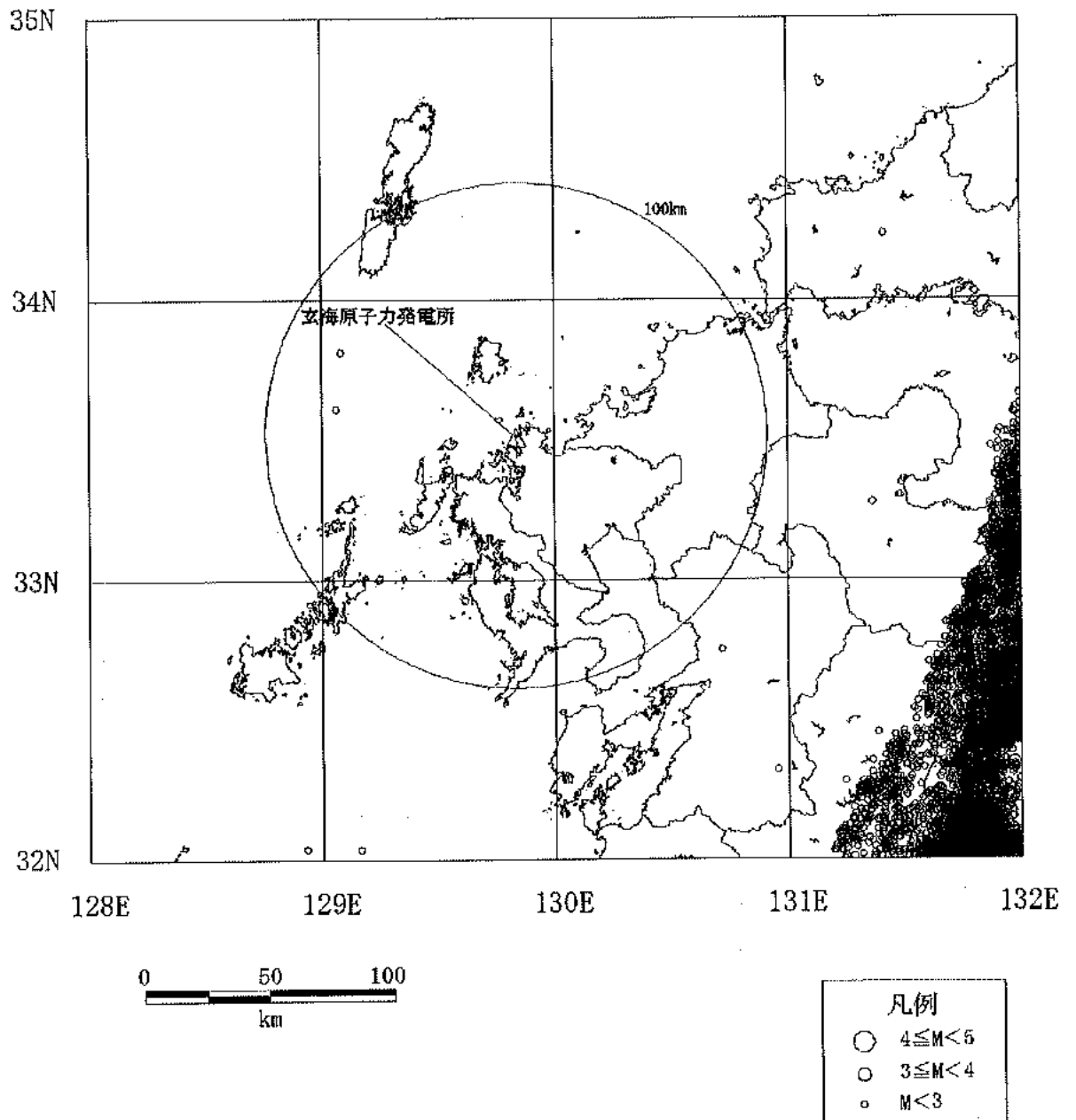


図18 気象庁地震カタログによる微小地震の震央分布（深さ30~60km）
（1997年10月~2012年12月）

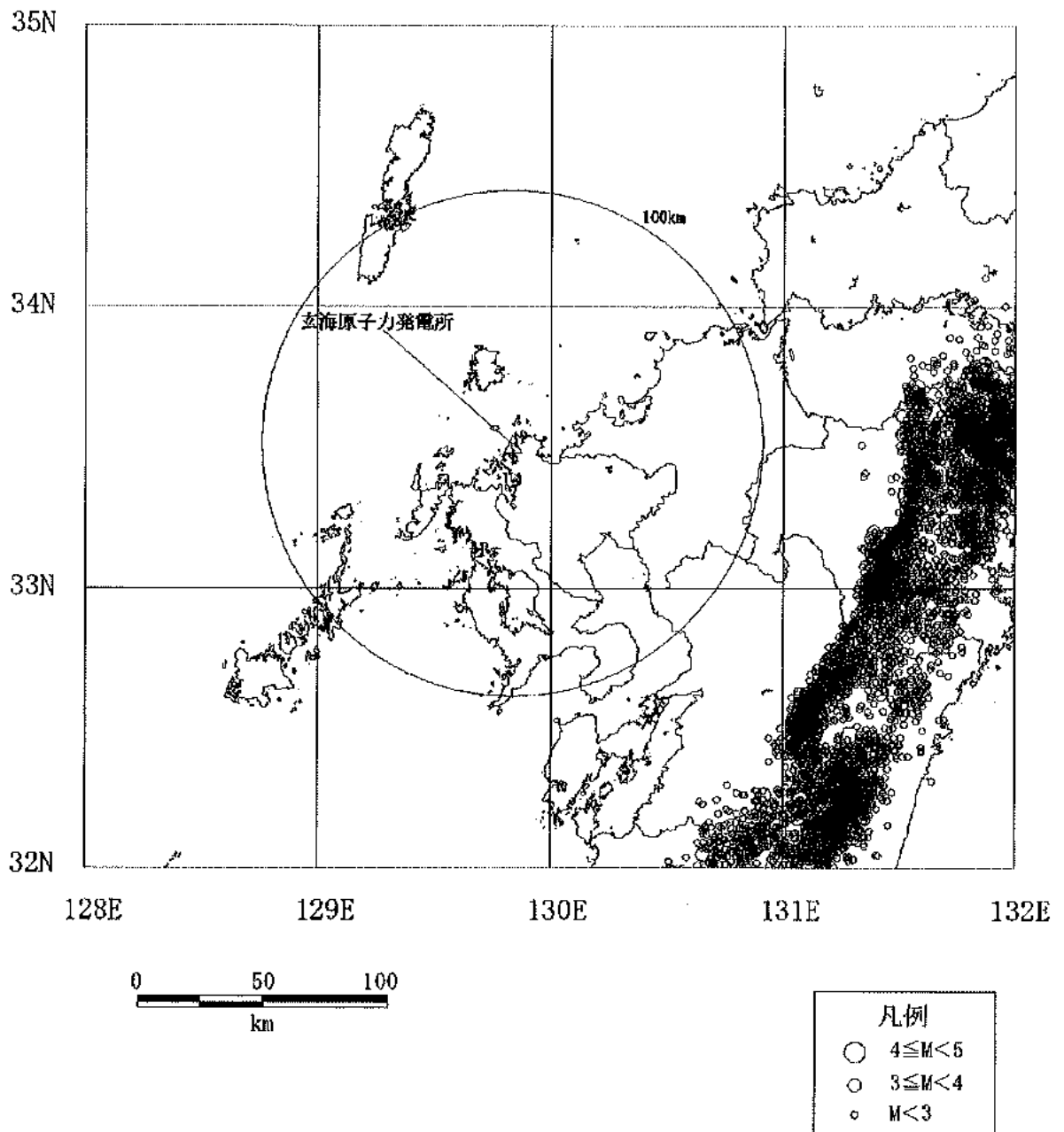


図19 気象庁地震カタログによる微小地震の震央分布（深さ60~90km）
（1997年10月~2012年12月）

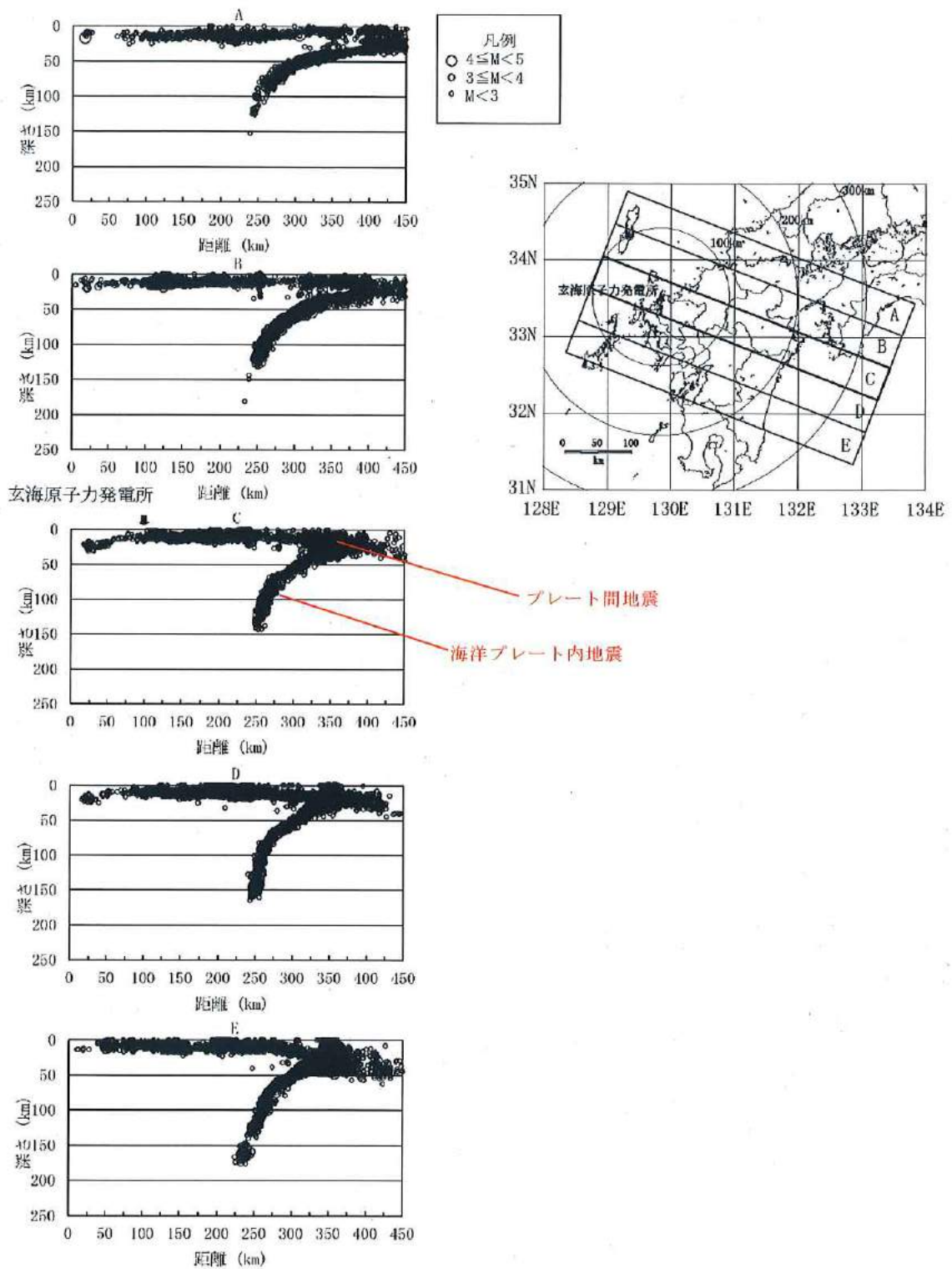


図 20 気象庁地震カタログによる微小地震の震源鉛直分布 (1)
(1997年10月~2012年12月)

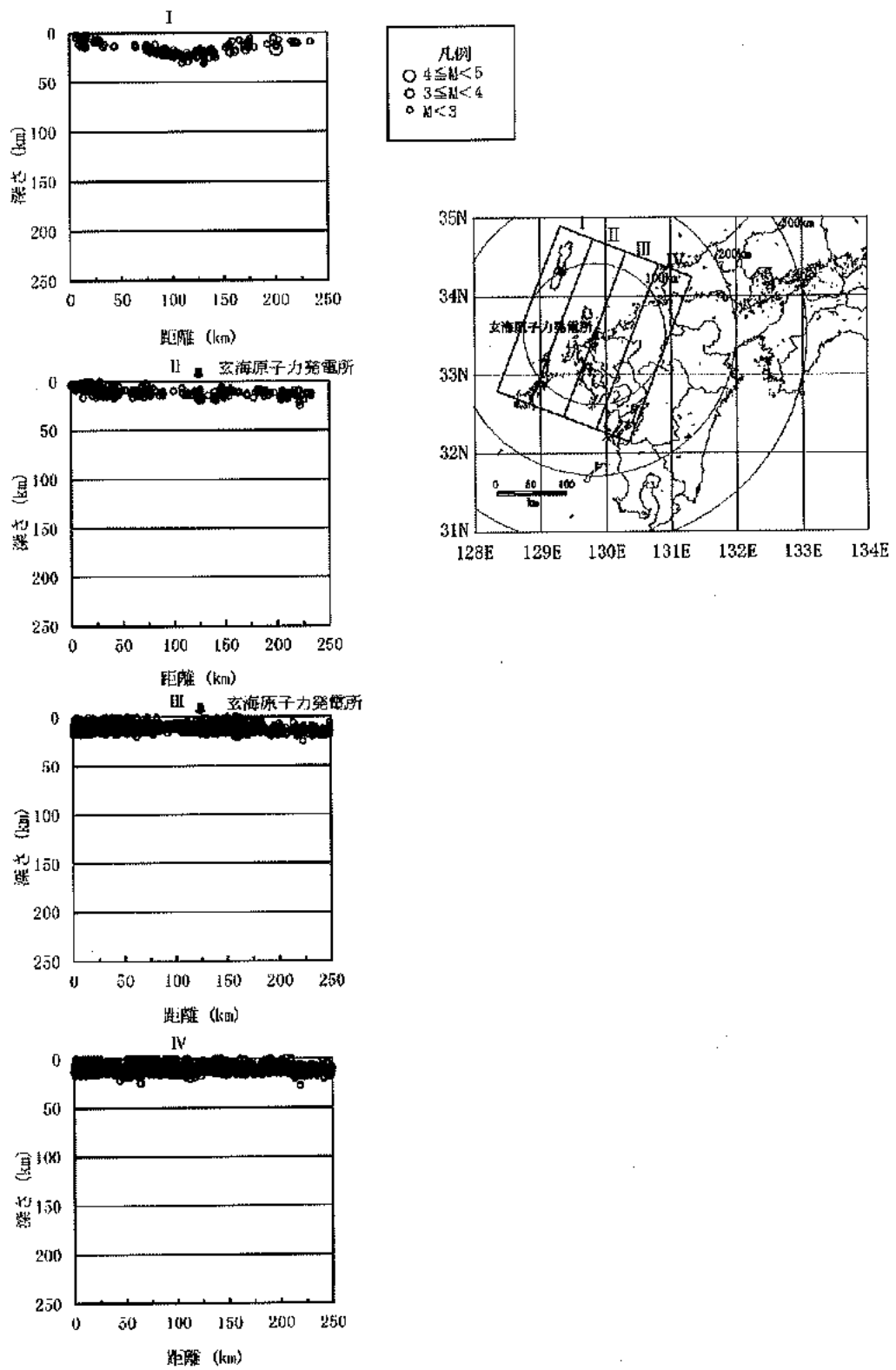
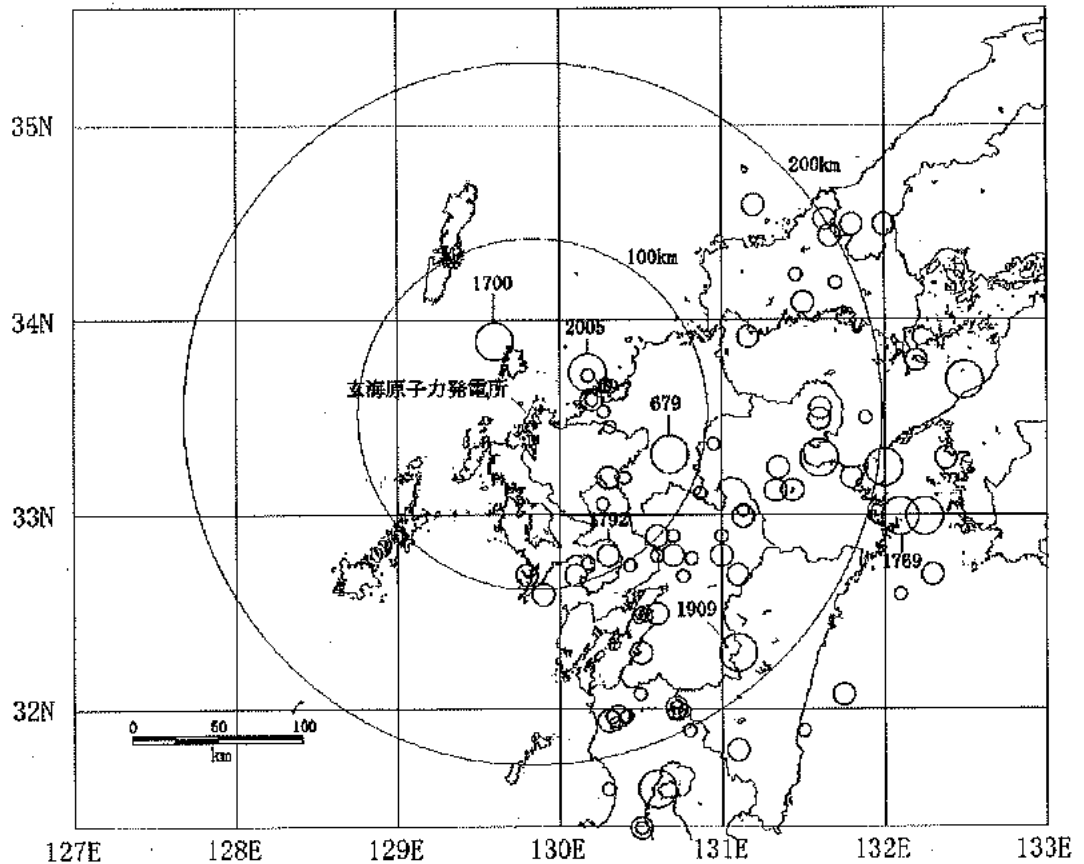


図 2 1 気象庁地震カタログによる微小地震の震源鉛直分布 (2)

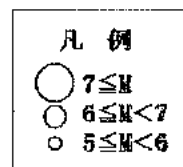
(1997 年 10 月～2012 年 12 月)

c 被害地震

日本国内の被害地震に関する地震史料や明治以降の地震観測記録を基に、主な地震の震央位置、地震規模等を取りまとめた地震カタログを用いた、敷地から200km程度以内の「敷地周辺の被害地震の震央分布」を図22に示す。図22に示した地震について、震央距離を横軸、マグニチュードを縦軸として描いたものが図23であり、敷地における旧気象庁震度階級区分も書き加えている。

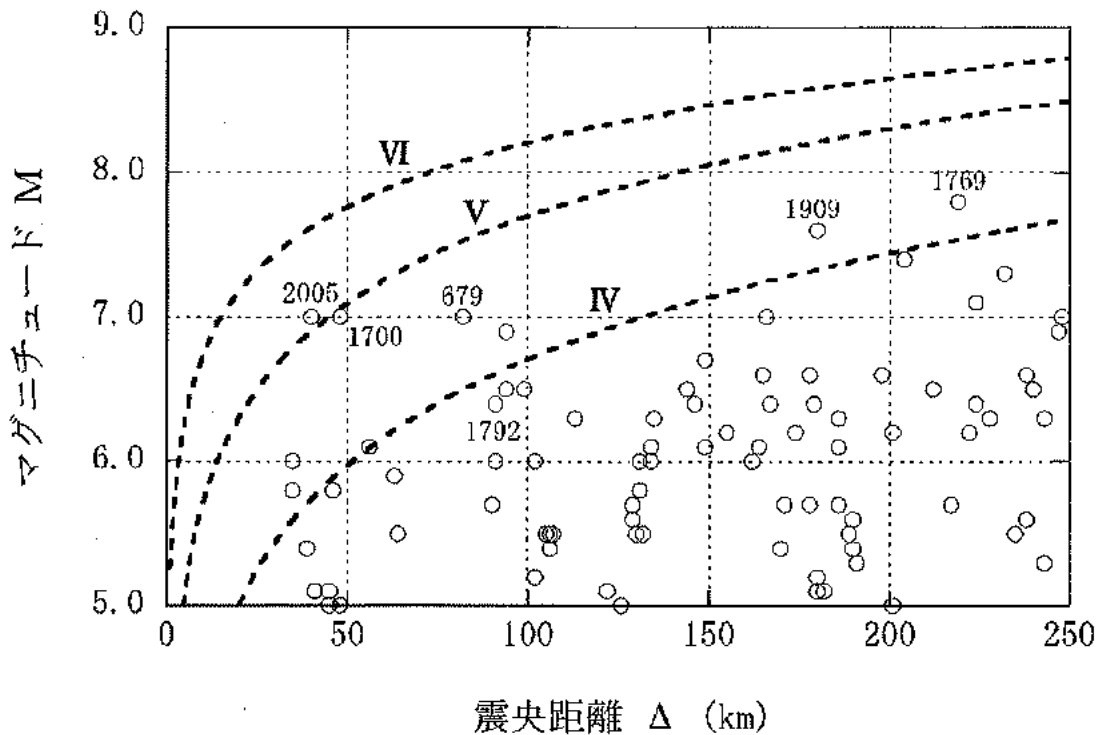


(数字は地震の年号)



※ 地震諸元に幅のあるものについては中央値を用いた。

図22 敷地周辺の被害地震の震央分布 (679年~2012年12月)

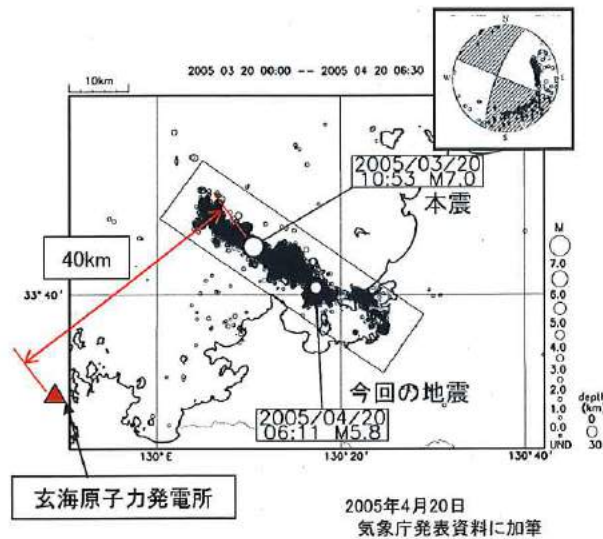


※ IV, V, VIは旧気象庁震度階級で、震度の境界線は村松(1969)及び勝又ほか(1971)による。
 ※ 地震諸元に幅のあるものについては中央値を用いた。

図 2 3 敷地周辺における過去の被害地震

図 2 2 及び図 2 3 によると、陸域及び海域の浅いところで発生する内陸地殻内地震として、敷地から半径 50km 以内において、1700 年 壱岐・対馬の地震（マグニチュード 7.0）や 2005 年 福岡県西方沖地震（マグニチュード 7.0）が発生している。2005 年 福岡県西方沖地震の概要は図 2 4 のとおりであり、横ずれ断層型である。1700 年 壱岐・対馬の地震及び 2005 年 福岡県西方沖地震は、図 2 3 によると、敷地において、旧気象庁震度階級で震度 V（気象庁震度階級で震度 5 弱，以下「震度 5 弱」という。）程度以上と推定され、後述の検討用地震の選定対象とした。

2005年福岡県西方沖地震の概要

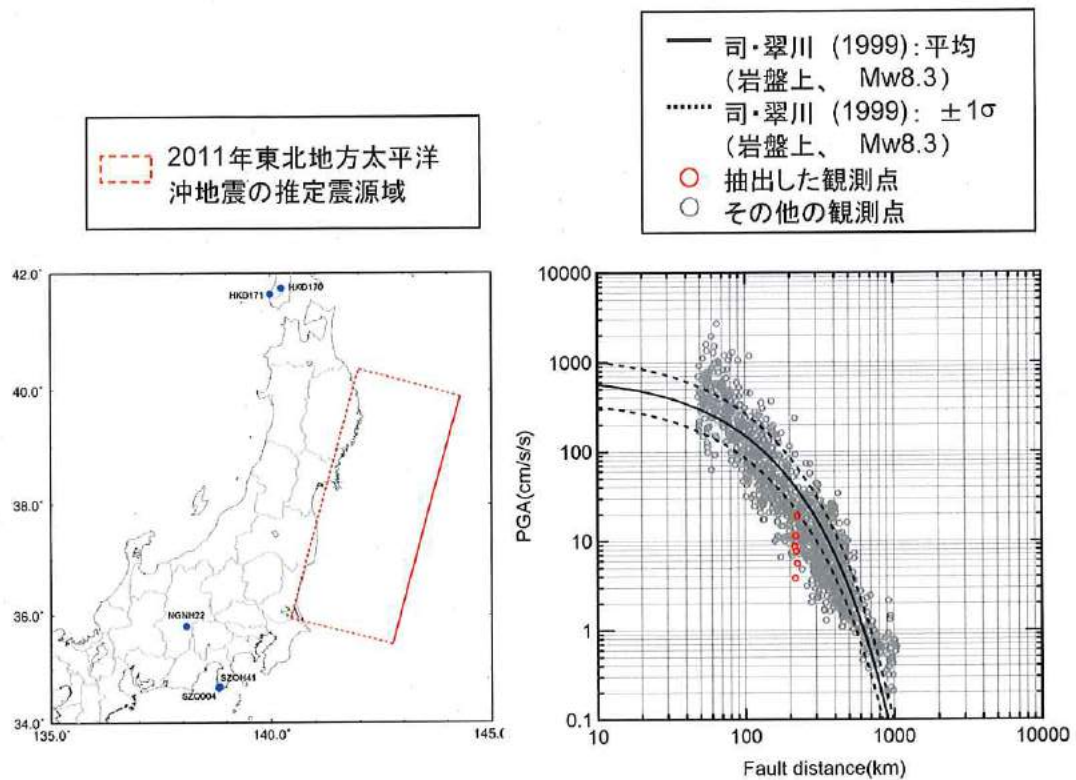


発生日時※	2005年3月20日 10時53分
マグニチュードM※	7.0
震源深さ※	9.24km
震央距離	40km
震源距離	41km
地震発生様式	内陸地殻内
断層タイプ	横ずれ

※気象庁発表値

図 2 4 2005 年福岡県西方沖地震の概要

図 2 2 によると、敷地からの震央距離が 200km 程度を超える日向灘周辺では、マグニチュード 7 クラスのプレート間地震が発生している。しかしながら、日向灘周辺で発生するプレート間地震は、その発生位置と敷地までの距離が十分に離れているため、敷地に大きな影響を与える地震ではない。プレート間地震として国内で最大規模の 2011 年東北地方太平洋沖地震（マグニチュード 9.0）で得られた観測記録のうち岩盤上の観測点からの距離と当該地震の震源からの距離が、本件原子力発電所とプレート境界との距離（200km 程度以上）とおおよそ同じ観測点における観測記録の最大加速度は、図 2 5 右図「距離減衰式³⁶による評価」のとおり、数ガル～20 ガル程度であり、本件原子力発電所の基準地震動 Ss-1（最大加速度 540 ガル）の方が明らかに大きい。なお、図 2 5 右図の横軸は、2011 年東北地方太平洋沖地震の震源からの距離であり、縦軸は、各観測点における最大加速度を表している。



検討に用いる観測点
 ($X_{sh} \approx 220\text{km}$ 、 $AVS30 \geq 500\text{m/s}$)

距離減衰式による評価

図 2 5 2011 年東北地方太平洋沖地震で得られた観測記録の検討結果

また、図 2 2 によると、敷地からの震央距離が 200km 程度の日向灘周辺から九州地方内陸部にかけて、海洋プレート内地震である 1909 年宮崎県西部の地震 (マグニチュード 7.6) が発生している。しかしながら、海洋プレート内地震についても、その発生位置と敷地までの距離が十分に離れているため、敷地に大きな影響を与える地震ではない。

さらに、図 2 2 によると、その他の地震として、島原半島周辺の火山性の地震があるが、その発生位置から敷地まで約 100km であり、距離が十分に離れており、敷地に大きな影響を与える地震ではない。

d 断層型及び応力場

九州地方の浅い陸域の地震（深さ 30km 以浅）を対象に、独立行政法人防災科学技術研究所 広帯域地震観測網 F-net³⁷のデータを用い、1997 年の F-net 運用開始から 2014 年 1 月 3 日までの約 16 年間に発生した地震の発震機構解³⁸を図 2 6 に示す。これによると敷地周辺の浅い陸域の地震の発震機構解は、横ずれ断層型が多く、逆断層型や正断層型は少ないという特徴がある（図 2 6 の右下に見られる逆断層型の地震はプレート間地震）。数多くの観測記録を用いて、断層型毎に揺れの大きさを整理した知見（佐藤（2010）³⁹）によると、逆断層型の地震に比べ、横ずれ断層型の地震は、相対的に揺れが小さくなる（図 2 7）。

また、全国の GPS 観測結果（図 2 8 及び図 2 9）によると、新潟県北部から中部地方北部を經由して近畿地方まで続く地域は、東西方向の圧縮応力場であり、その周辺よりも大きくひずんでおり、これらの地域は「ひずみ集中帯⁴⁰」と呼ばれている。九州地方の GPS 観測結果（図 3 0）によると、本件原子力発電所敷地周辺ではひずみがほとんど確認されず、「ひずみ集中帯」とは地域的な特性が異なる。

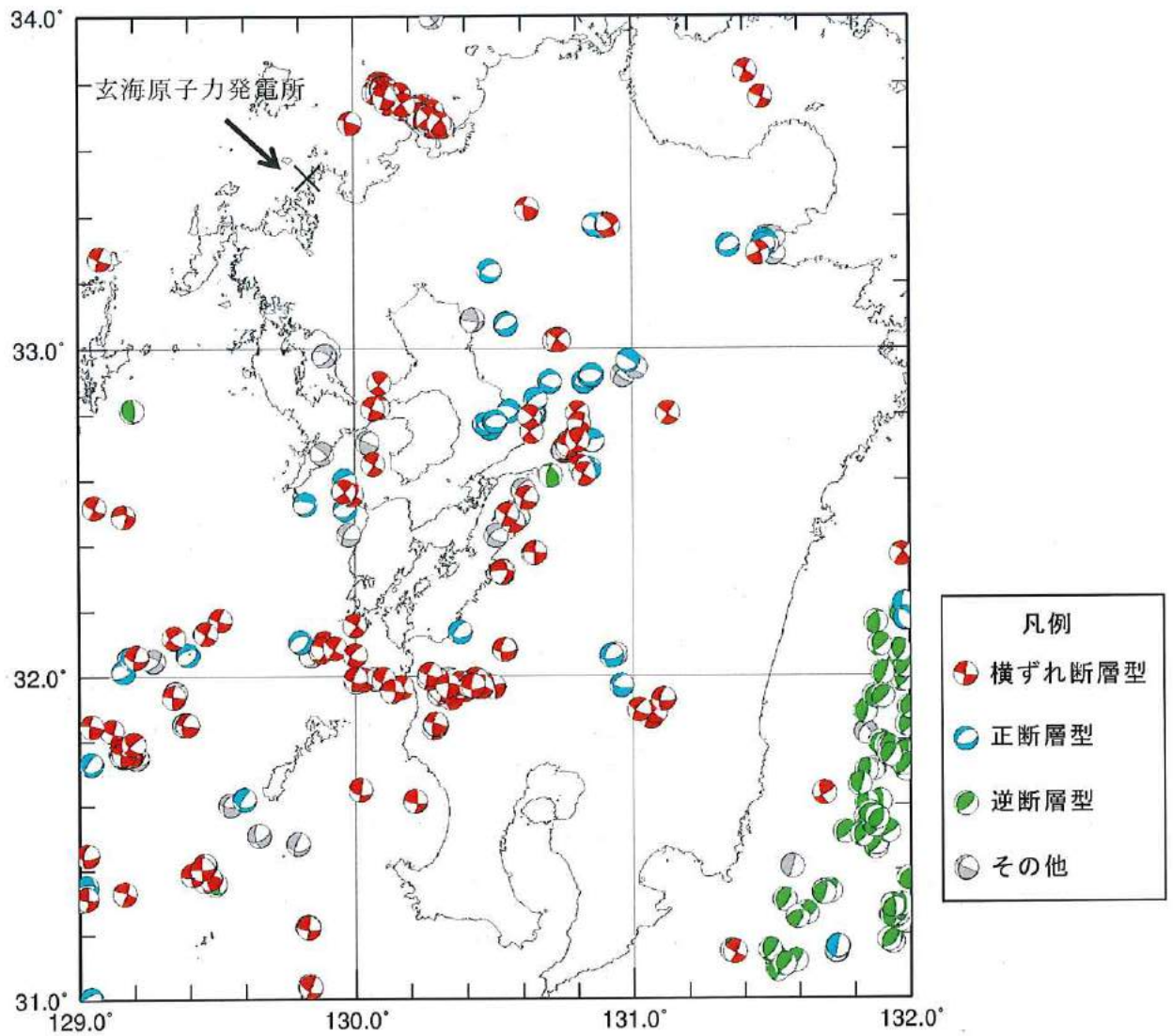


図 2.6 九州地域で発生した地震の発震機構解
 防災科学技術研究所 広帯域地震観測網 F-net
 (1997年 F-net 運用開始から 2014年 1月 3日, 深さ 30km 以浅)

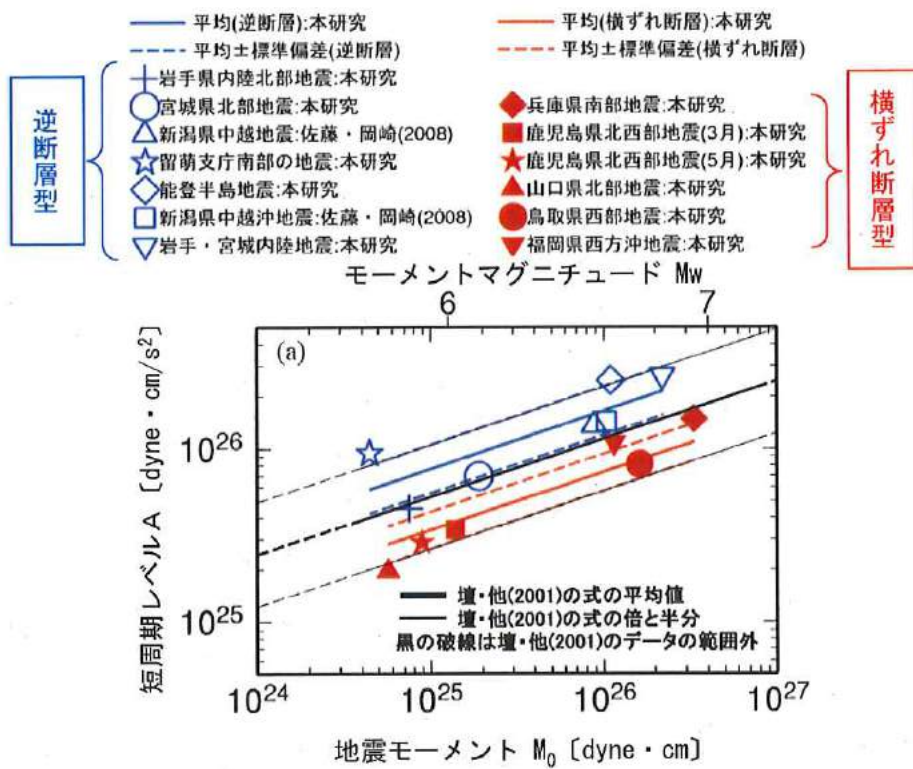


図 2.7 佐藤(2010)による知見

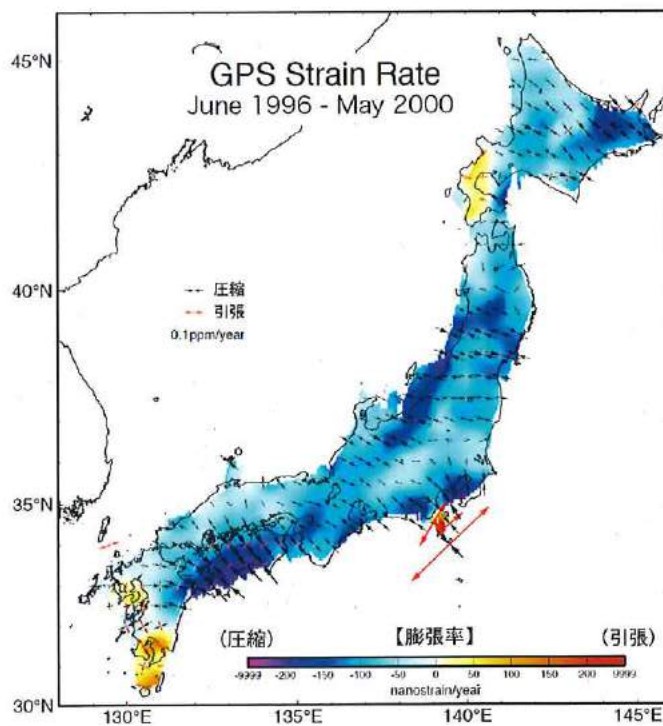


図 2.8 GPS Strain Rate (Sagiya(2004))

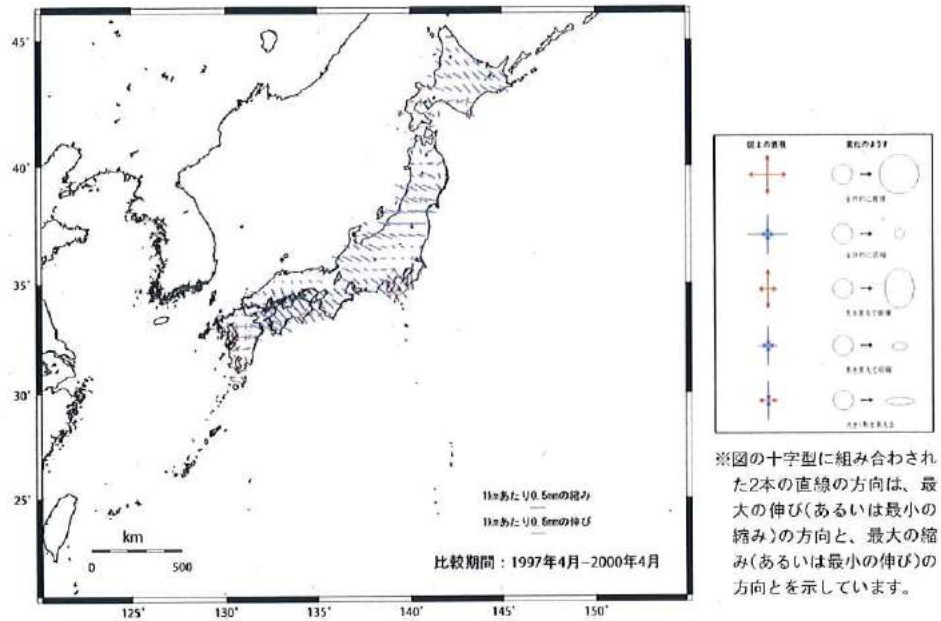


図2-11 GPSの観測から推定した日本列島の変形(1997年4月～2000年4月)
 [国土地理院のデータから作成]

図 2 9 GPS の観測から推定した日本列島の変形
 (全国, 1997 年 4 月～2000 年 4 月)

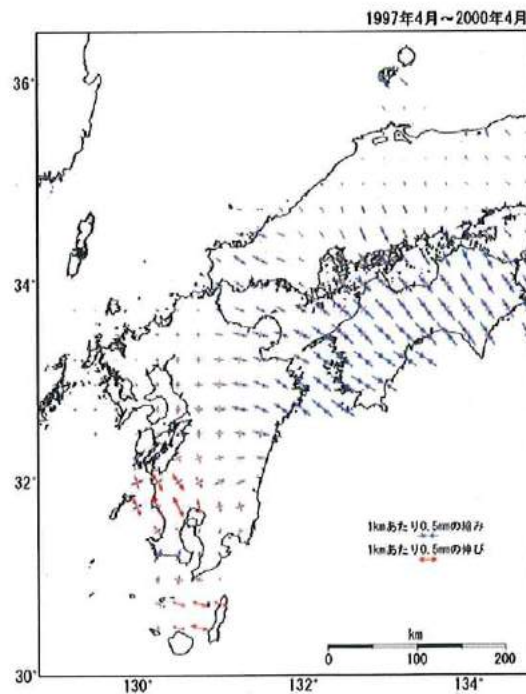


図 3 0 GPS の観測から推定した日本列島の変形
 (中国・四国・九州地方, 1997 年 4 月～2000 年 4 月)

(ウ) 地質調査

a 敷地周辺及び敷地近傍の地質調査

(a) 概要

各種の調査及び観測等により、内陸地殻内地震等の震源として想定する「将来活動する可能性のある断層等(活断層等)」の位置、長さ等の評価が適切に行われている必要がある。

「将来活動する可能性のある断層等」については、後期更新世⁴¹以降(約12~13万年前以降)の活動が否定できない断層等とした。

(b) 調査内容

敷地周辺及び敷地近傍の地質調査にあたっては、敷地からの距離に応じて、陸域及び海域について、文献調査、変動地形学的調査⁴²、地球物理学的調査⁴³、地表地質調査⁴⁴等の最新の手法による詳細な調査を実施し、既往調査結果や最新の知見も踏まえて検討を行い、断層の活動性や連続性を安全側に評価した。特に、敷地近傍については、より精度の高い詳細な調査を実施した。地質調査の概要を図3-1に示す。

i 陸域における地質調査内容

敷地を中心とするおおむね半径100km範囲の文献調査の結果を踏まえ、敷地を中心とする半径30kmの範囲及びその周辺陸域において、変動地形学的調査、地表地質調査及び地球物理学的調査を実施した。

変動地形学的調査としては、主に国土地理院で撮影された縮尺4万分の1、2万分の1及び1万分の1の空中写真並びに同院発行の縮尺5万分の1及び2万5千分の1の地形図を使用して、空中写真判読等を行い、活断層等に起因した変動地形の可能性のある地形(以下「リニアメント」という。)を抽出した。

地表地質調査としては、文献に示されている活断層、推

定活断層及びリニアメント並びに空中写真判読によるリニアメントを対象に地表踏査等を実施し、これらの調査結果に基づいて敷地周辺陸域の地質及び地質構造の検討を行った。

地球物理学的調査としては、重力探査⁴⁵を実施し、海域を含めた範囲の解析を行った。

また、敷地近傍における地質及び地質構造を詳細に把握するため、敷地周辺における調査結果を踏まえて、敷地を中心とする半径 5km の範囲において、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査等を実施した。

ii 海域における地質調査内容

敷地を中心とするおおむね半径 100km 範囲の文献調査の結果を踏まえ、敷地周辺海域については、敷地を中心とする半径約 30km の範囲の海域（以下「敷地前面海域」という。）において、シングルチャンネル方式⁴⁶及びマルチチャンネル方式⁴⁷の音波探査を実施した。音波探査は、原則として汀線⁴⁸方向の測線については約 5km 間隔、汀線直交方向の測線については約 2.5km 間隔で実施した。測線の総延長は約 1,620km である。

敷地前面海域に加え、敷地を中心とするおおむね半径 100km の範囲のうち敷地前面海域を除く範囲（以下「敷地周辺海域」という。）に分布する地層の地質時代を検討するため、シングルチャンネル方式及びマルチチャンネル方式の音波探査を実施した。測線の総延長は約 330km である。

敷地周辺海域のうち対馬北西海域から五島列島西方の海域（以下「対馬－五島西方海域」という。）では、文献に示されている断層にほぼ直交する方向の約 10km～約 20km 間隔の測線及びこれらを横断する測線で、シングルチャンネル方式の音波探査を実施しており、その測線の総延長は

約 740km である。

また、地震調査委員会の「警固断層帯の長期評価について」(2007)を踏まえ、地震調査委員会が示す警固断層帯の北西延長海域(以下「福岡県西方海域」という。)において、シングルチャンネル方式等の音波探査を実施した。その測線の総延長は約 160km である。

海上音波探査⁴⁹の概要及び調査測線を図 3 2 に示す。

iii 調査結果

敷地周辺の半径 30km 以内及び半径 30km 以遠の主な活断層分布を図 3 3 及び図 3 4 に示す。敷地周辺の主な活断層として、陸域については、竹木場断層、今福断層、城山南断層、楠久断層、国見断層、真名子-荒谷峠断層及び鉾ノ木山リニアメントがある。海域については、F-h 断層及び糸島半島沖断層群がある。半径 30km 以遠の主な活断層として、警固断層帯、佐賀平野北縁断層帯、日向峠-小笠木峠断層帯、宇美断層、西山断層帯、水縄断層帯、雲仙断層群、壱岐北東部断層群、対馬南方沖断層、対馬南西沖断層群、厳原東方沖断層群、宇久島北西沖断層群、沖ノ島東方沖断層、F_{TW-3}、F_{TW-4}、中通島西方沖断層群及び F_{TW-1} がある。

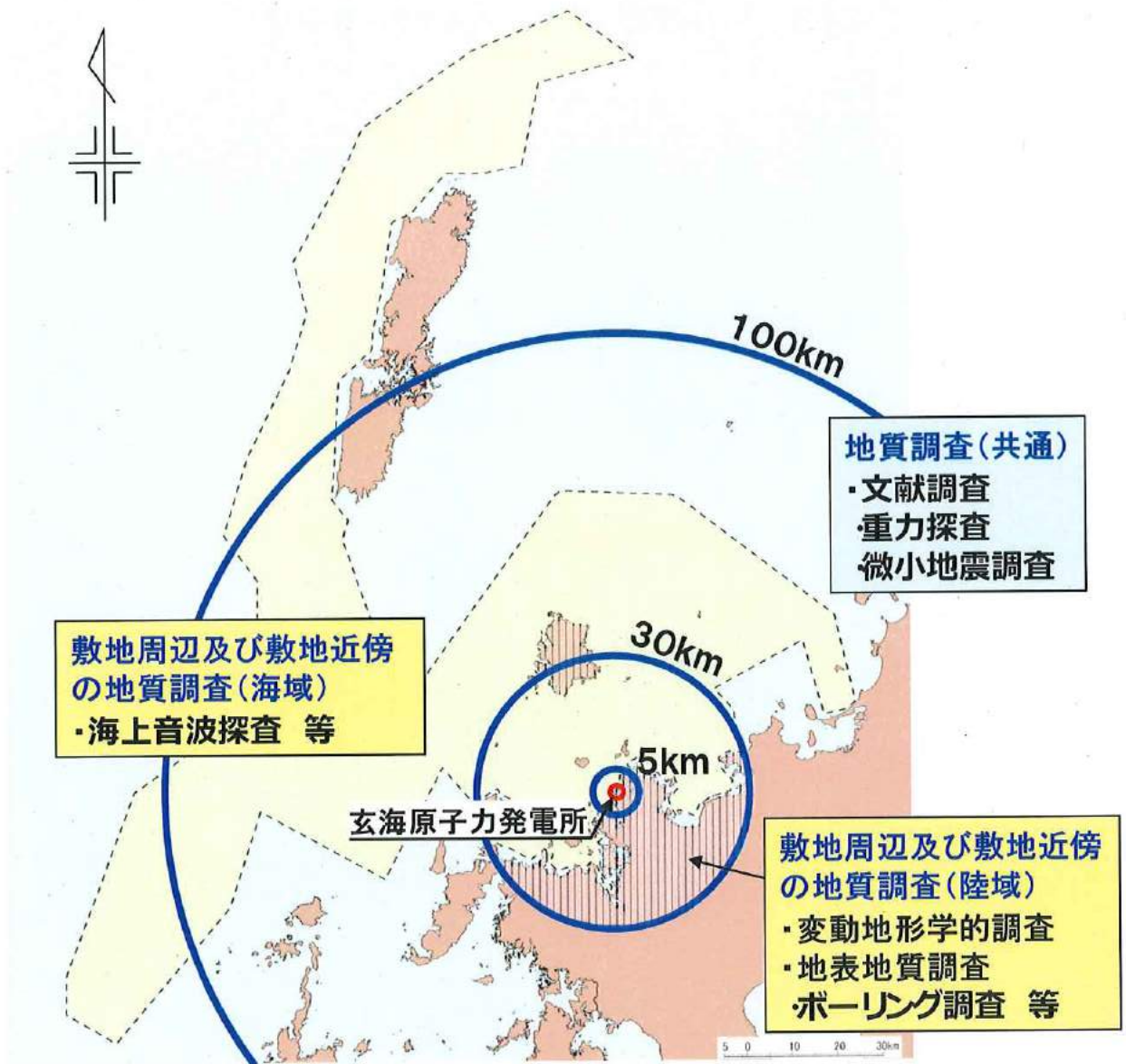


図 3 1 地質調査の概要

海上音波探査



- ・ 船から音波を発生し、その反射波を分析
- ・ 総延長約2,850kmにわたり実施

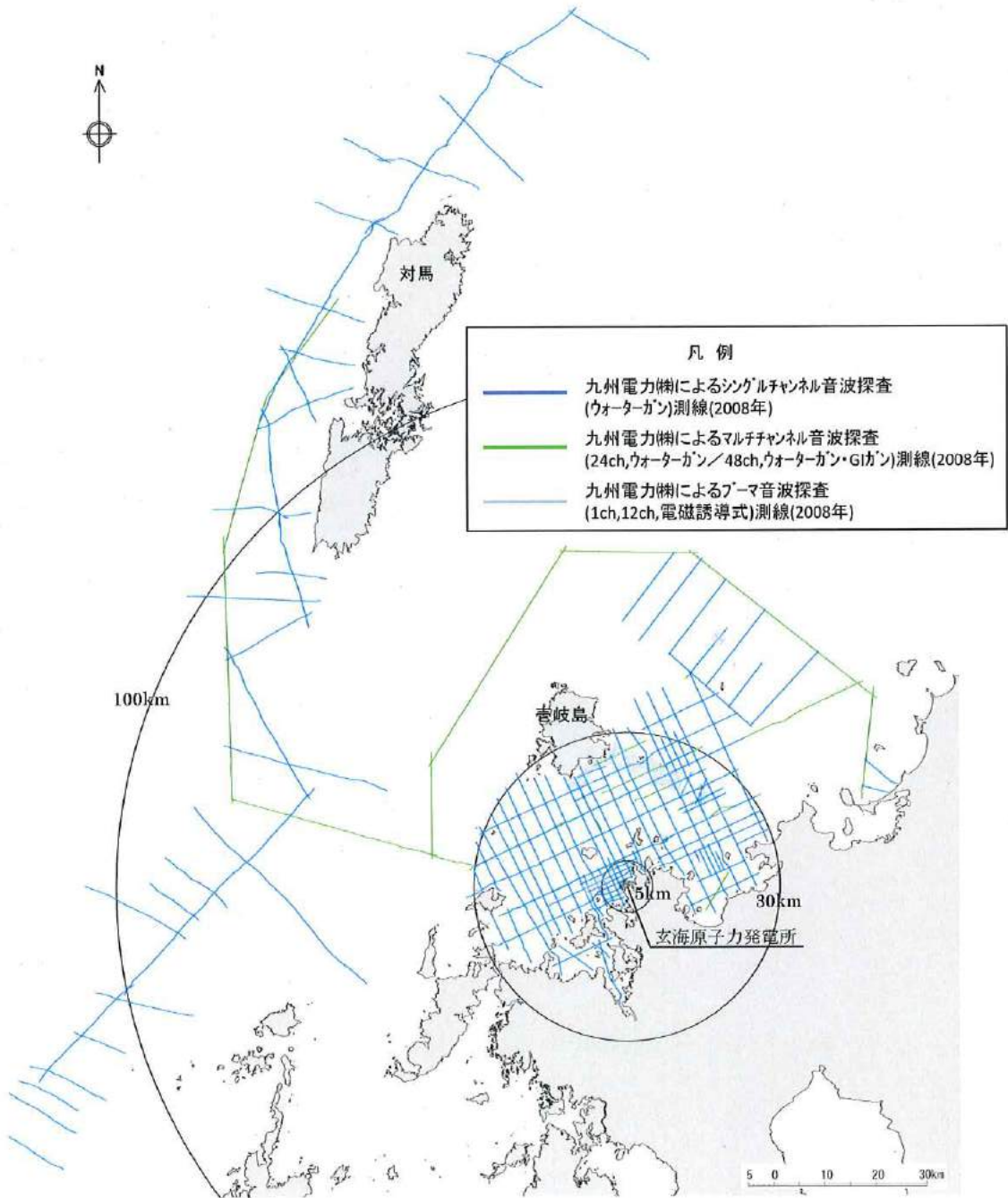


図32 海上音波探査の概要及び調査測線

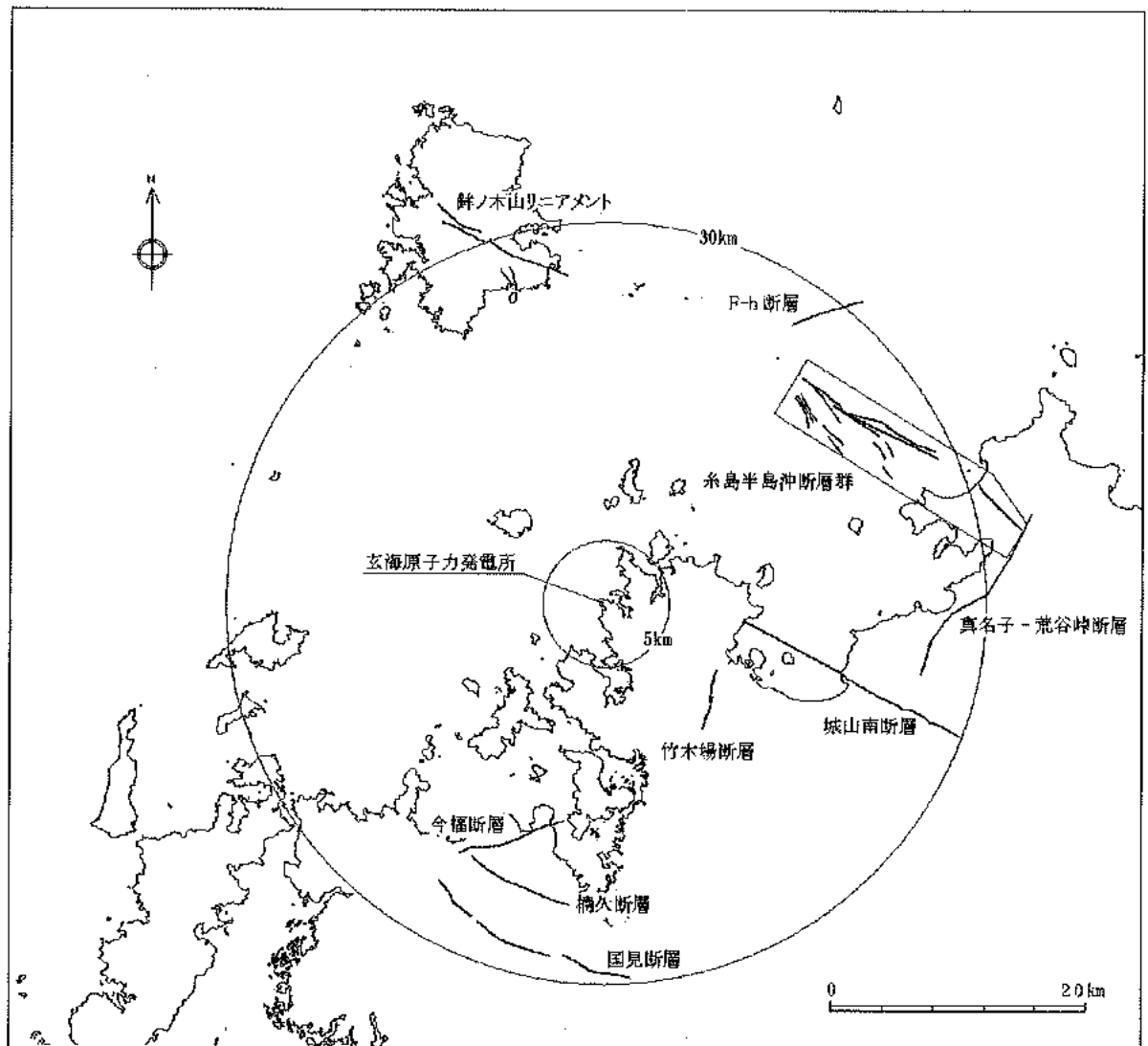


図 3 3 敷地周辺の主な活断層分布(30km 以内)

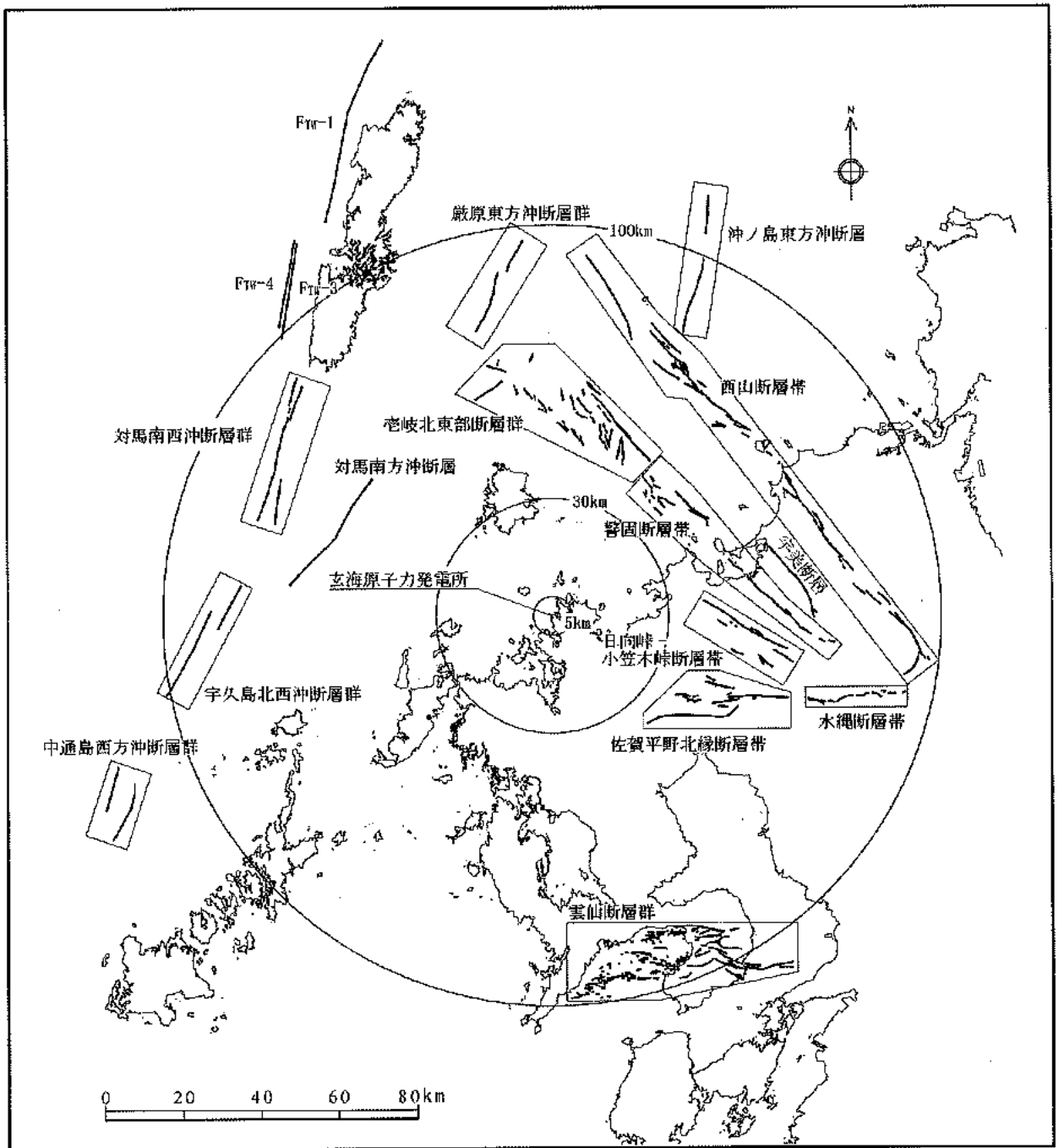


図 3 4 敷地周辺の主な活断層分布(30km 以遠)

b 敷地内の地質調査

(a) 概要

安全上重要な原子炉施設が「将来活動する可能性のある断層等」の露頭⁵⁰がある地盤に設置された場合、その将来の断層等の活動による地震や地盤の変位等により安全機能に重大な影響を与えるおそれがあるため、安全上重要な原子炉施設を設置する地盤（以下「基礎地盤」という。）に、「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認する必要がある。

「将来活動する可能性のある断層等」については、後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動が否定できない断層等とした。

(b) 調査内容

債務者は、本件原子力発電所の敷地において、地表地質調査、ボーリング調査、試掘坑⁵¹調査等の詳細な調査を実施し、基礎地盤の地質や断層の分布及びその活動性を検討した。債務者が、敷地内において実施した地質調査位置を図 3 5 に示す。

ボーリング調査においては、272 孔、総延長約 19,300m を実施した。

また、地表地質調査、ボーリング調査等により得られた敷地の地質及び地質構造を直接確認するため、試掘坑調査を実施した。さらに、発電所建設時に基礎掘削面の地質観察を行い、基礎岩盤を構成する地質の分布、断層の走向、傾斜等を直接確認した。

(c) 基礎地盤の性質

上記調査の結果、基礎地盤付近の地質は、古第三紀⁵²～新第三紀⁵³に形成された佐世保層群を基盤とし、これに貫入した玢岩⁵⁴と、これらを不整合に覆う八ノ久保砂礫層、東松浦玄武岩類及び沖積層によって構成されていることが分かった。

このうち、基礎地盤を構成する主な地質は、砂岩⁵⁵及び頁岩⁵⁶から成る佐世保層群であり、相当な拡がりをもって広く分布していることを確認した。

(d) 断層の分布と活動性

3号炉及び4号炉の試掘坑で確認された断層は計4本(G-1断層, G-2・4断層, G-3断層, G-5断層)であり、位置を図36に示す。

また、1号炉及び2号炉の試掘坑で確認された断層は計7本(g-1断層, g-2断層, g-3断層, g-4断層, g-5断層, g-6断層, g-7断層)であり、位置を図37に示す。

試掘坑で確認された断層は、①佐世保層群の層理⁵⁷に走向がほぼ平行な断層(G-1断層, g-1断層, g-4断層, g-5断層, g-6断層, g-7断層)、②佐世保層群の層理に走向がほぼ直交する断層(G-2・4断層, G-3断層)、③佐世保層群に貫入した玢岩の岩脈⁵⁸に沿う断層(g-2断層, g-3断層)及び玢岩脈と同系統の断層(G-5断層)に区分した。

3号炉及び4号炉周辺で最も規模が大きいG-1断層は、3号炉及び4号炉南側の試掘坑(N坑, Y=425坑, S坑, G-1断層調査坑(Y=492坑, X=789坑))で確認された。本断層は佐世保層群の層理に走向がほぼ平行な逆断層で、破碎幅⁵⁹は最大45cmである。

1号炉及び2号炉周辺で最も規模が大きいg-1断層は、1号炉及び2号炉の試掘坑(連絡坑, 中東横坑)及び1号炉基礎掘削面で確認した。本断層は佐世保層群の層理に平行な断層のため変位は確認できないが、破碎幅は最大40cmである。

G-2・4断層及びG-3断層は、いずれもその走向が佐世保層群の層理にほぼ直交する高角度の正断層で、延長は短く破碎幅及び落差も小規模である。

3号炉及び4号炉の試掘坑で確認したG-5断層は、佐世保層群の地層と同走向であるが、傾斜は逆であり、近接する玢岩の岩脈と走向・傾斜が同系統であることから、玢岩の貫入に伴う局所的かつ小規模なものと判断した。また、1号炉及び2号炉の試掘坑で確認された玢岩の岩脈に沿う断層（g-2断層、g-3断層）は、No.1横坑、連絡坑、中東横坑及び玢岩追跡坑（B）で確認され、約100m連続するが、その岩脈の延長であるNo.2横坑では玢岩の岩脈と佐世保層群の境界は密着している。

G-1断層の活動性について検討するため、3号炉及び4号炉のN坑よりG-1断層の傾斜に沿ってG-1断層調査坑（Y=492坑）を掘削した。

その結果、本断層が基礎岩盤を被覆する東松浦玄武岩類中に延びていないことから、東松浦玄武岩類の噴出以前にその活動を終えたと判断した。

基礎掘削面地質観察結果によると、G-2・4断層の北西方向の延長部は本断層にほぼ直交する玢岩中に延びていないことから、G-2・4断層及び同系統のG-3断層は玢岩の貫入以前にその活動を終えたと判断した。

1号炉及び2号炉付近の佐世保層群に貫入している玢岩をトレンチ調査⁶⁰により追跡調査した結果、玢岩は東松浦玄武岩類に覆われていることから、玢岩の貫入時期は佐世保層群の堆積後から東松浦玄武岩類の噴出前の間であり、玢岩の岩脈に沿う断層及び同系統の断層の生成時期及び活動時期も同様と判断した。なお、3号炉及び4号炉の試掘坑においてG-1断層が幅約1.5m及び約3mの2本の玢岩を変位させていることを確認しており、玢岩の貫入時期はG-1断層の活動よりも古いと判断した。

以上より、基礎地盤付近に認められる断層の生成時期及び活

動時期はすべて東松浦玄武岩類の噴出時期よりも古いと考え、少なくとも新第三紀鮮新世⁶¹以降における活動はなく、基礎地盤に「将来活動する可能性のある断層等」はないと判断した。

【乙 2-2 13 頁～14 頁】

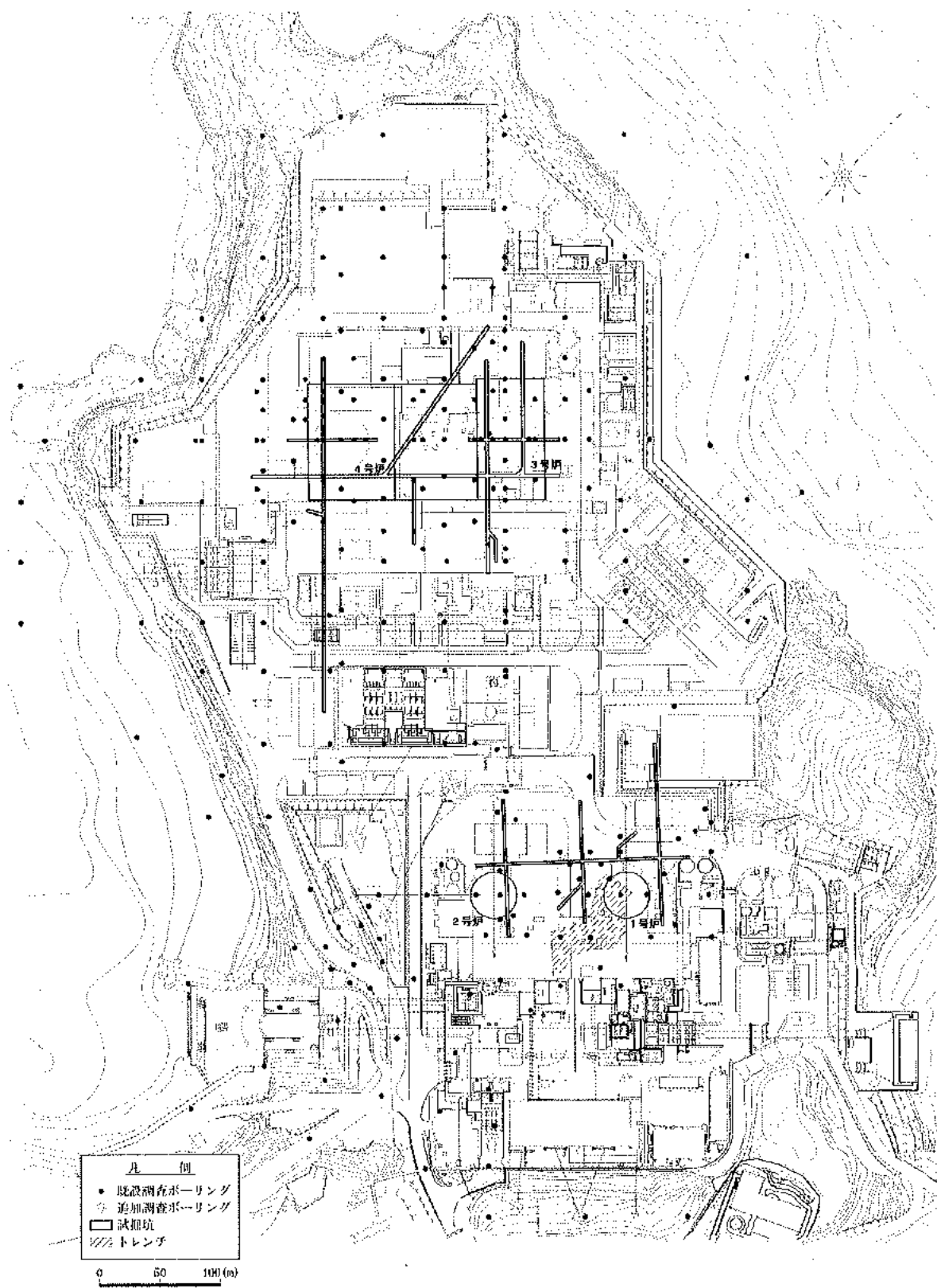


図 35 敷地内地質調査位置

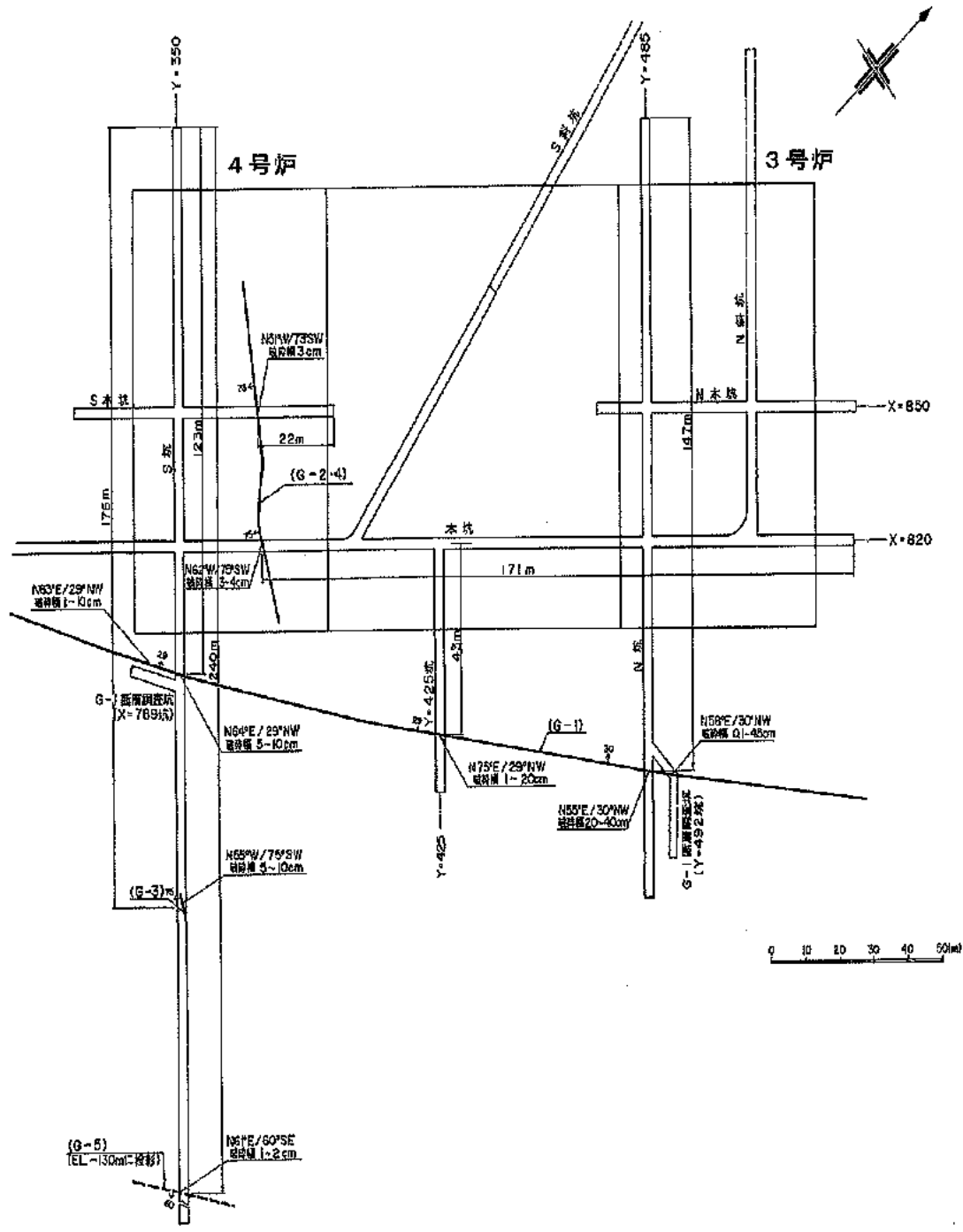


図 3 6 3号及び4号炉の試掘坑で確認された断層位置図

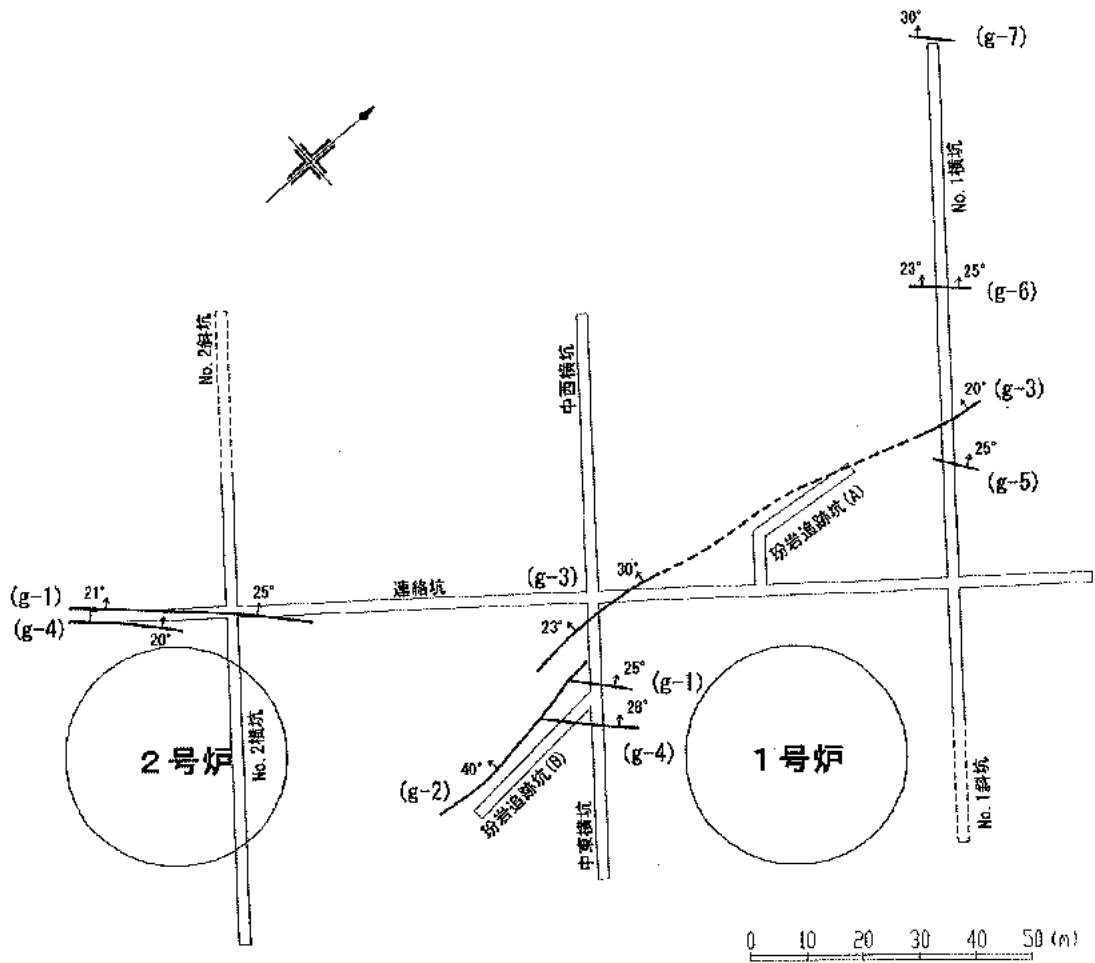


図 3 7 1号及び2号炉の試掘坑で確認された断層位置図

(エ) 地下構造調査

a 敷地及び敷地周辺の地盤構造

敷地周辺においては、花崗岩類及び古第三紀～新第三紀の堆積岩類並びにこれらを不整合に覆って、鮮新世の東松浦玄武岩が分布する。敷地近傍の地質は、古第三紀～新第三紀の佐世保層群を基盤とし、同層群を新第三紀鮮新世の東松浦玄武岩類が不整合関係で覆う。

敷地近傍においては、地下浅部から佐世保層群が拡がりをもって分布している。

b 敷地内調査

試掘坑内の弾性波試験⁶²結果によると、原子炉基礎岩盤における岩盤の弾性波平均速度値⁶³は、P波⁶⁴が約3.0 km/s、S波⁶⁵が約1.35 km/sであり、良質の硬い岩盤といえる。地質調査の結果、この良質の硬い岩盤は相当の広範囲にわたり基盤を構成していることを確認した。

c 微動アレイ探査

敷地の地下構造の把握のため、一辺が約1700mのLLアレイ、約900mのLアレイ、約500mのMアレイ、約200mのSアレイ、約50mのSSアレイについて、それぞれの頂点3点、重心位置の計4点で微動アレイ探査⁶⁶を実施した。また、高振動数を補間するために単点微動測定時の1辺約50mのL字型のSSアレイのデータを利用した。微動アレイ探査の観測位置を図38に、微動アレイ探査結果を図39、微動アレイ探査結果による同定結果を図40に示す。

微動アレイ探査により得られた観測分散曲線⁶⁷(図39)を基に、敷地の地下のせん断波速度⁶⁸の同定を実施した。その結果(図40)によると、表層から深くなるにつれ、せん断波速度は大きくなる。これは、上層よりせん断波速度が極端に小さい層が存在せず、特異な増幅がないことを意味する。

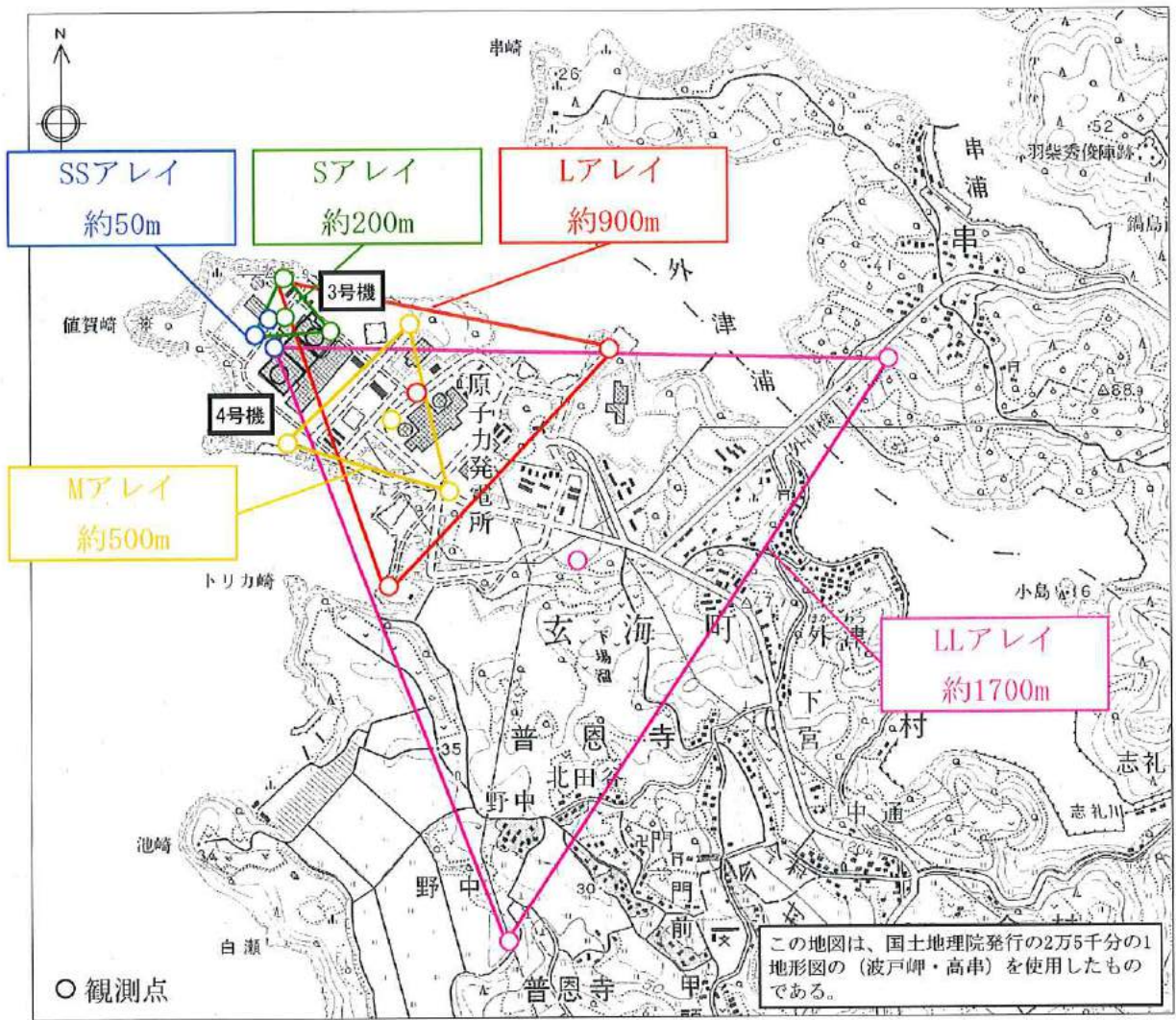


図38 微動アレイ観測位置

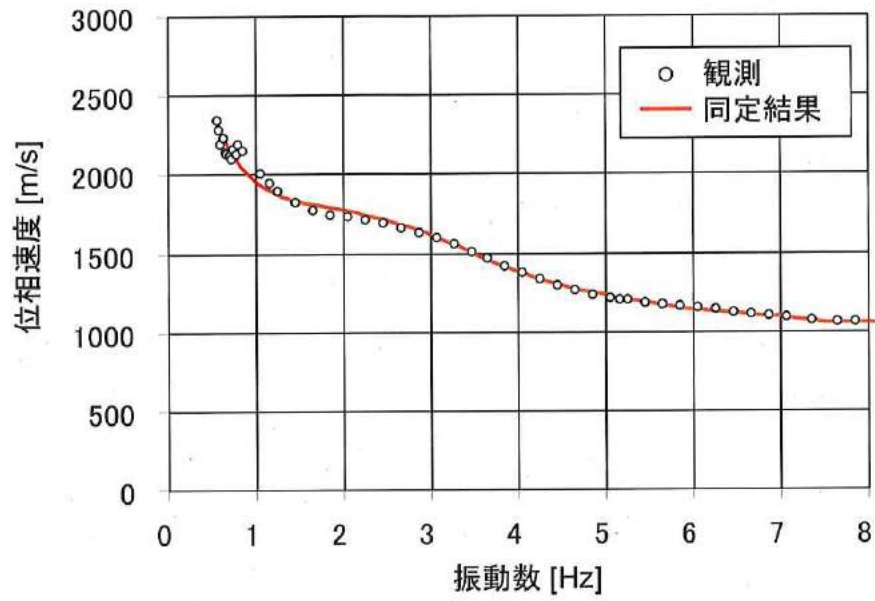


図 3 9 微動アレイ探査結果

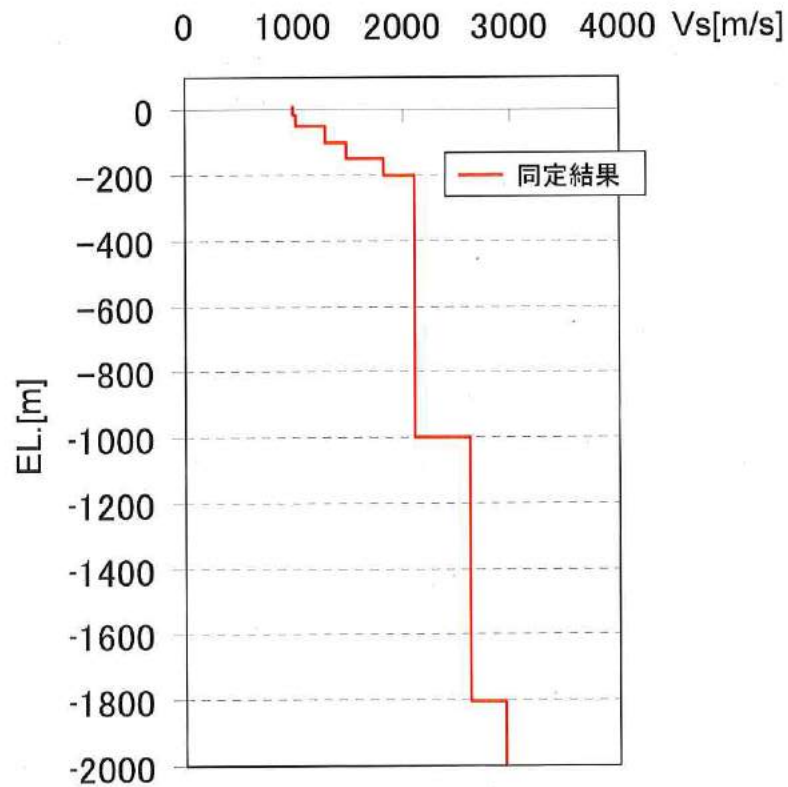


図 4 0 微動アレイ探査結果による同定結果

d 単点微動観測

敷地の地下構造を把握するため、50m 間隔で単点微動観測⁶⁹を実施し、水平/上下のスペクトル比 (H/V) の卓越ピークの空間分布の評価を実施した。単点微動観測結果を図4-1に示す。短周期側では表層の影響が見られるものの、長周期側では明確な傾向が見られず、深部の地下構造による特異な増幅の影響は見られていない。

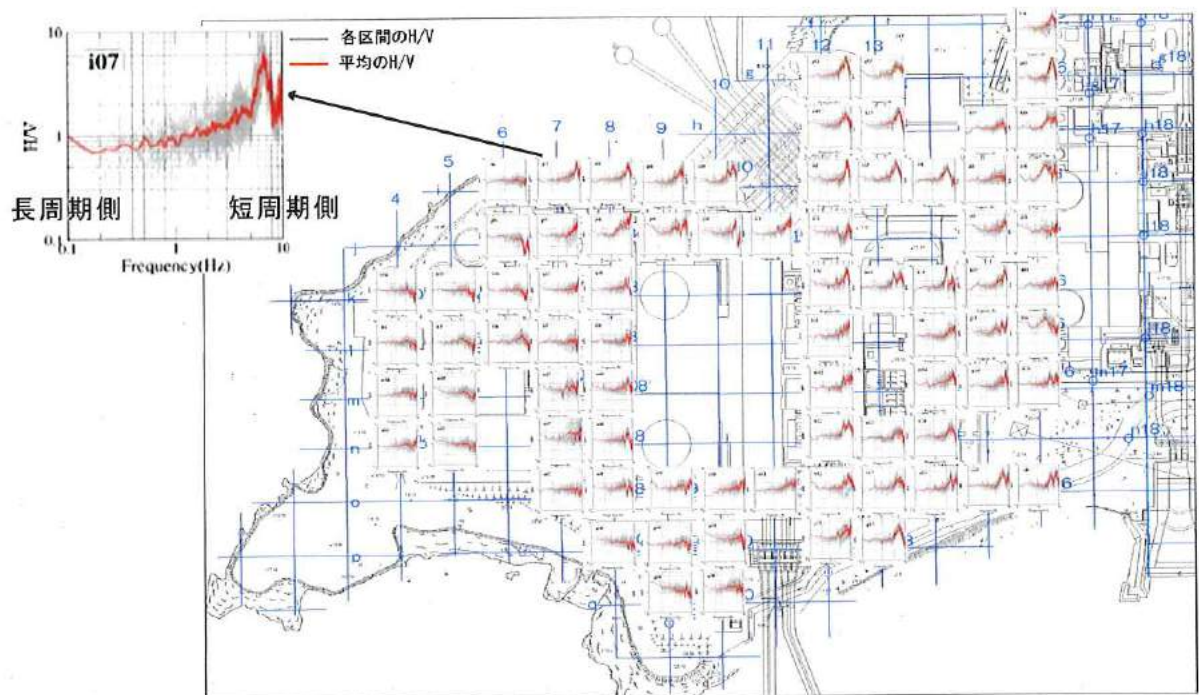
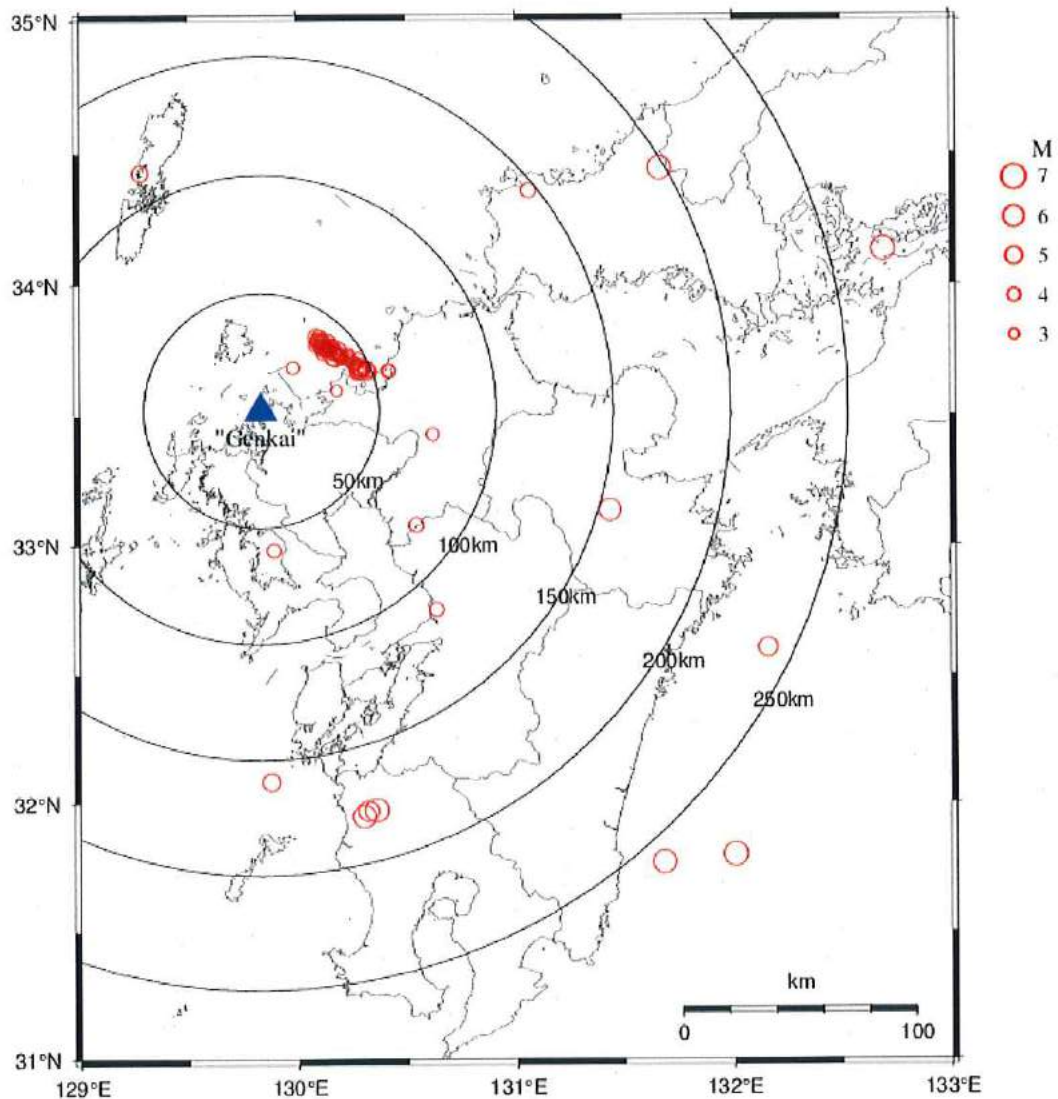


図4-1 単点微動観測結果

(オ) 地震観測

本件原子力発電所では、建設時から地震観測を開始し、継続的に地震観測を実施しており、平成 25 年 7 月の設置許可申請時まで合計 76 の地震の観測記録が得られている。観測記録が得られた 76 地震の震央分布を図 4 2 に示す。本件原子力発電所の基準地震動策定にあたり、かかる 76 地震の観測記録を用いた分析を行った。



※2000年鳥取県西部地震は図の枠外

図 4 2 観測記録が得られた地震の震央分布

a 観測記録の特徴

本件原子力発電所の敷地周辺の地震による揺れの地域的な特性を把握するため、本件原子力発電所で得られた 76 地震のうちマグニチュード 5.0 以上の地震による観測記録の応答スペクトルと「関東・東北地方の過去の地震動の平均像」(Noda et al.(2002)⁷⁰による手法)による応答スペクトルの比を算出し、検討を行った。この比が 1.0 を上回るということは、平均的な地震による揺れより大きい揺れであったことを示し、下回るということは小さな揺れであったことを示す。観測記録の応答スペクトルと Noda et al.(2002)による応答スペクトルの比を図 4 3 に示す。図 4 3 によると、上記の比は 1.0 を大きく下回る。

これは、本件原子力発電所の敷地地盤は堅固な岩盤であることによるものと考えられ、本件原子力発電所敷地周辺で発生する地震の揺れが「関東・東北地方の過去の地震動の平均像」(Noda et al.(2002)) より小さいという地域的な特性の表れである。

なお、Noda et al.(2002)の手法では、敷地における地震観測記録に基づいて補正する(例えば図 4 3 の平均値を用いて 0.5 倍するなど)ことにより、地震の分類に従った震源特性、伝播経路特性及びサイト特性を的確に把握することが可能であり、補正することで地震動評価において、本件原子力発電所の敷地周辺の地震による揺れの地域的な特性を反映することができる。しかしながら、債務者は、本件原子力発電所における「応答スペクトルに基づく地震動評価」では、安全側の判断から、地震観測記録による補正は行わず、Noda et al.(2002)による方法をそのまま用いて評価している。

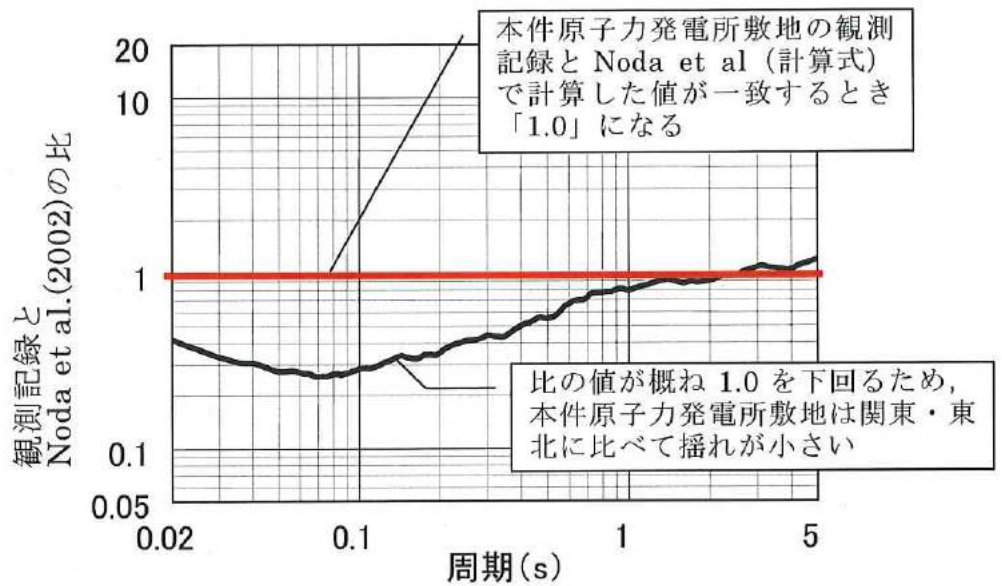


図 4 3 観測記録の応答スペクトルと「関東・東北地方の過去の地震動の平均像」(Noda et al.(2002)による手法)による応答スペクトルの比

b 特異な増幅特性の有無

本件原子力発電所敷地及び敷地周辺の地下構造が、地震波の伝播経路特性及びサイト特性に与える影響を検討するため、地震の到来方向による増幅特性の分析を行った。

まず、前述の合計 76 の地震の観測記録のうちマグニチュード 5.0 以上の地震により得られた観測記録の応答スペクトルの Noda et al.(2002)による平均的な応答スペクトルに対する比を到来方向別に算定し、比較・検討した。この比が 1.0 を上回るということは、平均的な地震による揺れより大きい揺れであったことを示し、下回るということは小さな揺れであったことを示す。また、この比が地震波の到来方向によって、異なる傾向が見られた場合、地震の到来方向により地震波の増幅特性が異なることを意味し、敷地及び敷地周辺の地下に褶曲構造⁷¹などの揺れを増幅させる要因があること

を示す。図4-4に示すとおり、地震波の到来方向によらず、1.0秒以下の短周期側の比は概ね1.0を下回っている。

したがって、地震の到来方向による観測記録の増幅特性の差異は存在せず、本件原子力発電所敷地及び敷地周辺の地下構造には、特異な増幅を生じさせるものはないと判断した。

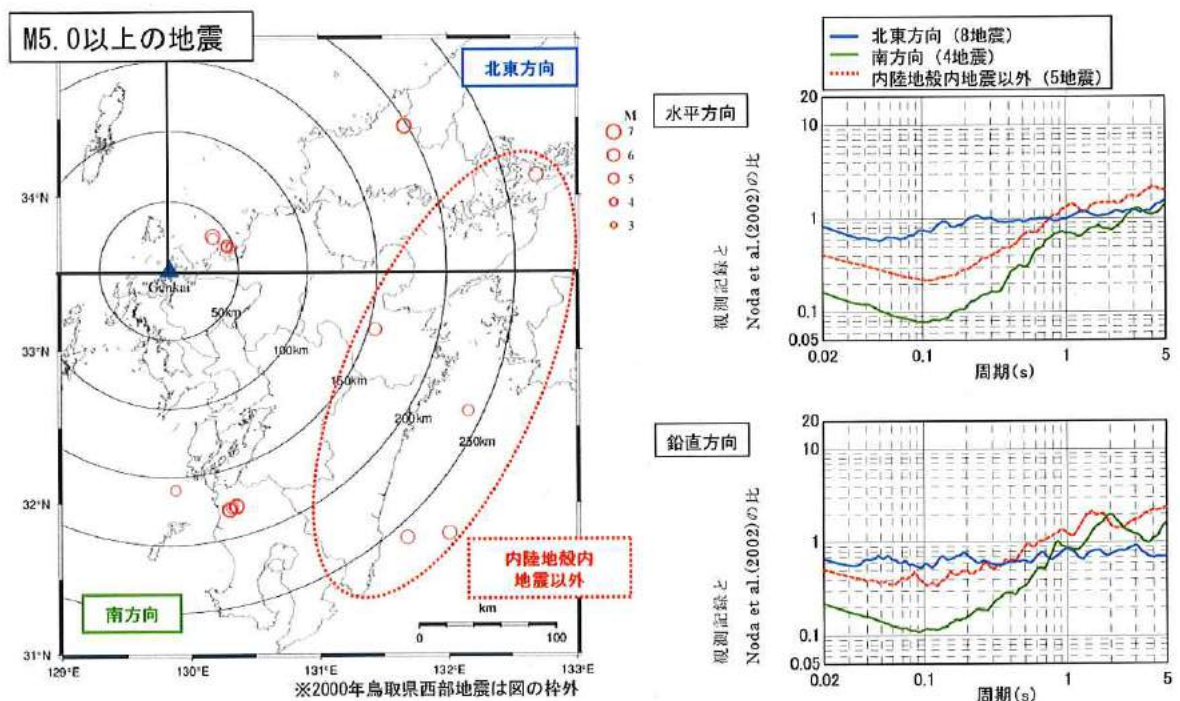


図4-4 地震観測記録を用いた到来方向の検討（マグニチュード5以上）

c 敷地と敷地周辺の地盤増幅率の差異

本件原子力発電所敷地及び敷地周辺の地下構造が、地震波のサイト特性に与える影響を検討するため、敷地における地盤増幅率⁷²と敷地周辺のK-NET観測点⁷³及びKiK-net観測点⁷⁴における地盤増幅特性について、比較・検討を実施した。

具体的には、本件原子力発電所における敷地地盤で得られた観測記録と敷地周辺のK-NET観測点及びKiK-net観測点で得られた観測記録を用いて、地震基盤⁷⁵からの地盤増幅率を算定した。地盤増

幅率の算定結果を図4-5に示す。図4-5は、縦軸に地盤増幅率、横軸に周波数を描いたものであり、これによれば、本件原子力発電所敷地における地盤増幅率は、周辺のK-NET観測点及びKiK-net観測点における地盤増幅率にと概ね整合しており、顕著な増幅傾向は見られない。

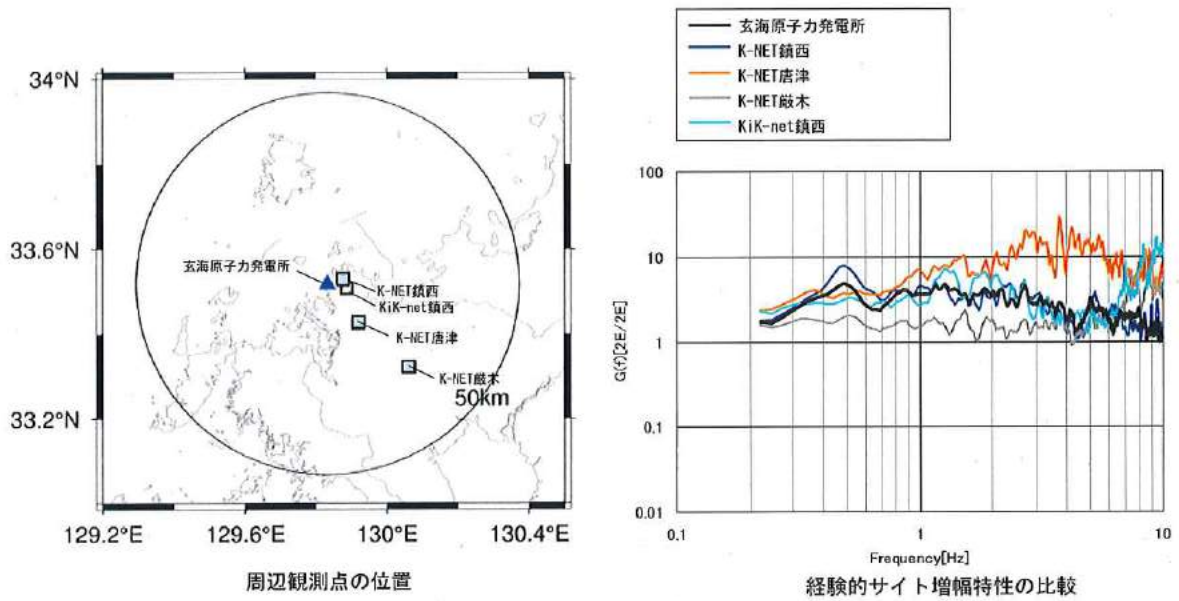


図4-5 本件原子力発電所敷地及び敷地周辺の地盤増幅率

d 2005年福岡県西方沖地震の検討

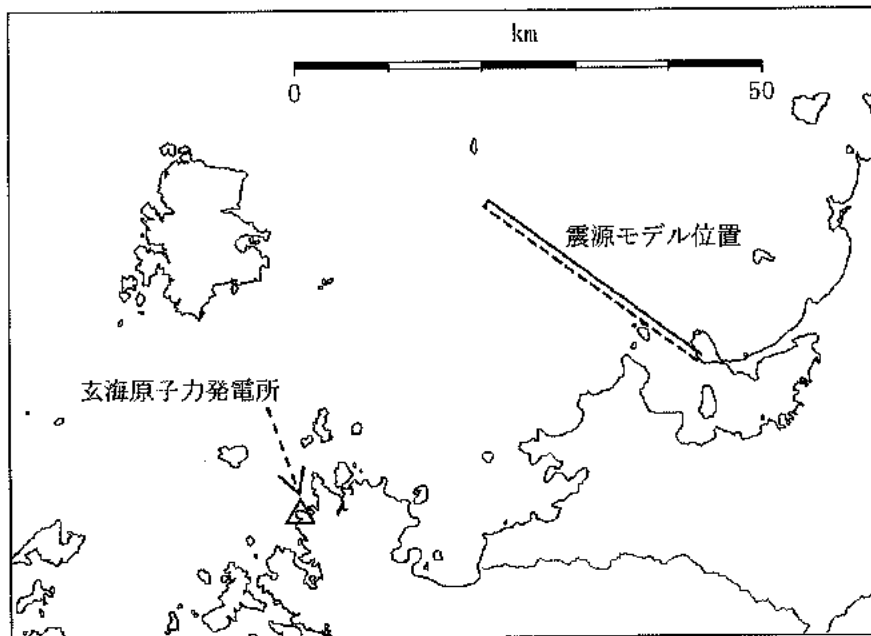
前述のとおり、本件原子力発電所の敷地地盤で合計76の地震の観測記録が得られており、これらの観測記録のうち地震による揺れが最も大きかったものは、2005年福岡県西方沖地震による観測記録である。

このため債務者は、本件原子力発電所敷地周辺で発生する地震の地域的な特性（震源特性）を調べるために、2005年福岡県西方沖地震による観測記録を用い、その震源特性について分析した。

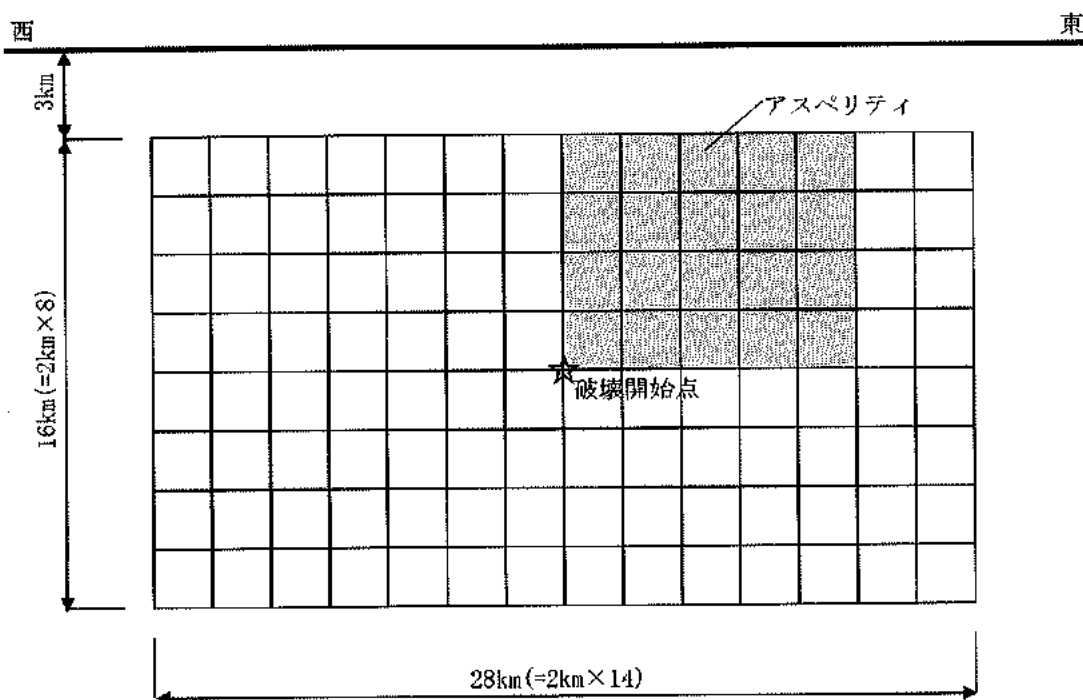
地震本部(2009)による強震動予測手法（以下「強震動予測レシピ⁷⁶」という。）に基づいて、主な断層パラメータを設定し、図4-6に示す特性化震源モデル⁷⁷を構築し、経験的グリーン関数法⁷⁸による地震動評価を実施した。

その結果、図4-7に示すとおり、2005年福岡県西方沖地震で得られた本件原子力発電所敷地地盤の観測記録を概ね再現することができた。

以上を踏まえ、本件原子力発電所における検討用地震の地震動評価では、敷地周辺で発生した2005年福岡県西方沖地震の検討結果を踏まえ、強震動予測レシピに基づき、断層パラメータ⁷⁹及び特性化震源モデルを構築するものとする。強震動予測レシピに基づく断層パラメータの設定方法を図4-8に示す。



(a) 断層配置図



(b) 断面図

図 4 6 2005 年福岡県西方沖地震の震源モデル

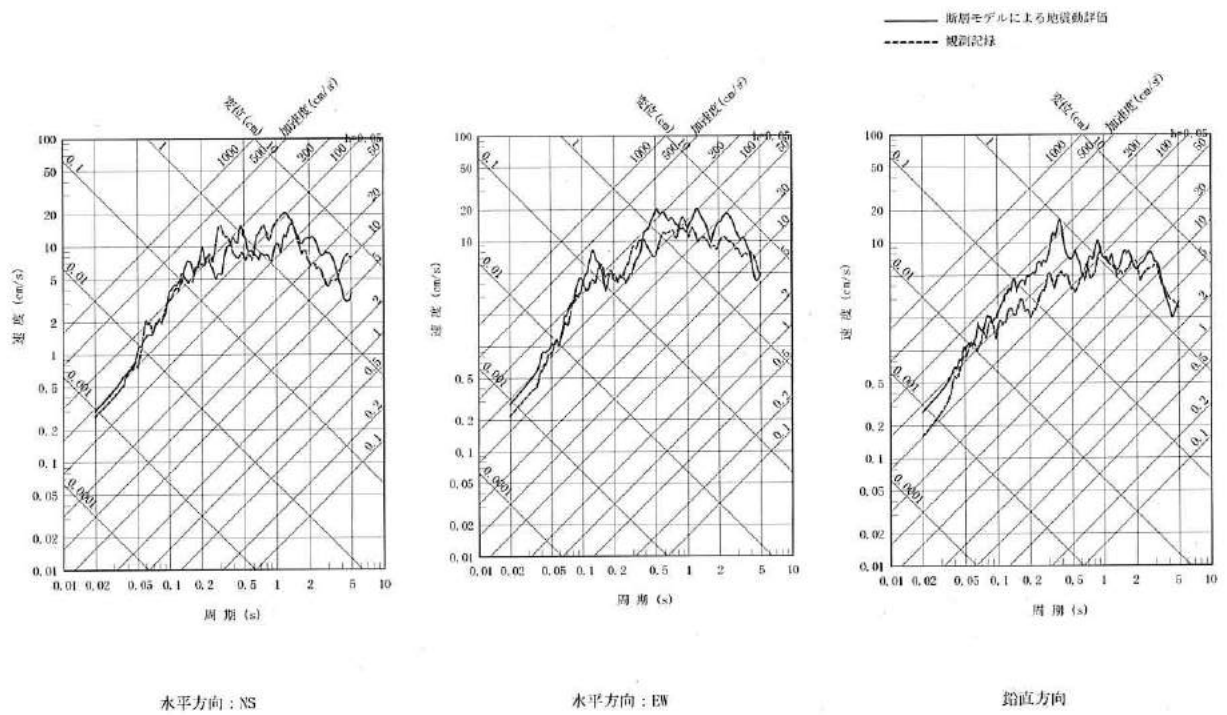


図 4.7 2005 年福岡県西方沖地震の地震動評価結果と観測記録の比較

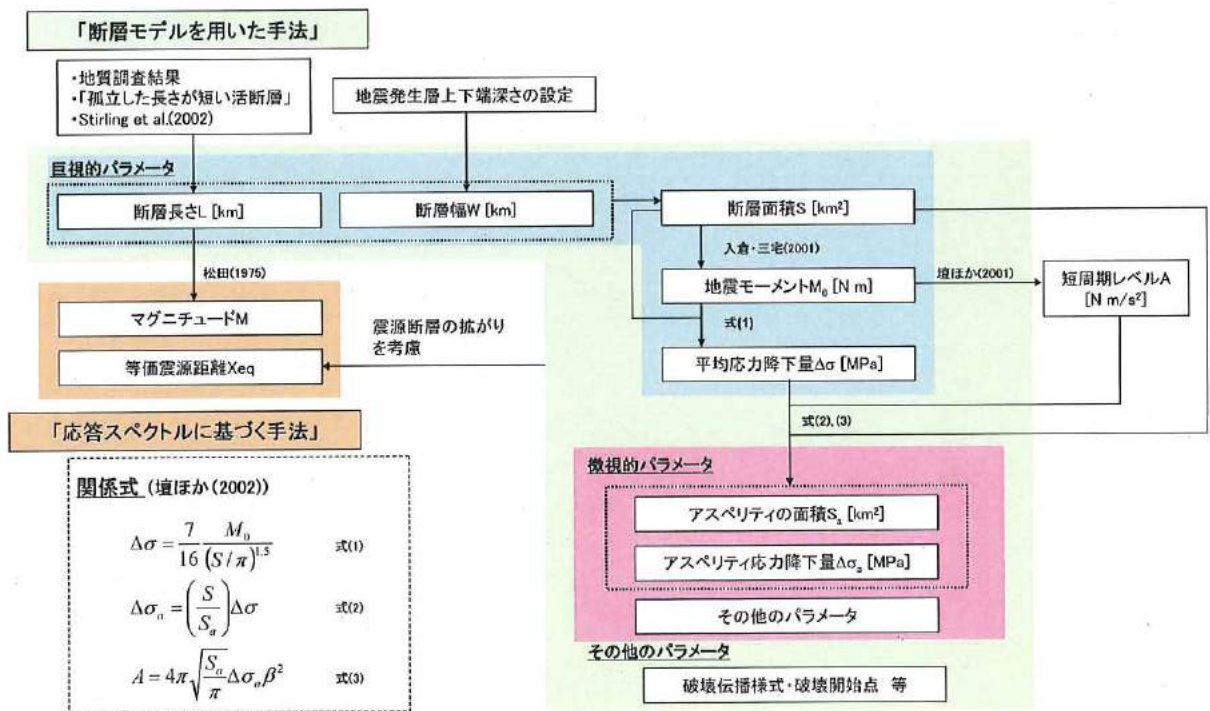


図 4.8 検討用地震のパラメータ設定方法

(カ) 本件原子力発電所の敷地周辺で発生する地震の地域的な特性

上記(ア)～(オ)の結果、債務者が把握した本件原子力発電所敷地周辺の「地域的な特性」は以下のとおりである。

a 震源特性

(a) 敷地周辺で発生する地震の内、敷地に大きな影響を与える地震は「内陸地殻内地震」である。敷地に大きな影響を与える内陸地殻内地震として、活断層による地震及び過去の被害地震を抽出した。

(b) 海側のプレートに起因するプレート間地震及び海洋プレート内地震は、敷地から海側のプレートまでの距離が200km程度以上離れており、敷地に大きな影響を与えることはない。

(c) 敷地周辺で発生する内陸地殻内地震は、「逆断層型」よりも揺れの大きさが小さい「横ずれ断層型」が多い。

(d) 敷地周辺は、ひずみがほとんど確認されず、過去に基準地震動を超過する地震動の原因となる地震(以下「基準地震動超過地震」という。)が発生した「ひずみ集中帯」のような圧縮応力場に位置しない。

(e) 敷地及び敷地から半径5km範囲に活断層がない。

b 「伝播経路特性」及び「サイト特性」

(a) 基盤(硬い岩盤)がある程度の広がりをもって比較的浅所に分布しているため敷地は揺れ難い。

(b) 敷地における揺れは、地震動の到来方向または周期帯によって特異な増幅はみられない。

c 敷地の観測記録の傾向

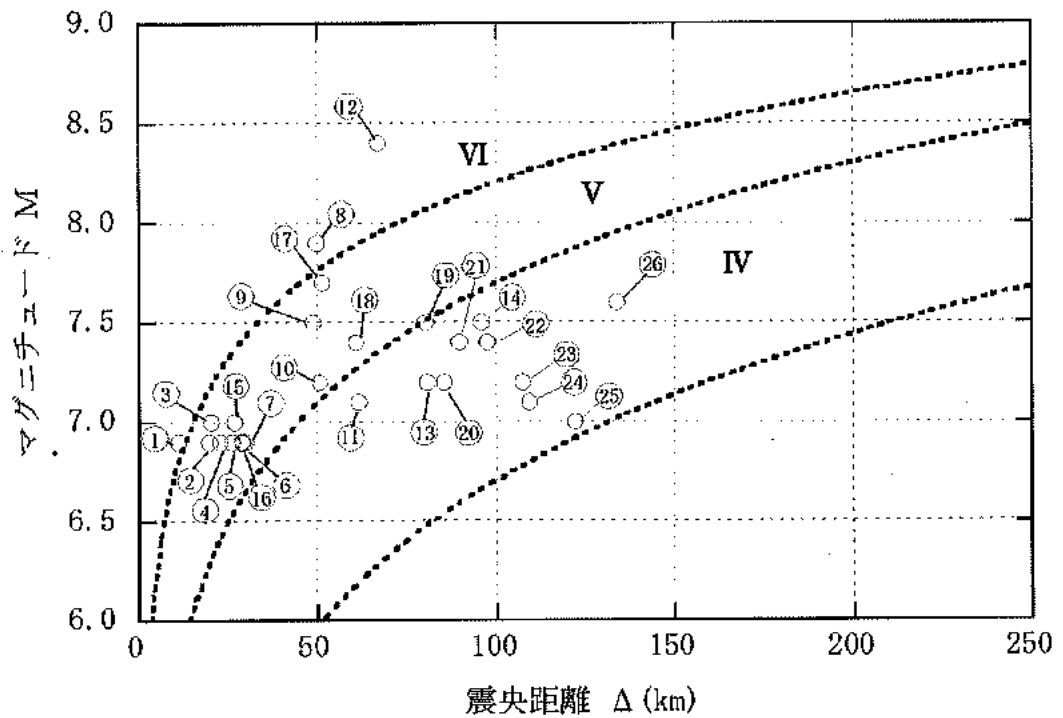
観測記録から敷地周辺で発生する地震による揺れは、「関東・東北地方の過去の地震動の平均像」(Noda et al.(2002))に比べて小さい。

ウ 検討用地震の選定

上記「第2-1(3)イ(ウ)地質調査」で示した活断層による地震について、震央距離を横軸、マグニチュードを縦軸として、敷地における旧気象庁震度階級区分も書き加えたものを図4-9に示す。図4-9によると、敷地において、周辺の活断層から想定される地震による揺れは、宇美断層、水縄断層帯、雲仙断層群、巖原東方沖断層群、宇久島北西沖断層群、沖ノ島東方沖断層、 F_{TW-3} 、 F_{TW-4} 、中通島西方沖断層群及び F_{TW-1} による地震を除き、震度5弱程度以上と推定される。

「第2-1(3)イ(イ)c 被害地震」及び上記を踏まえ、敷地に大きな影響を及ぼすと想定される震度5弱程度以上の18地震全てをNoda et al.(2002)の方法により算定した応答スペクトルを基に評価し、その中から検討用地震を選定した。

2005年福岡県西方沖地震(マグニチュード7.0)、1700年老岐・対馬の地震(マグニチュード7.0)及び敷地周辺の主な活断層による18地震の応答スペクトルの比較を図5-0に示す。この比較の結果、応答スペクトルの大小関係から、全周期帯において敷地に及ぼす影響が大きい「竹木場断層による地震」及び「城山南断層による地震」の2つを検討用地震として選定した。【乙2-2 14頁～15頁】



※ IV, V, VIは旧気象庁震度階級で、震度の境界線は村松(1969)⁽⁸⁾及び勝又ほか(1971)⁽⁹⁾による。

No.	断層の名称	No.	断層の名称	No.	断層の名称
①	竹木場断層	⑩	日向峠-小笠木峠断層帯	⑲	対馬南西冲断層群
②	今福断層	⑪	宇美断層	⑳	厳原東方冲断層群
③	城山南断層	⑫	西山断層帯	㉑	宇久島北西冲断層群
④	楠久断層	⑬	水廻断層帯	㉒	沖ノ島東方冲断層
⑤	国見断層	⑭	雲仙断層群	㉓	F _{TW} -3
⑥	真名子-荒谷峠断層	⑮	糸島半島冲断層群	㉔	F _{TW} -4
⑦	鉾ノ木山リニアメント	⑯	F-h断層	㉕	中通島西方冲断層群
⑧	警固断層帯	⑰	壱岐北東部断層群	㉖	F _{TW} -1
⑨	佐賀平野北縁断層帯	⑱	対馬南方冲断層		

図 4 9 敷地周辺の主な活断層から想定される地震

- | | |
|------------------|-----------------|
| ① 竹木場断層による地震 | ⑪ 西山断層帯 |
| ② 今福断層による地震 | ⑫ 糸島半島沖断層群による地震 |
| ③ 城山南断層による地震 | ⑬ F-h断層による地震 |
| ④ 楠久断層による地震 | ⑭ 老岐北東部断層群 |
| ⑤ 国見断層による地震 | ⑮ 対馬南方冲断層 |
| ⑥ 真名子-荒谷峠断層による地震 | ⑯ 対馬南西方冲断層 |
| ⑦ 鍾ノ木山リニアメント | ⑰ 1700年老岐・対馬の地震 |
| ⑧ 警固断層帯による地震 | ⑱ 2005年福岡県西方沖地震 |
| ⑨ 佐賀平野北縁断層帯 | |
| ⑩ 日向峠-小笠木峠断層帯 | |

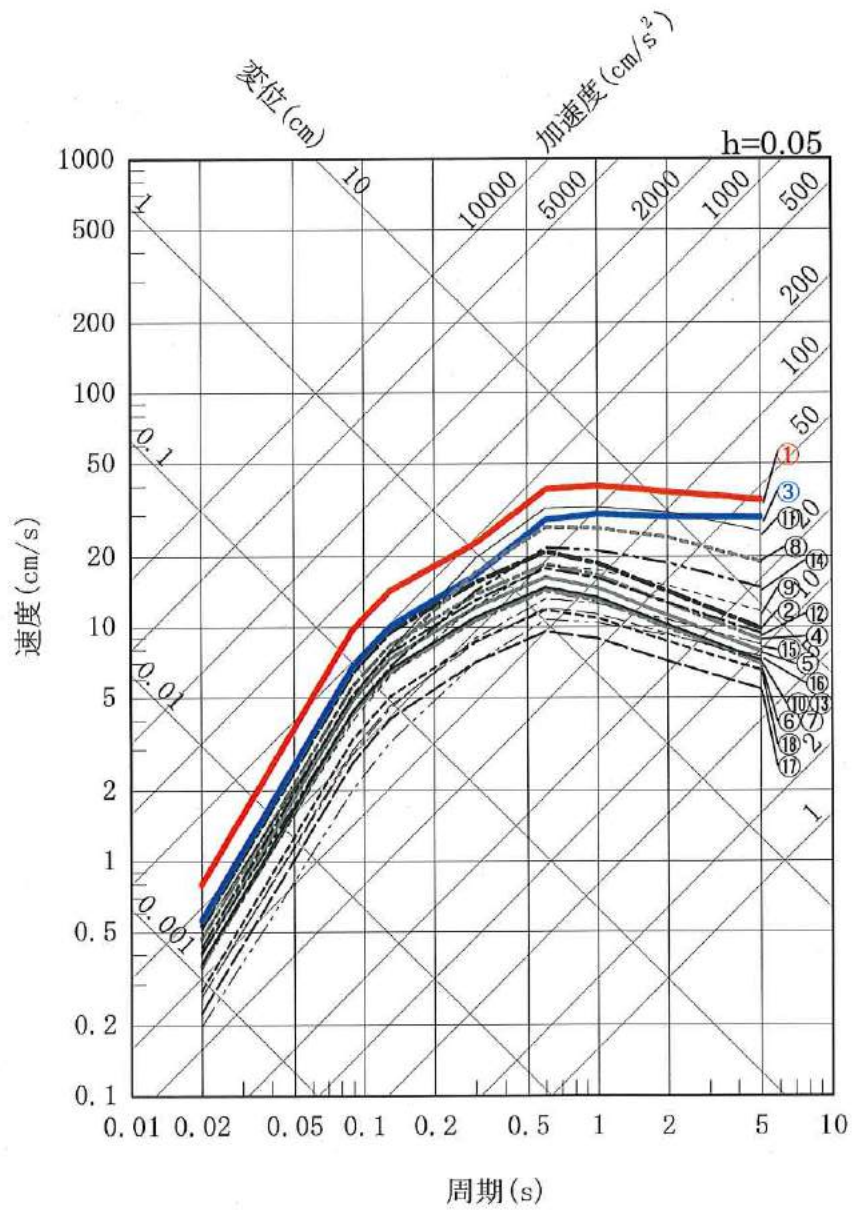


図 5 0 検討用地震の選定のための応答スペクトルの比較

エ 検討用地震の地震動評価における震源モデルの設定

検討用地震の地震動評価では、「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」を行った。検討用地震の地震動評価の流れを図5-1に示す。

検討用地震の地震動評価に当たっては、まず、前述の調査結果及び観測記録に基づく分析等により十分に把握された地域的な特徴を踏まえ、基本とする地震の震源モデル(以下「基本震源モデル」という。)を十分安全側に構築した。

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

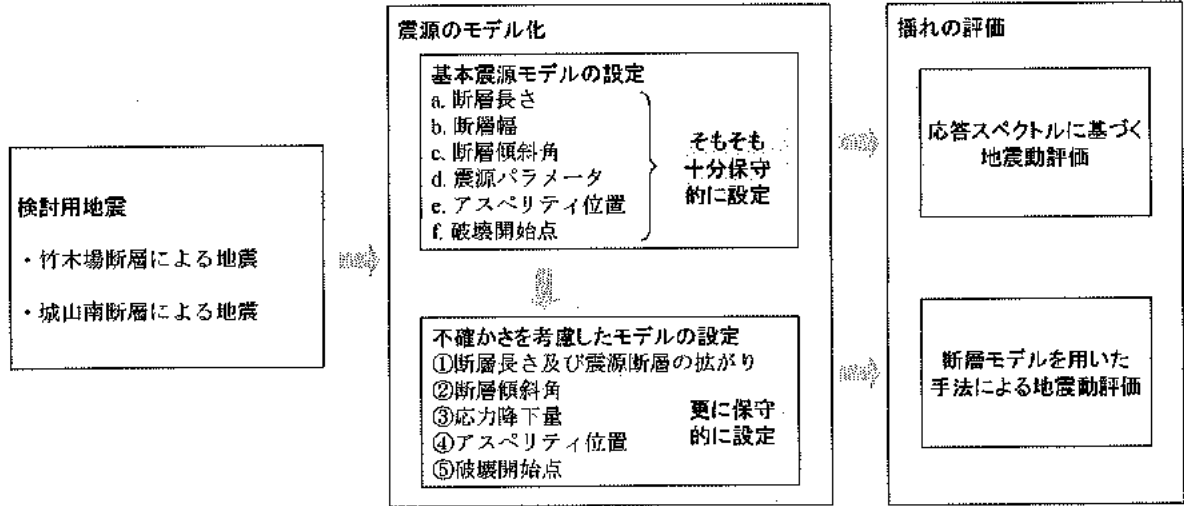


図5-1 検討用地震の地震動評価の流れ

(ア) 基本震源モデルの設定

「第2-1(3)イ 地質・地震に関する調査・観測」における調査結果及び観測記録に基づく分析等に基づき、基本震源モデルの断層パラメータを設定した。「竹木場断層による地震」及び「城山南断層による地震」の2地震の基本震源モデルの断層パラメータの設定根拠を表4に示す。かかる検討用地震の基本震源モデルをそれぞれ図5-2及び図5-3に示す。基本震源モデルのパラメータは、地震本部(2009)による強震動予測レシピに基づき設定した。また、安全側に評価するため、アスペリティ⁸⁰位置は、敷地に最も近い位置とし、破壊開始点⁸¹は、破壊の進行方向が敷地に向かう方向となるように、断層下端に設定した。

表4 パラメータの設定根拠（基本震源モデル）

パラメータ		基本震源モデルのパラメータ設定根拠	
巨視的パラメータ	震源断層の形状等	断層長さ	断層長さは、地質調査結果に基づき、設定する。ただし、「孤立した短い活断層」については断層傾斜角及び地震発生層を考慮した断層幅と同じ長さに設定する。
		震源断層の広がり	震源断層の広がり、地質調査結果に基づき設定する。ただし、「孤立した短い活断層」については、地表トレースの中心から両端に均等に設定する。
		断層傾斜角	傾斜角は、原子力安全基盤機構(2005)によると九州地方は横ずれ断層が主体と考えられることから、強震動予測レシピに基づき、90度と設定する。ただし、「竹木場断層による地震」は断層露頭及び発生地震の傾斜角を参考に80度と設定する。
		地震発生層	地震発生層上下端深さは、2005年福岡県西方沖地震の臨時余震観測等を踏まえ、上端3km、下端20kmと設定する。地震発生層厚さは、17kmと設定する。
	マグニチュード	断層長さから松田(1975)に基づき、設定する。	
地震モーメント	断層面積から入倉・三宅(2001)に基づき、設定する。		
微視的パラメータ	アスペリティの位置、数	地表トレースの範囲内で敷地に最も近い位置の断層上端1箇所を設定する。	
	アスペリティの応力降下量、平均すべり量	2005年福岡県西方沖地震の観測記録を用いた検討を踏まえ、強震動予測レシピに従い、経験式に基づき、設定する。	
	背景領域の応力降下量、平均すべり量		
	すべり速度時間関数	短周期領域では用いていない。 長周期領域では中村・宮武(2000)に基づき、設定する。	
高周波遮断特性	2005年福岡県西方沖地震の観測記録を用いた検討を踏まえ、設定する。		
その他のパラメータ	破壊伝播速度	強震動予測レシピに従い、経験式に基づき、設定する。	
	破壊開始点	巨視的断層面の端部で破壊が敷地に向かうような位置に設定する。	
	破壊伝播様式	強震動予測レシピに従い、放射状の破壊伝播を設定する。	

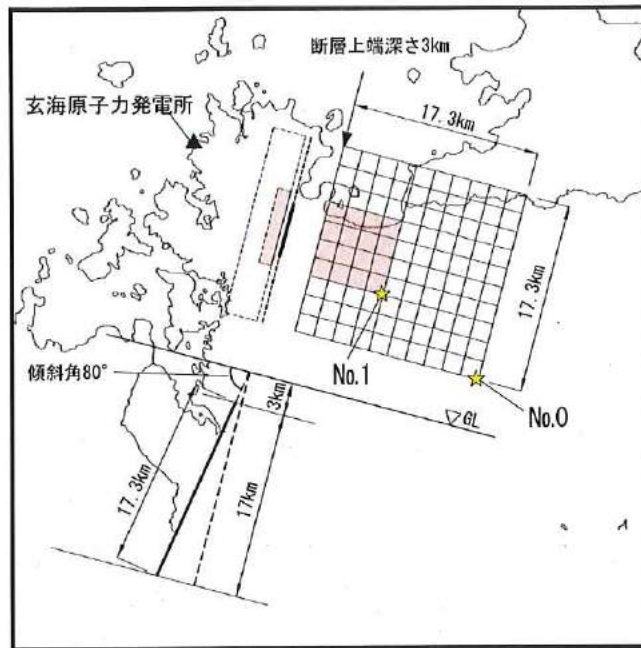


図 5 2 竹木場断層による地震（基本震源モデル）

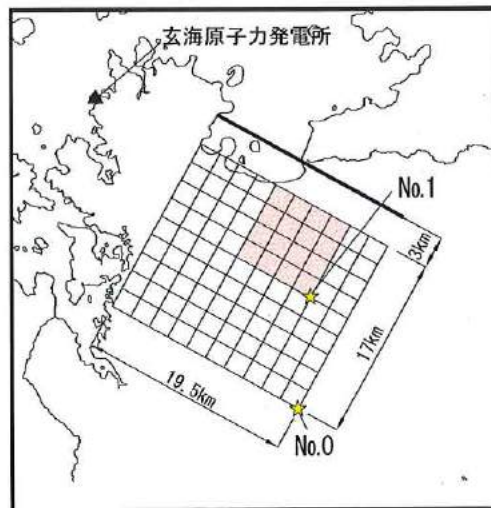


図 5 3 城山南断層による地震（基本震源モデル）

(イ) 不確かさ考慮モデル

検討用地震について、基準地震動の策定過程における不確かさを考慮した場合の地震動評価を行った。不確かさの考慮の有無について、その根拠を整理したものを表5に示す。表5に示すとおり、不確かさを考慮するパラメータは、調査結果及び地震観測記録の分析から不確かさを考慮する必要のないパラメータを除き、①断層長さ及び震源断層の拡がり、②断層傾斜角、③応力降下量⁸²、④アスペリティの位置及び⑤破壊開始点の5つとした。

図54に示すとおり、考慮する5つの不確かさを「地震発生前におおよそ把握できるもの」と「地震発生前に把握が困難なもの」に分類した。①断層長さ及び震源断層の拡がり、②断層傾斜角及び③応力降下量については、地震発生前に、地質調査、敷地周辺の地震発生状況及び地震に関する過去のデータによる経験則からおおよそ把握できるものであり、①～③の不確かさについては、それぞれ独立して考慮した。また、④アスペリティの位置及び⑤破壊開始点については、地震発生前に把握が困難なもの（地震発生後に分析等により把握できるもの）であり、①～③の不確かさを考慮する際に、④及び⑤の不確かさを重畳させた。

不確かさを考慮するパラメータを表6に、検討ケースを表7～8に、不確かさ考慮モデルの震源モデルをそれぞれ図55～図56に示す。

応力降下量の不確かさは、基本震源モデルにおいて本件原子力発電所の地域的な特性を反映しているが、2007年新潟県中越沖地震（マグニチュード6.8）の知見を踏まえ、短周期レベル⁸³Aに関する既往の経験式の1.5倍相当の値を考慮して、地震動評価を行った。

断層傾斜角の不確かさは、強震動予測レシピ等を参考に断層傾斜角を60度とし、地震動評価を行った。

断層長さ及び震源断層の拡がりの不確かさは、Stirling et

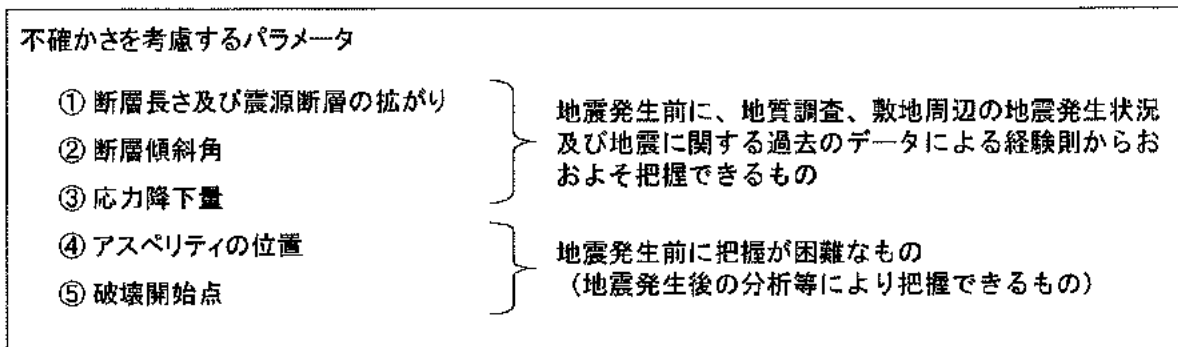
al.(2002)⁸⁴による知見を踏まえ、断層長さを 20km とし、敷地に最も近い位置に震源断層面を想定したものを考慮して地震動評価を行った。

また、破壊開始点の不確かさは、敷地への影響の程度を考慮し、アスペリティの破壊が敷地に向かう方向となる複数ケースを選定し、地震動評価を行った。

なお、「応答スペクトルに基づく地震動評価」では、③応力降下量及び⑤破壊開始点の不確かさについて考慮できないものの、①断層長さ及び震源断層の拡がり、②断層傾斜角及び④アスペリティの位置については不確かさを考慮している。Noda et al.(2002)の方法では、震源断層面の拡がりや断層面の不均質（アスペリティの分布）を考慮して補正した等価震源距離⁸⁵を用いており、断層面の拡がりや不均質性による効果を考慮できる。特に④アスペリティの位置の不確かさを考慮したケースでは、アスペリティを敷地近傍に設定することによって、等価震源距離を短くし、敷地に厳しい地震動を与えるような評価を実施している。

表5 パラメータの設定根拠（不確かさ考慮モデル）

パラメータ		不確かさ考慮の有無・根拠	
巨視的パラメータ	震源断層の形状等	断層長さ	断層長さは、Stirling et al. (2002)の知見によると、地表地震断層長さと震源断層長さの関係から地表断層長さが小さくなくても震源断層長さは約20km付近に漸近することから、20kmと設定する。
		震源断層の広がり	震源断層の広がり、地質調査による地表トレースを含む範囲内で敷地に近づく方向に震源断層面を設定する。
		断層傾斜角	強震動予測レシビ等を参考に、60度（敷地側に傾斜）と設定する。
		地震発生層	地震発生層上下端深さは、敷地周辺では、地震観測記録等の多くの情報が得られていることから、不確かさの考慮は行わない。
	マグニチュード	マグニチュードは、断層長さの不確かさを考慮することに伴い、不確かさを考慮する。	
地震モーメント	地震モーメントは、断層長さ又は断層傾斜角の不確かさを考慮することに伴い、不確かさを考慮する。		
微視的パラメータ	アスペリティの位置、数	地質調査結果で得られた地表トレースの範囲を超えて、敷地に最も近い断層上端1箇所を設定する。	
	アスペリティの応力降下量、平均すべり量	アスペリティ及び背景領域の応力降下量は、2007年新潟県中越沖地震を踏まえ、強震動予測レシビの1.5倍に設定する。アスペリティ及び背景領域の平均すべり量は、断層長さ又は断層傾斜角の不確かさを考慮することに伴い、不確かさを考慮する。	
	背景領域の応力降下量、平均すべり量		
	すべり速度時間関数	中村・宮武(2000)では、他のパラメータの不確かさで間接的に考慮されているため、不確かさの考慮は行わない。	
	高周波遮断特性	2005年福岡県西方沖地震の観測記録を用いた検討により2005年福岡県西方沖地震の敷地地盤における地震記録を模擬できていることを確認していることから、不確かさの考慮は行わない。	
その他のパラメータ	破壊伝播速度	2005年福岡県西方沖地震の観測記録を用いた検討により強震動予測レシビの適用性を確認していることから、不確かさの考慮は行わない。	
	破壊開始点	敷地への影響が大きくなることを考慮して、破壊が敷地に向かうような位置に複数ケース設定する。	
	破壊伝播様式	敷地への影響が大きくなることを考慮して破壊開始点を設定しており、基本震源モデルで設定した放射状の伝播による影響が大きいと判断し、不確かさの考慮は行わない。	



不確かさの重量について

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

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

図 5 4 不確かさを考慮するパラメータの基本的な考え方

表 6 不確かさを考慮するパラメータ

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

※ 1 : 孤立した短い活断層は17kmと設定し、地表トレース長さの midpoint から両端に均等に震源断層面を設定

※ 2 : 竹木場断層は断層露頭及び発生地震の傾斜角を参考に80度と設定

表7 不確かさ考慮モデルの検討ケース（竹木場断層による地震）

検討ケース	断層長さ及び震源断層の拡がり	断層傾斜角	応力降下量	アスペリティの位置	破壊開始点
基本震源モデル	17.3km	80度	強震動予測レシビにより設定	地表トレースの範囲内で敷地に最も近い位置に設定	巨視的断層面の端部で破壊が敷地に向かう位置に設定
不確かさ考慮モデル (断層長さ及び震源断層の拡がりの不確かさ)	20.0km	80度	強震動予測レシビにより設定	敷地に近い位置に設定	複数設定
不確かさ考慮モデル (断層傾斜角の不確かさ)	19.7km	60度	強震動予測レシビにより設定	敷地に近い位置に設定	複数設定
不確かさ考慮モデル (応力降下量の不確かさ)	17.3km	80度	新潟県中越沖地震を踏まえ、強震動予測レシビの1.5倍に設定	敷地に近い位置に設定	複数設定

不確かさを考慮して設定するパラメータ
 不確かさを重畳するパラメータ

表8 不確かさ考慮モデルの検討ケース（城山南断層による地震）

検討ケース	断層長さ及び震源断層の拡がり	断層傾斜角	応力降下量	アスペリティの位置	破壊開始点
基本震源モデル	19.5km	90度	強震動予測レシビにより設定	地表トレースの範囲内で敷地に最も近い位置に設定	巨視的断層面の端部で破壊が敷地に向かう位置に設定
不確かさ考慮モデル (断層長さ及び震源断層の拡がりの不確かさ)	20km	90度	強震動予測レシビにより設定	敷地に近い位置に設定	複数設定
不確かさ考慮モデル (断層傾斜角の不確かさ)	19.7	60度	強震動予測レシビにより設定	敷地に近い位置に設定	複数設定
不確かさ考慮モデル (応力降下量の不確かさ)	19.5	90度	新潟県中越沖地震を踏まえ、強震動予測レシビの1.5倍に設定	敷地に近い位置に設定	複数設定

不確かさを考慮して設定するパラメータ
 不確かさを重畳するパラメータ

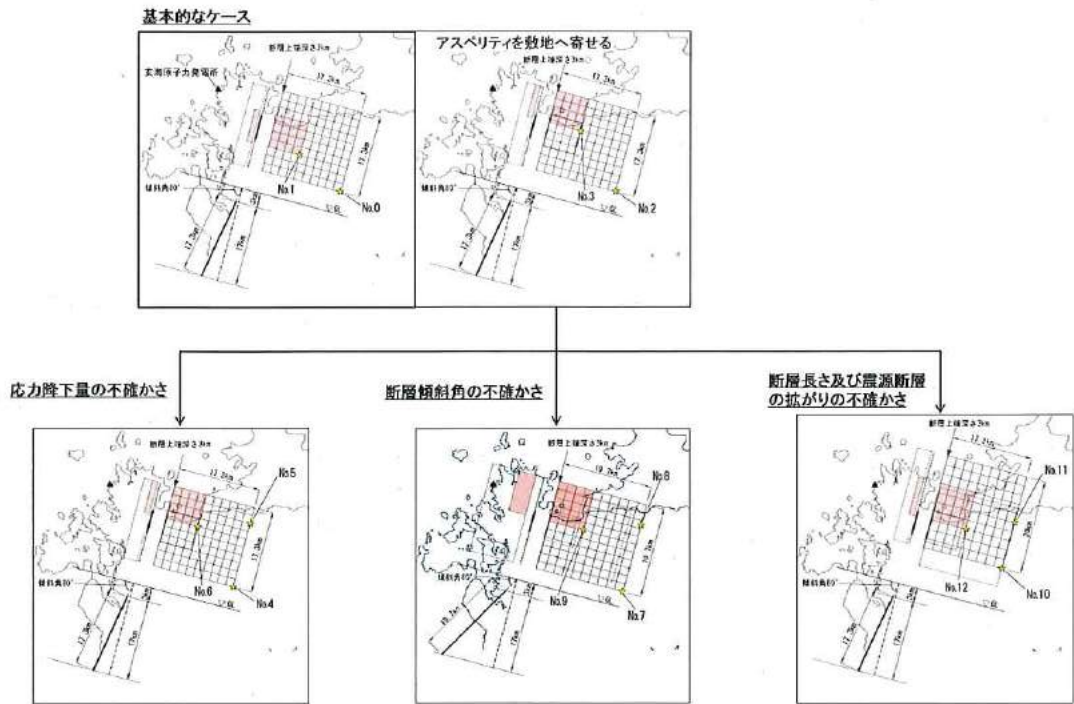


図 5.5 「竹木場断層による地震」の不確かさ考慮モデル

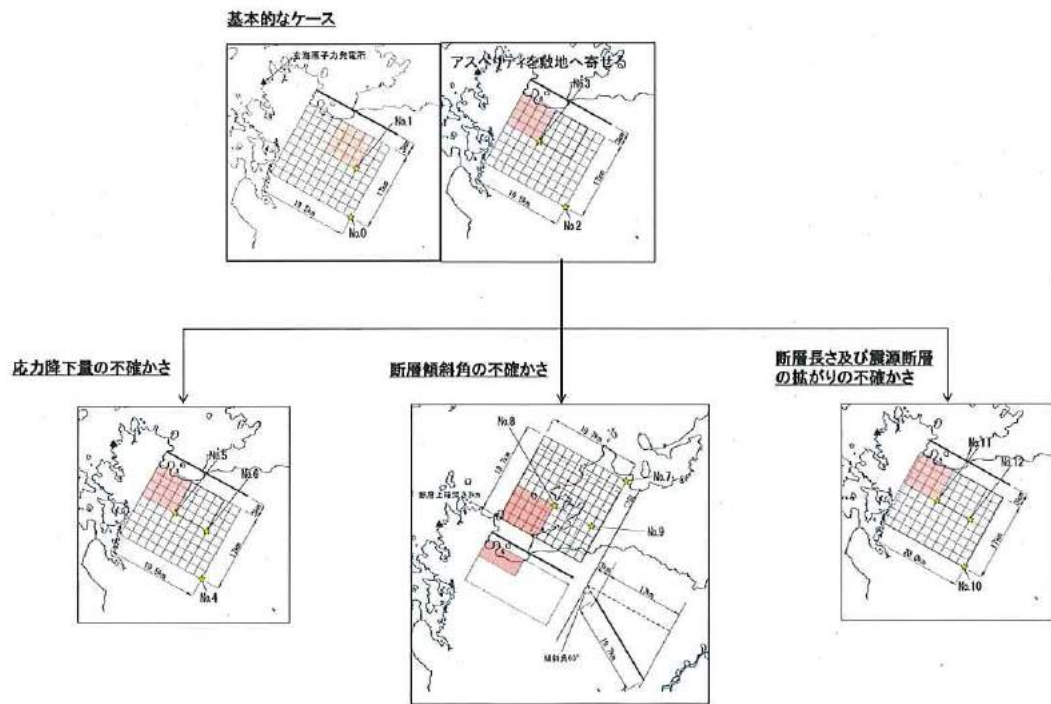


図 5.6 「城山南断層による地震」の不確かさ考慮モデル

オ 応答スペクトルに基づく地震動評価

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

「応答スペクトルに基づく地震動評価」では、まず、「過去の地震動の平均像」に関する知見に基づいた地震動を評価（算出）した。具体的には、「関東・東北地方の過去の地震動の平均像」を導き出す手法である Noda et al.(2002)による手法を用いて評価を実施した。Noda et al. (2002)の手法は、前述のとおり、岩盤における観測記録に基づいて提案された距離減衰式で、解放基盤表面⁸⁶における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを予測することができる。

「応答スペクトルに基づく地震動評価」による地震動は、過去の地震動の平均像を地域的な特性を踏まえて、補正すること（実際の観測記録が小さいこと（76頁・図43）を踏まえ下方修正すること）も可能であったが、債務者は、地震動評価がより安全側となるべく、補正を実施せず、実際の観測記録を上回る「関東・東北地方の過去の地震動の平均像」を「応答スペクトルに基づく地震動評価」による地震動とした。

カ 断層モデルを用いた手法による地震動評価

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価は、前述した「応答スペクトルに基づく地震動評価」に加え、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を実施する。「断層モデルを用いた手法による地震動評価」では、地域的な特性（震源特性、伝播経路特性及びサイト特性）を詳細に反映することが可能であり、「時刻歴波形⁸⁷」（主に加速度時刻歴波形）により評価するものである。

債務者は、詳細に設定した基本震源モデルを基に、「伝播経路特性」や「サイト特性」を精度よく反映できる経験的グリーン関数法及び経験的グリーン関数法と理論的方法によるハイブリッド合成法を用い

て精緻な評価を行い、本件原子力発電所敷地周辺の地域的な特性を反映した地震動（実像）を「断層モデルを用いた手法による地震動評価」による地震動とした。

その際、経験的グリーン関数法で用いる要素地震⁸⁸は、敷地までの地震波の伝わり方（伝播経路特性・サイト特性）の地域的な特性が反映されている適切な観測記録（2005年福岡県西方沖地震の余震、マグニチュード5.4）が敷地で得られていたため、これを用いた。

理論的手法で用いる地下構造モデルは、試掘坑内弾性波試験の調査結果、微動アレイ探査から推定されたせん断波速度構造及び既往の知見（宮腰ほか(2004)⁸⁹、地震調査研究推進本部⁹⁰(2003)）を参考に設定した。

キ 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動の策定

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動の策定においては、敷地に大きな影響を及ぼす可能性があるとして選定した2つの検討用地震（「城山南断層による地震」及び「竹木場断層による地震」）それぞれについて、不確かさも考慮した上で、「応答スペクトルに基づく地震動評価」による地震動を求め、それらを全て包絡する「設計用応答スペクトル」を設定し、これを基準地震動 Ss-1（最大加速度 540 ガル）とした（図 5 7）。

次に、それぞれの検討用地震について、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」による応答スペクトルを求め、基準地震動 Ss-1（設計用応答スペクトル）と比較を行った（図 5 8～6 0）。その結果、「城山南断層による地震」の断層傾斜角の不確かさを考慮した場合（破壊開始点 3）及び「竹木場断層による地震」の断層傾斜角の不確かさを考慮した場合（破壊開始点 2）の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果が、一部の周期帯において基準地震動 Ss-1（設計用応答スペクトル）による応答スペクトルを上回ったため、前者を

基準地震動 Ss-2 (最大加速度 268 ガル), 後者を基準地震動 Ss-3 (最大加速度 524 ガル) とした。

- Ss-1_H
- 検討用地震による地震動
- - - 不確かさを考慮した地震動
(断層傾斜角の不確かさを考慮したケース)
- 不確かさを考慮した地震動
(断層長さ及び震源のむがりの不確かさを考慮したケース)

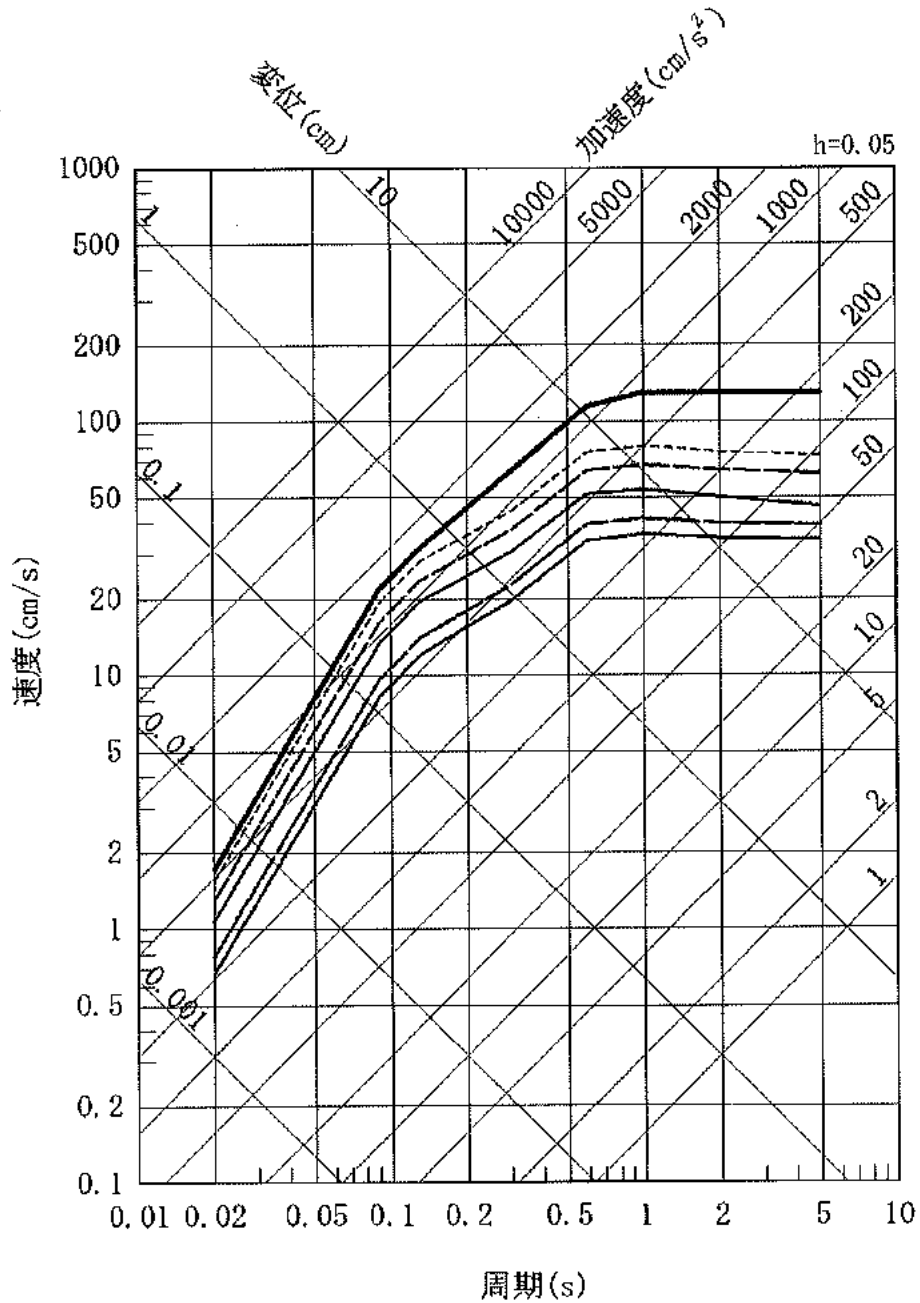


図 5.7 基準地震動 Ss-1 (設計用応答スペクトル) 及び検討用地震の
 応答スペクトル (応答スペクトルに基づく手法)

—— S_s-1_H
 - - - 検討用地震による地震動

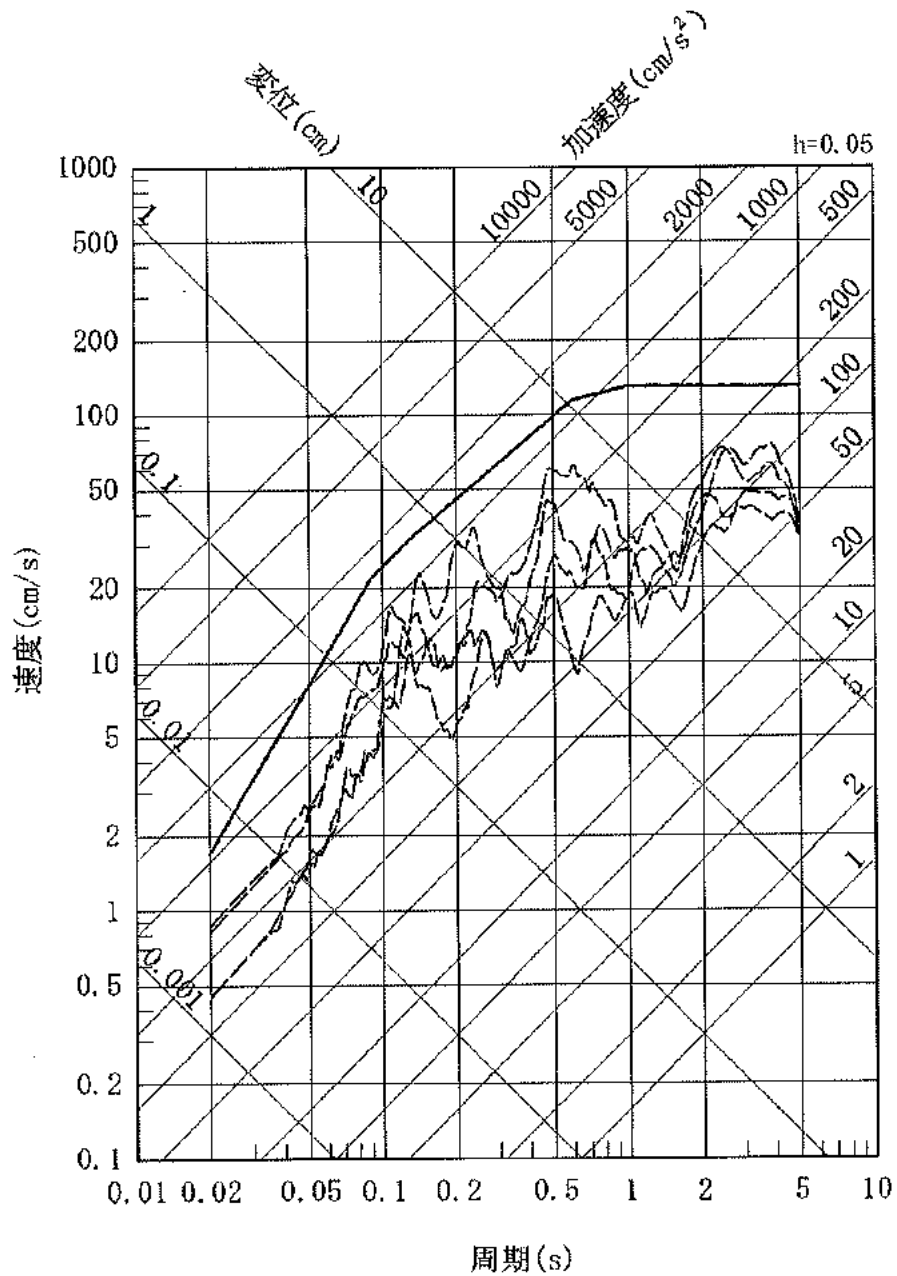


図 5 8 基準地震動 S_s-1 (設計用応答スペクトル) 及び検討用地震の
 応答スペクトル (断層モデルを用いた手法)

- $Ss-1_H$
- 断層モデルを用いた手法 竹木場断層による地震
(経験的グリーン関数法、断層傾斜角の不確かさを考慮したケース 破壊開始点2)
- 断層モデルを用いた手法 城山南断層による地震
(経験的グリーン関数法、断層傾斜角の不確かさを考慮したケース 破壊開始点3)
- 断層モデルを用いた手法 (経験的グリーン関数法、不確かさを考慮したケース)

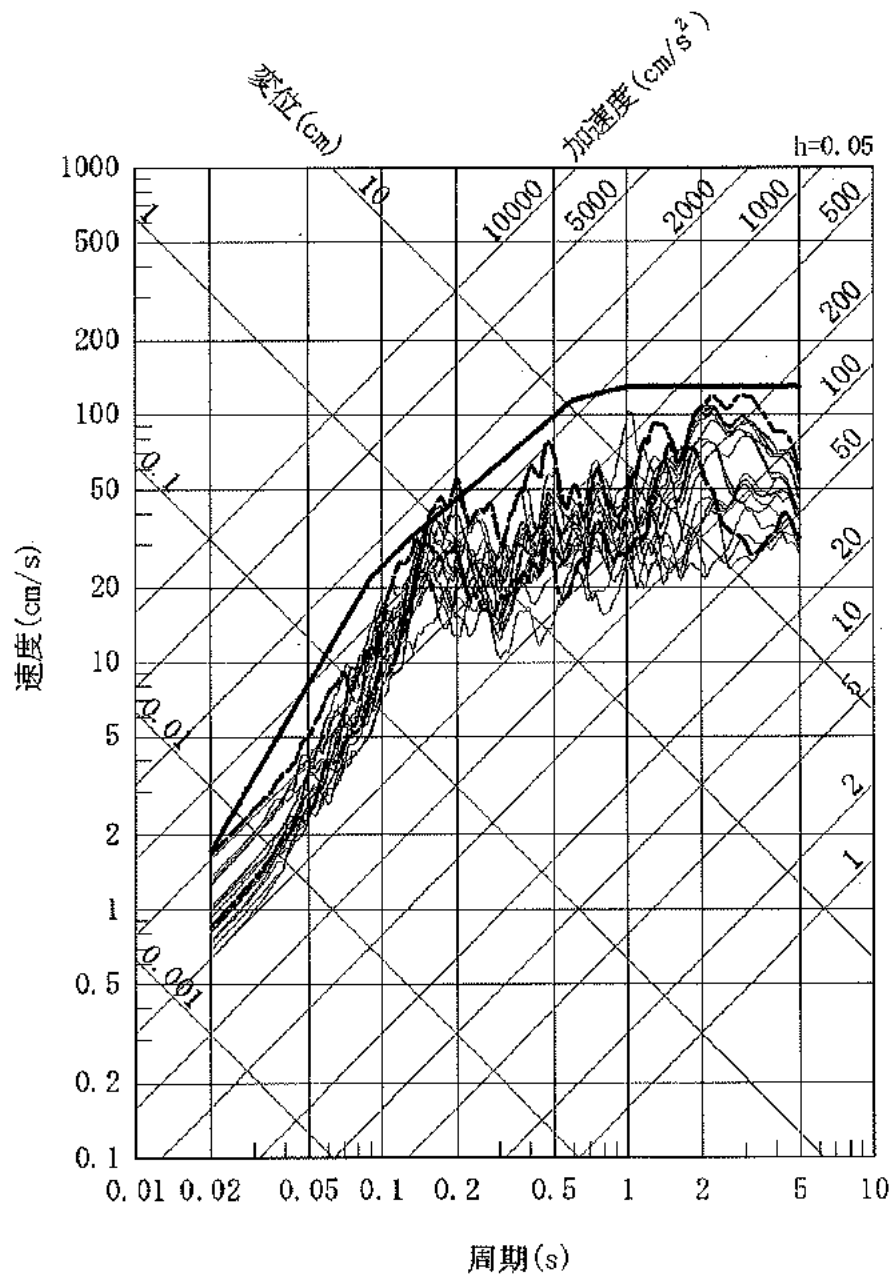


図 5.9 基準地震動 $Ss-1$ (設計用応答スペクトル) 及び検討用地震の
 応答スペクトル (断層モデルを用いた手法 : NS 方向)

- Ss-1_H
- 断層モデルを用いた手法 竹木場断層による地震
(経験的グリーン関数法、断層傾斜角の不確かさを考慮したケース 破壊開始点2)
- 断層モデルを用いた手法 城山南断層による地震
(経験的グリーン関数法、断層傾斜角の不確かさを考慮したケース 破壊開始点3)
- 断層モデルを用いた手法 (経験的グリーン関数法、不確かさを考慮したケース)

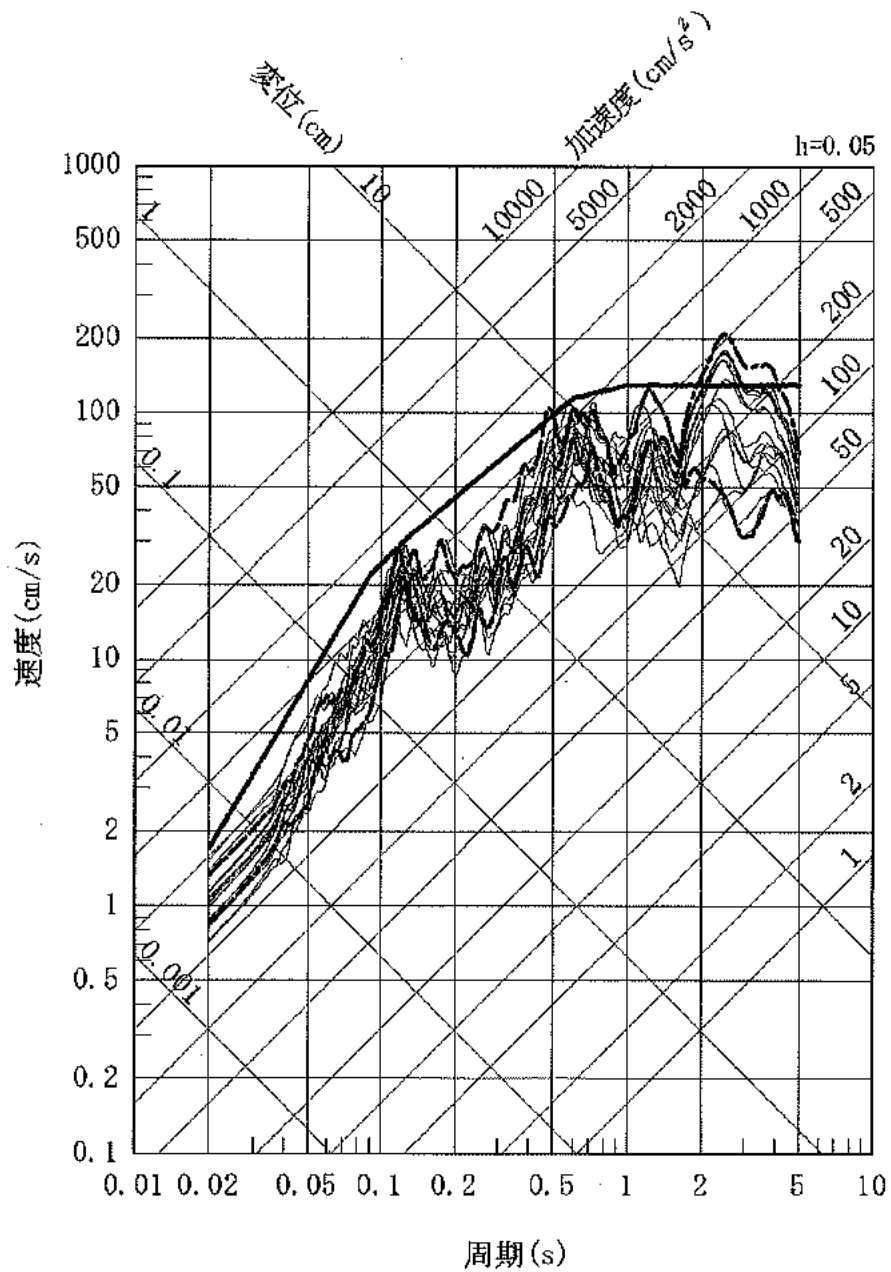


図60 基準地震動 Ss-1 (設計用応答スペクトル) 及び検討用地震の
応答スペクトル (断層モデルを用いた手法: EW 方向)

ク まとめ

以上のとおり、債務者が「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を評価して策定した基準地震動 Ss-1, Ss-2, Ss-3 は、地震動研究の知見を踏まえて発展し、精度も飛躍的に向上した地震動評価手法に基づき、地域的な特性（「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を踏まえて、安全側の評価となるよう「基本震源モデル」に十分な余裕を持たせた上で策定したものであり、その結果は妥当なものである。【乙 2-2 12 頁～13 頁】

(4) 震源を特定せず策定する地震動

ア 策定方針

債務者は、前述のとおり、本件原子力発電所の敷地及び敷地周辺において、文献調査、変動地形学的調査、地球物理学的調査、地表地質調査等の最新の手法による詳細な調査を実施し、特に、敷地においては、地表地質調査、ボーリング調査（272 孔、総延長約 19,300m）、試掘坑調査等より精度の高い詳細な調査を実施している。その結果、本件原子力発電所の敷地及び敷地近傍において、本件原子力発電所の耐震安全性に影響を及ぼすような活断層がないことを確認している。さらに、基本震源モデルにおいて、地域的な特性（「震源特性」、「伝播経路特性」及び「サイト特性」）を踏まえ、十分安全側の設定をするとともに、不確かさを考慮すること等により、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」において、十分安全側に地震動を評価している。

したがって、本件原子力発電所の敷地及び敷地周辺においては、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」以外の敷地に影響を与える大きな地震動が発生する可能性はなく、敷地において発生し得る地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による地震動評価で十分であると判断した。しかしながら、審査ガイドにおいて、旧指針における「直下地震」と同じく、「震源を特定せず策定する地震

動」の策定が求められていることを踏まえ、念には念を入れた耐震設計のために「震源を特定せず策定する地震動」を策定することとした。

イ 「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動の策定

(ア) 審査ガイドにおいて例示された地震

審査ガイドには原子力規制委員会及び多数の専門家による検討の結果、震源を特定せず策定する地震動において考慮すべき 16 地震（表 9）が選定されており、債務者は、これらの地震の観測記録を収集して検討した結果、2000 年鳥取県西部地震における賀祥ダムの観測記録及び 2004 年北海道留萌支庁南部地震における K-NET 港町観測点の観測記録を評価対象として選定した。

表 9 審査ガイドに例示される 16 地震

No	地震名	日時	規模
①	2008年岩手・宮城内陸地震	2008/06/14, 08:43	Mw6.9
②	2000年鳥取県西部地震	2000/10/06, 13:30	Mw6.6
③	2011年長野県北部地震	2011/03/12, 03:59	Mw6.2
④	1997年3月鹿児島県北西部地震	1997/03/26, 17:31	Mw6.1
⑤	2003年宮城県北部地震	2003/07/26, 07:13	Mw6.1
⑥	1996年宮城県北部(鬼首)地震	1996/08/11, 03:12	Mw6.0
⑦	1997年5月鹿児島県北西部地震	1997/05/13, 14:38	Mw6.0
⑧	1998年岩手県内陸北部地震	1998/09/03, 16:58	Mw5.9
⑨	2011年静岡県東部地震	2011/03/15, 22:31	Mw5.9
⑩	1997年山口県北部地震	1997/06/25, 18:50	Mw5.8
⑪	2011年茨城県北部地震	2011/03/19, 18:56	Mw5.8
⑫	2013年栃木県北部地震	2013/02/25, 16:23	Mw5.8
⑬	2004北海道留萌支庁南部地震	2004/12/14, 14:56	Mw5.7
⑭	2005年福岡県西方沖地震の最大余震	2005/04/20, 06:11	Mw5.4
⑮	2012年茨城県北部地震	2012/03/10, 02:25	Mw5.2
⑯	2011年和歌山県北部地震	2011/07/05, 19:18	Mw5.0

(イ) Mw6.5 以上の 2 地震についての検討

審査ガイドに示される 16 地震 (表 9) のうち Mw6.5 以上の 2 地震 (①2008 年岩手・宮城内陸地震, ②2000 年鳥取県西部地震) について, その発生した地震の震源域周辺と本件原子力発電所敷地周辺との地質・地質構造等について比較・検討を実施した。

その結果, 2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域周辺はひずみ集中帯であり, 主に逆断層型の地震が発生する地域であるが, 本件原子力発電所敷地周辺はひずみ集中帯のようなひずみが集中する地域ではなく, 主に横ずれ断層型の地震が発生する地域であり, 両地域は地質学的・地震学的背景が異なるため検討対象から外した。

一方, 2000 年鳥取県西部地震の震源域周辺と本件原子力発電所敷地周辺については, 地質学的・地震学的背景が異なるものの, 両地域は横ずれ断層型が主体であること, 相対的にひずみ速度が小さいことなど共通性も見られるため, 2000 年鳥取県西部地震を「震源を特定せず策定する地震動」の検討対象地震として選定した。2000 年鳥取県西部地震の震源近傍の記録としては, 震源断層のほぼ直上に位置し, かつ, 硬い岩盤上に設置されたダムの基礎 (監査廊内) の観測記録である賀祥ダムの観測記録を選定した。なお, 賀祥ダムの堰体基礎下の地盤の S 波速度は, 本件原子力発電所の解放基盤表面の S 波速度 1.35km/s と同等であるため, 賀祥ダムの観測記録を本件原子力発電所の解放基盤表面相当の地震動として扱い, これを「震源を特定せず策定する地震動」として策定した (図 6 1)。

— 2000年鳥取県西部地震を考慮した地震動（水平方向：NS）
 - - - 2000年鳥取県西部地震を考慮した地震動（水平方向：EW）

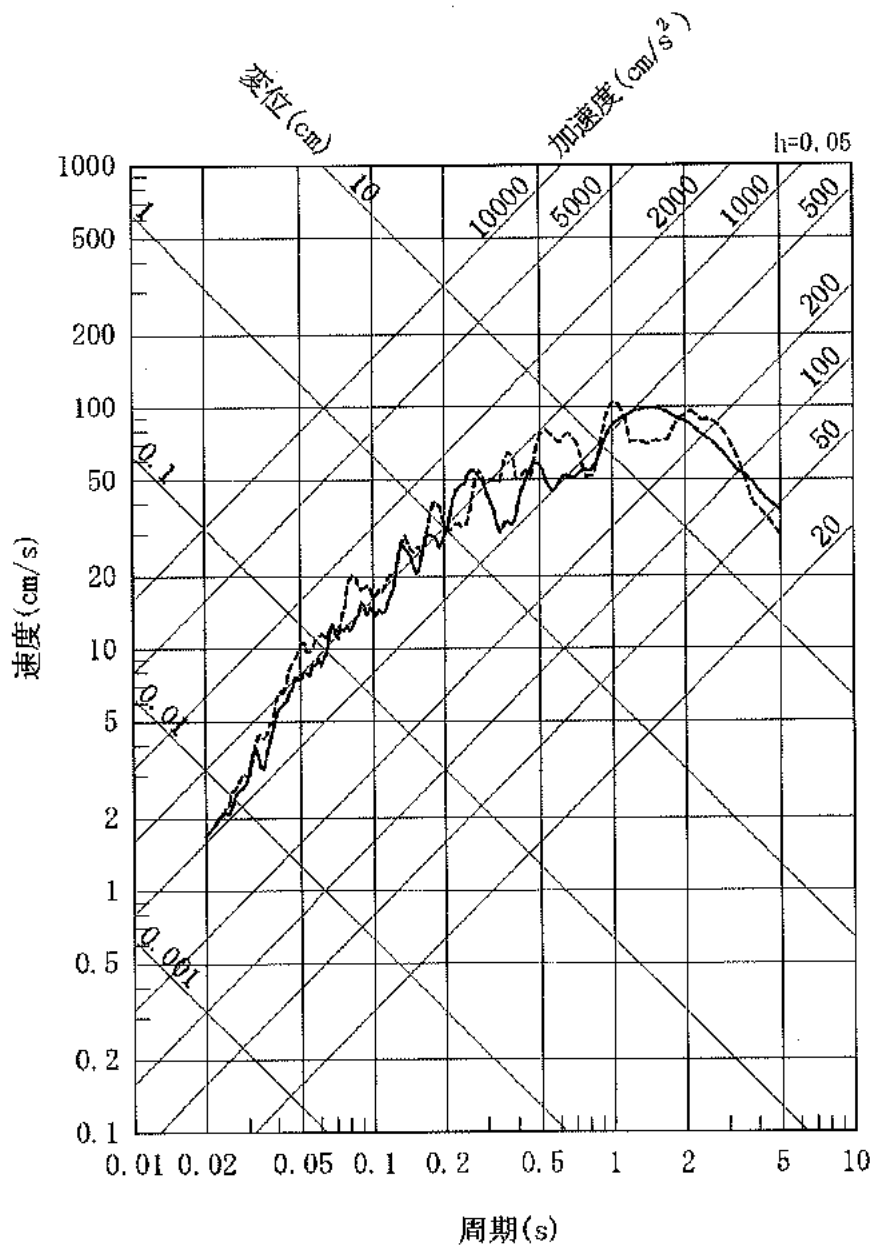


図 6 1 2000年鳥取県西部地震の観測記録を基に策定した
 「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトル

(ウ) Mw6.5 未満の 14 地震についての検討

審査ガイドに示される 16 地震のうち Mw6.5 未満の 14 地震については、まず、震源近傍（震源距離 30km 以内）の観測点 112 地点における観測記録を収集し、そのうち地盤が著しく軟らかいと考えられる観測点を除外するため、地下 30m の平均せん断波速度が 500m/s 以上 ($AVS30 \geq 500\text{m/s}$) の観測点 46 地点における観測記録を抽出した。これらの観測記録のうち本件原子力発電所敷地に大きな影響を与える可能性のある地震を抽出するため、加藤ほか(2004)⁹¹による応答スペクトルとの比較・検討を実施した結果、③2011 年長野県北部地震の K-NET 津南、⑩2011 年茨城県北部地震の KiK-net 高萩、⑫2013 年栃木県北部地震の KiK-net 栗山西、⑬2004 年北海道留萌支庁南部地震 K-NET 港町、⑯2011 年和歌山県北部地震 KiK-net 広川の観測記録を抽出した。

抽出したこれら 5 つの観測記録は、本件原子力発電所の解放基盤表面より軟らかい地表の観測点もしくは地中の観測記録であることや地盤非線形を含んでいることから、本件原子力発電所の解放基盤表面相当での地震動を推定するにあたっては、ボーリング調査等による精度の高い地盤情報（せん断波速度、減衰、非線形特性⁹²など）が必要である。これら 5 つの観測記録が得られた観測点において、上記のような精度の高い地盤情報が得られている観測点は、2004 年北海道留萌支庁南部地震の K-NET 港町観測点のみであったため、当該観測記録を選定した（図 6 2）。

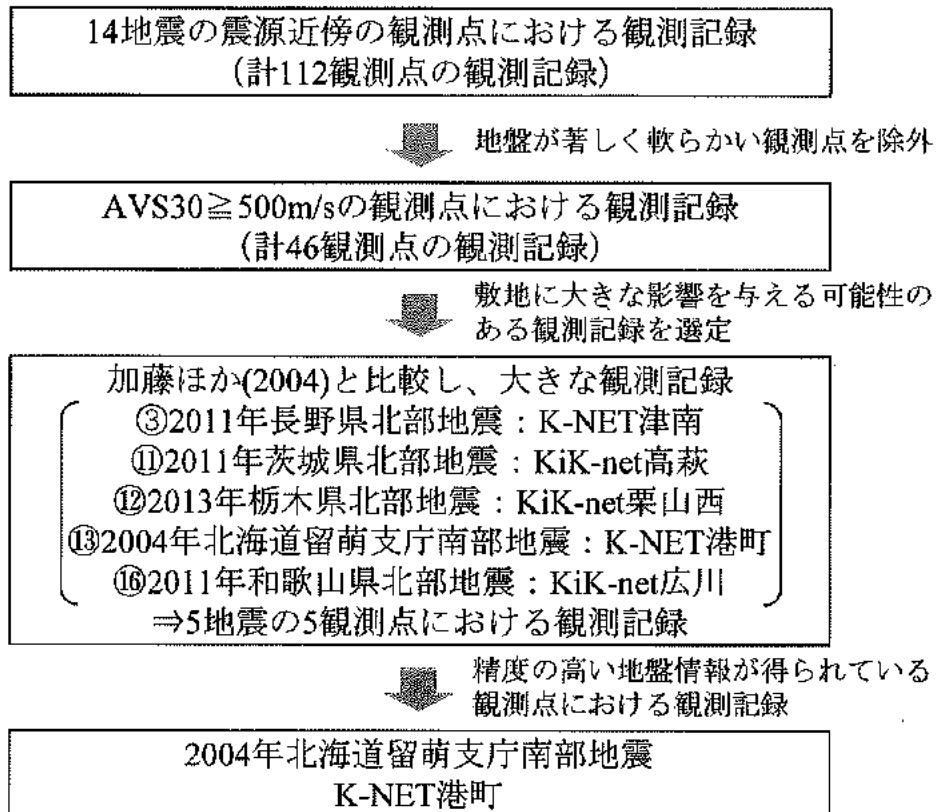


図 6 2 K-NET 港町観測点の観測記録の選定フロー

a 2004年北海道留萌支庁南部地震の K-NET 港町観測点における観測記録を用いた「震源を特定せず策定する地震動」の策定

K-NET 港町観測点においては、佐藤ほか (2013)⁹³によるボーリング調査や PS 検層などから、深さ -41m までの地盤の物性値(せん断波速度など)が、また、室内試験により、深さ -6m までの地盤の非線形特性(大きな揺れに伴うひずみの増加に応じたせん断波速度の低下や減衰の増加)に係る詳細なデータが得られており、地表から解放基盤表面までの精度の高い地盤データが直接把握できている(図 6 3)。佐藤ほか(2013)の知見では、これらの精度の高い地盤データを基にはぎとり解析⁹⁴を実施し、深さ -41m(せん断波速度 $V_s=938\text{m/s}$)での解放基盤波(585ガル)が推計されている。債務者は、この佐藤ほか(2013)の知見を基に、地盤の減衰定数⁹⁵のばらつき等を考慮し、解放基盤波(620ガル)を策定し、これを「震

源を特定せず策定する地震動」として策定した (図 6 4)。

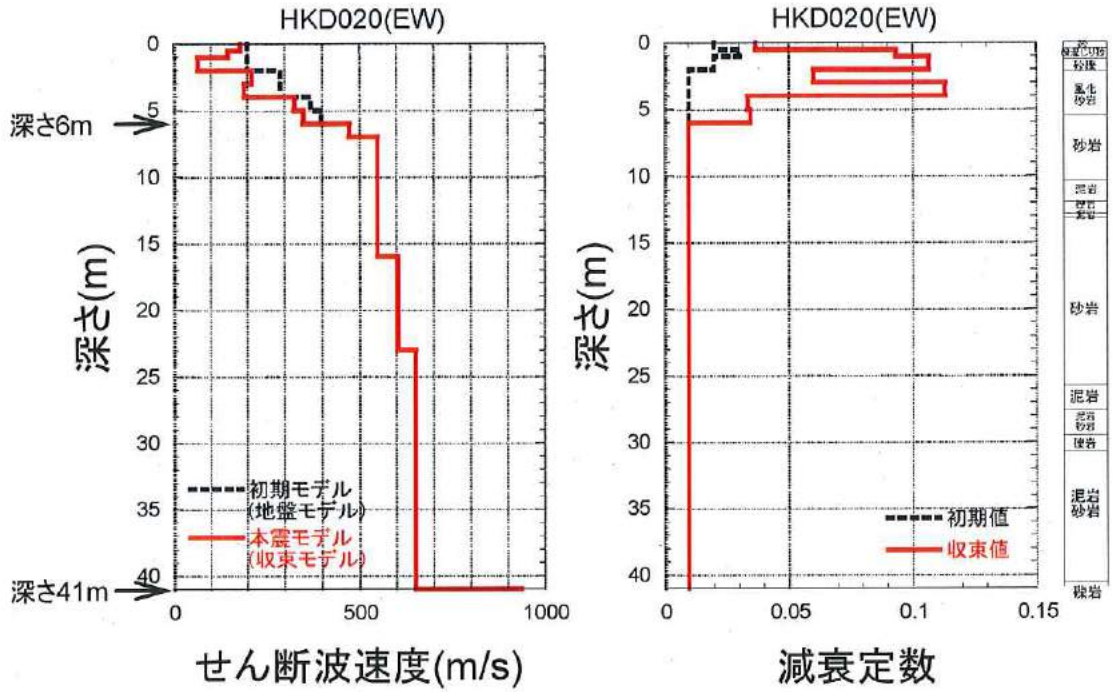


図 6 3 佐藤ほか (2013) によるはざとり解析に用いられた地盤物性値 (佐藤ほか (2013) に加筆)

— 2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動

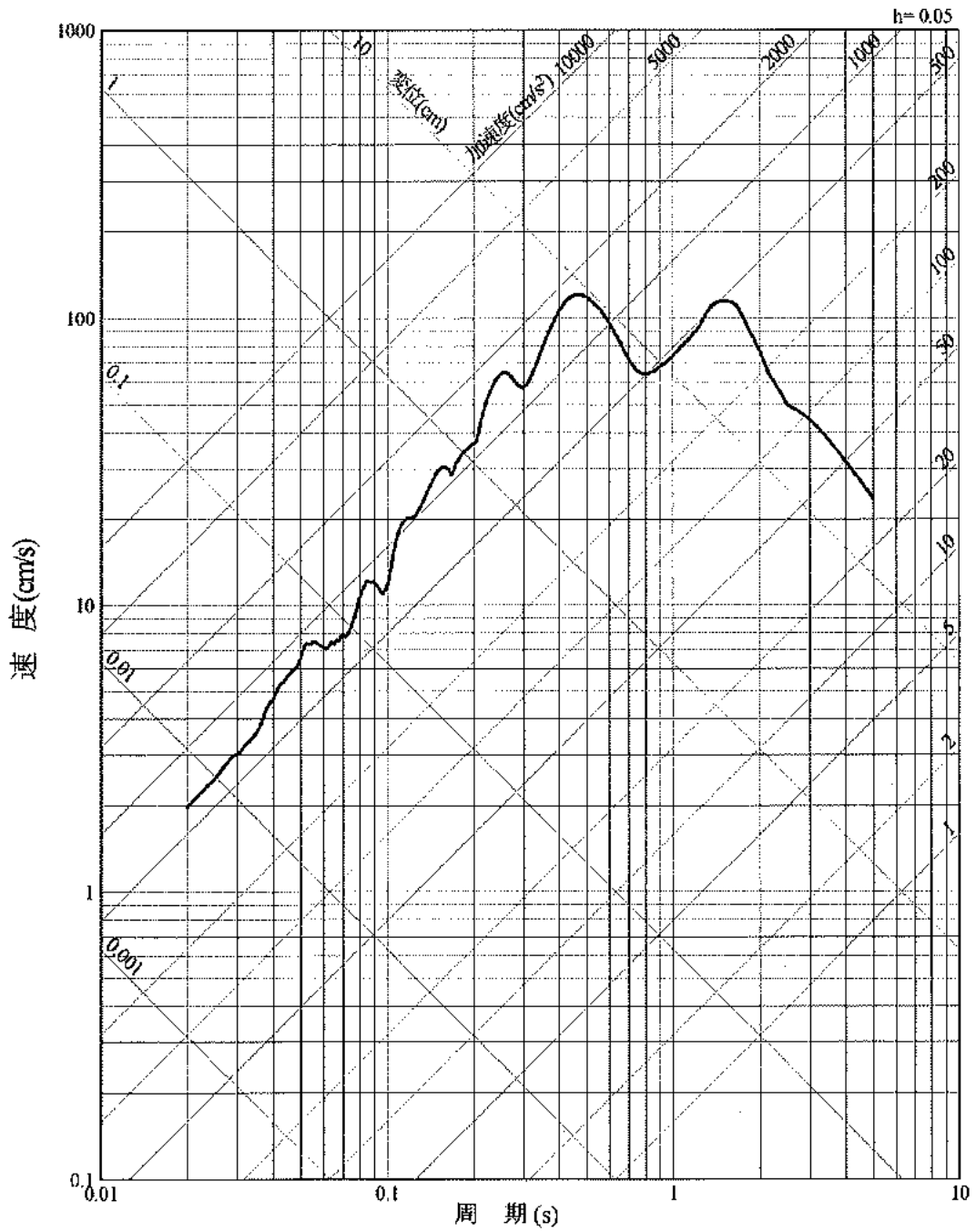


図6-4 2004年北海道留萌支庁南部地震の観測記録を基に策定した「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトル

(エ) 「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動の策定

前述のとおり、「震源を特定せず策定する地震動」は、観測記録(事実)を重要視するものであり、その波形には、実際に発生した地震の地震動の諸特性(周波数特性、継続時間、位相特性等)が含まれるものであるため、2000年鳥取県西部地震賀祥ダムの観測記録及び2004年北海道留萌支庁南部地震のK-NET港町観測点のはぎとり解析によって求めた地震動をそのまま採用した。

「震源を特定せず策定する地震動」は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の基準地震動Ss-1~3と比較した結果、一部の周期帯で基準地震動Ss-1~3を上回ったため、基準地震動Ss-1~3とは個別に取り扱うこととし、2004年北海道留萌支庁南部地震のK-NET港町観測点のはぎとり解析によって求めた地震動を基準地震動Ss-4(最大加速度620ガル)として、2000年鳥取県西部地震賀祥ダムの観測記録を基に策定した地震動を基準地震動Ss-5(最大加速度531ガル)として策定した(図6.5~6.6)。

【乙2-2 18頁~19頁】

ウ まとめ

以上のように、債務者が策定した「震源を特定せず策定する地震動」に基づく基準地震動は、債務者が実施した詳細な調査による活断層評価(敷地及び敷地近傍に存在しないこと)及び地域的な特性からは敷地及び敷地近傍では発生しない地震について、念には念を入れ、安全側の観点から考慮したものである。

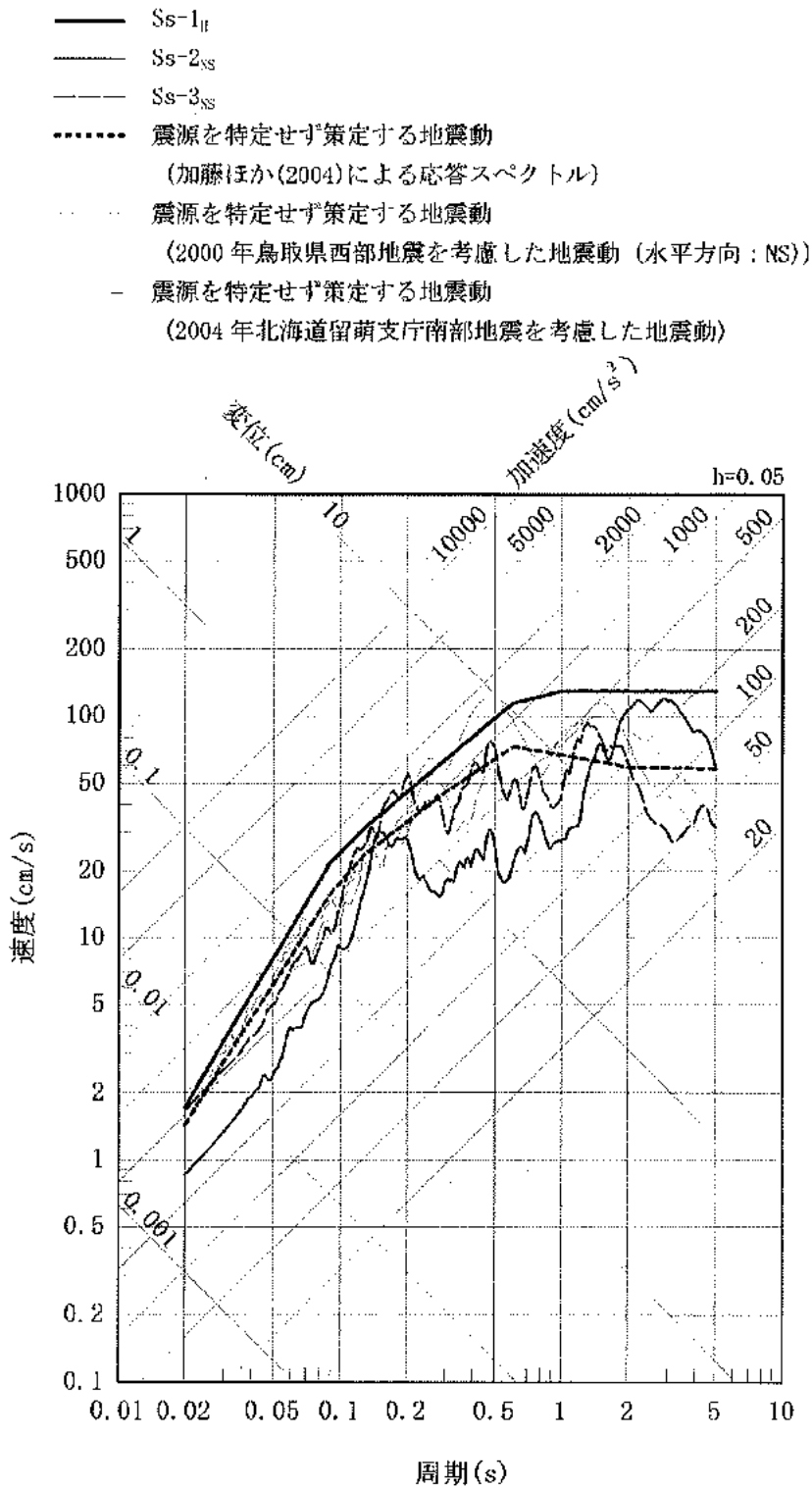


図 6 5 基準地震動 Ss-1~3 及び「震源を特定せず策定する地震動」の
 応答スペクトル (NS 方向)

- Ss-1_H
- Ss-2_{EW}
- Ss-3_{EW}
- 震源を特定せず策定する地震動
(加藤ほか(2004)による応答スペクトル)
- 震源を特定せず策定する地震動
(2000年鳥取県西部地震を考慮した地震動(水平方向:EW))
- 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を考慮した地震動)

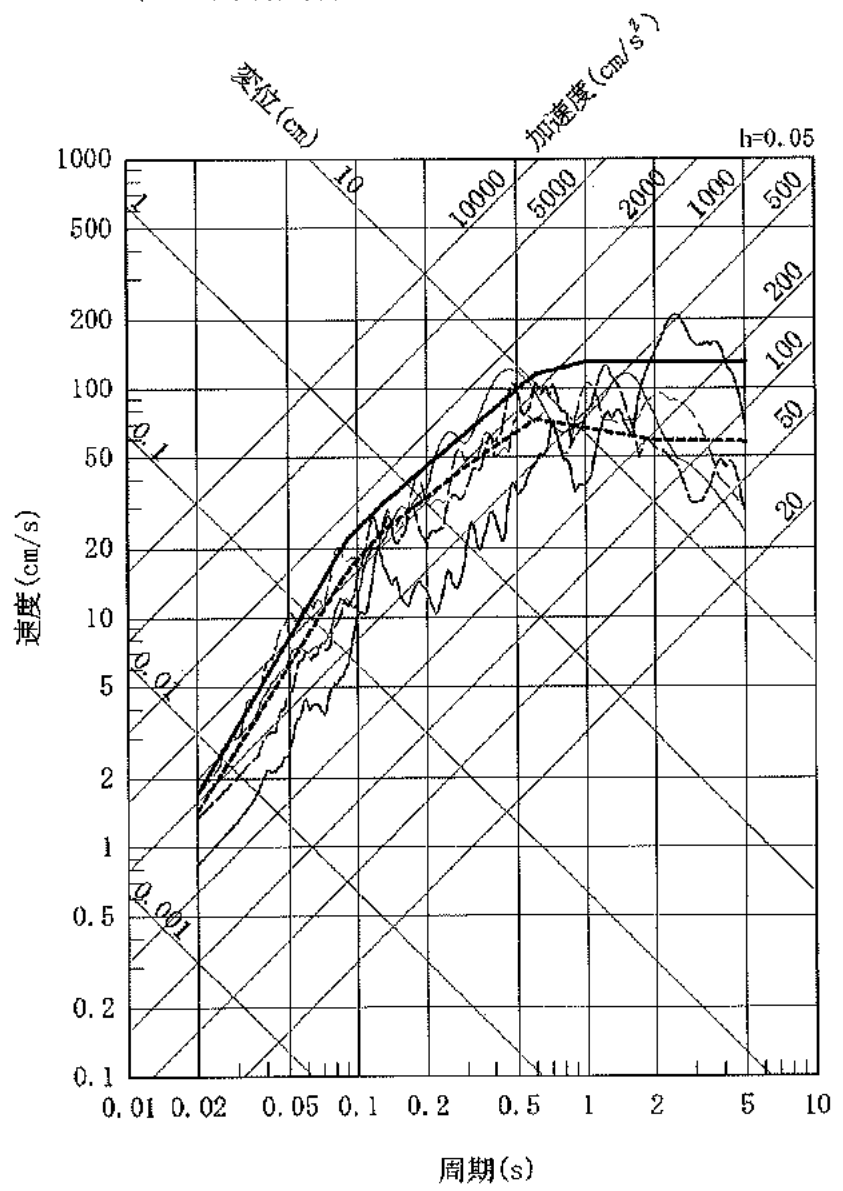


図 6 6 基準地震動 Ss-1~3 及び「震源を特定せず策定する地震動」の
応答スペクトル (EW 方向)

(5) 小括

前述のとおり、債務者は、策定フローに従い「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の評価結果に基づき基準地震動 S_s を策定した。【乙 2-2 10 頁～11 頁】

基準地震動 S_s としては、 S_s -1 (最大加速度 540 ガル)、 S_s -2 (最大加速度 268 ガル)、 S_s -3 (最大加速度 524 ガル)、 S_s -4 (最大加速度 620 ガル) 及び S_s -5 (最大加速度 531 ガル) を策定した。基準地震動 S_s の応答スペクトルを図 6 7 及び図 6 8 に、加速度時刻歴波形を図 6 9 ～ 図 7 3 に示す。【乙 2-2 19 頁～20 頁】

なお、本件原子力発電所敷地地盤において観測された既往最大の地震による揺れは、2005 年福岡県西方沖地震時における最大加速度 85 ガルであり、上記基準地震動 S_s と比べると著しく小さいものである。

- Ss-1_H
- Ss-2_{NS}
- - - Ss-3_{NS}
- Ss-4_H
- - - Ss-5_{NS}

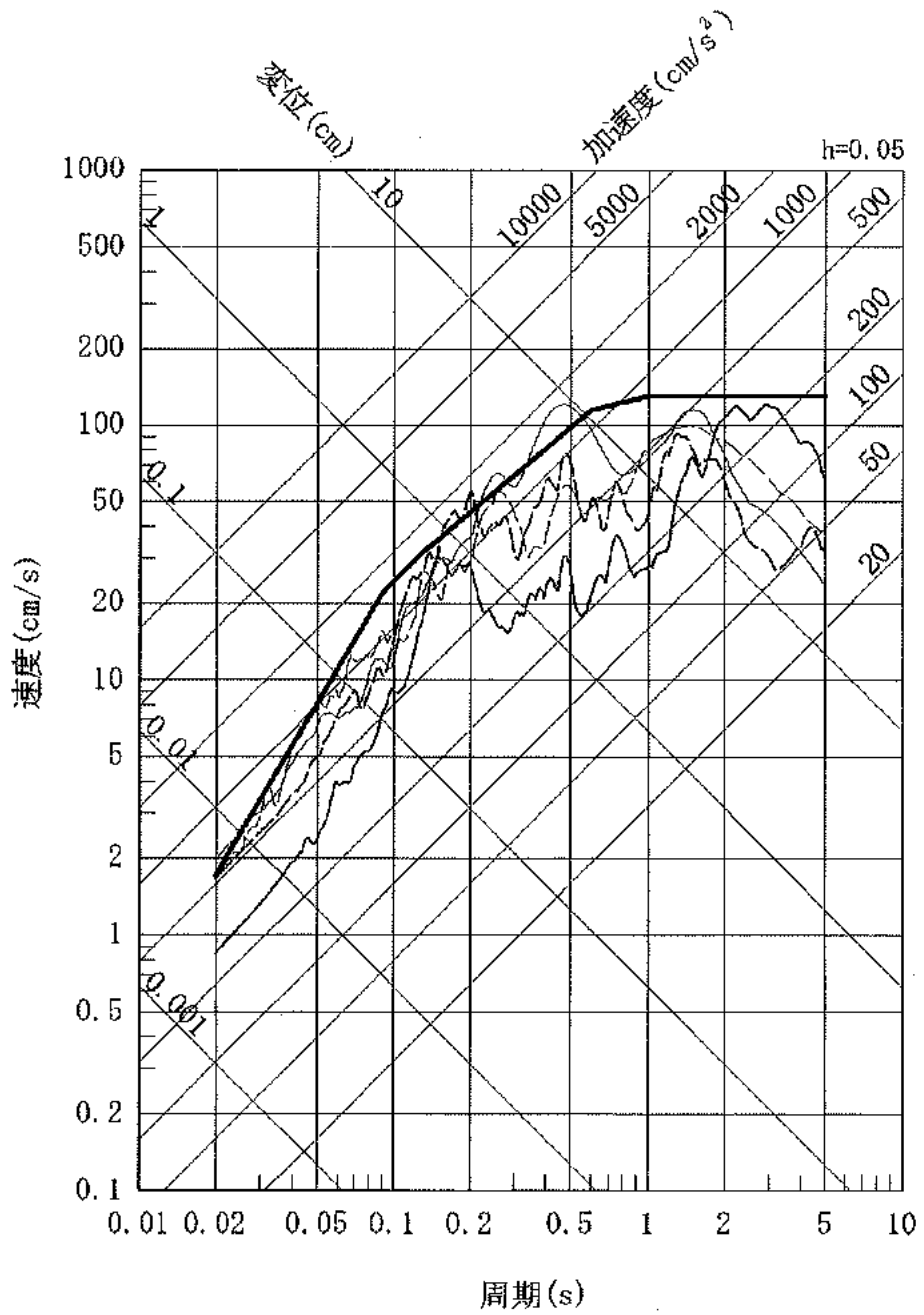


図 6 7 基準地震動 Ss の応答スペクトル (NS 方向)

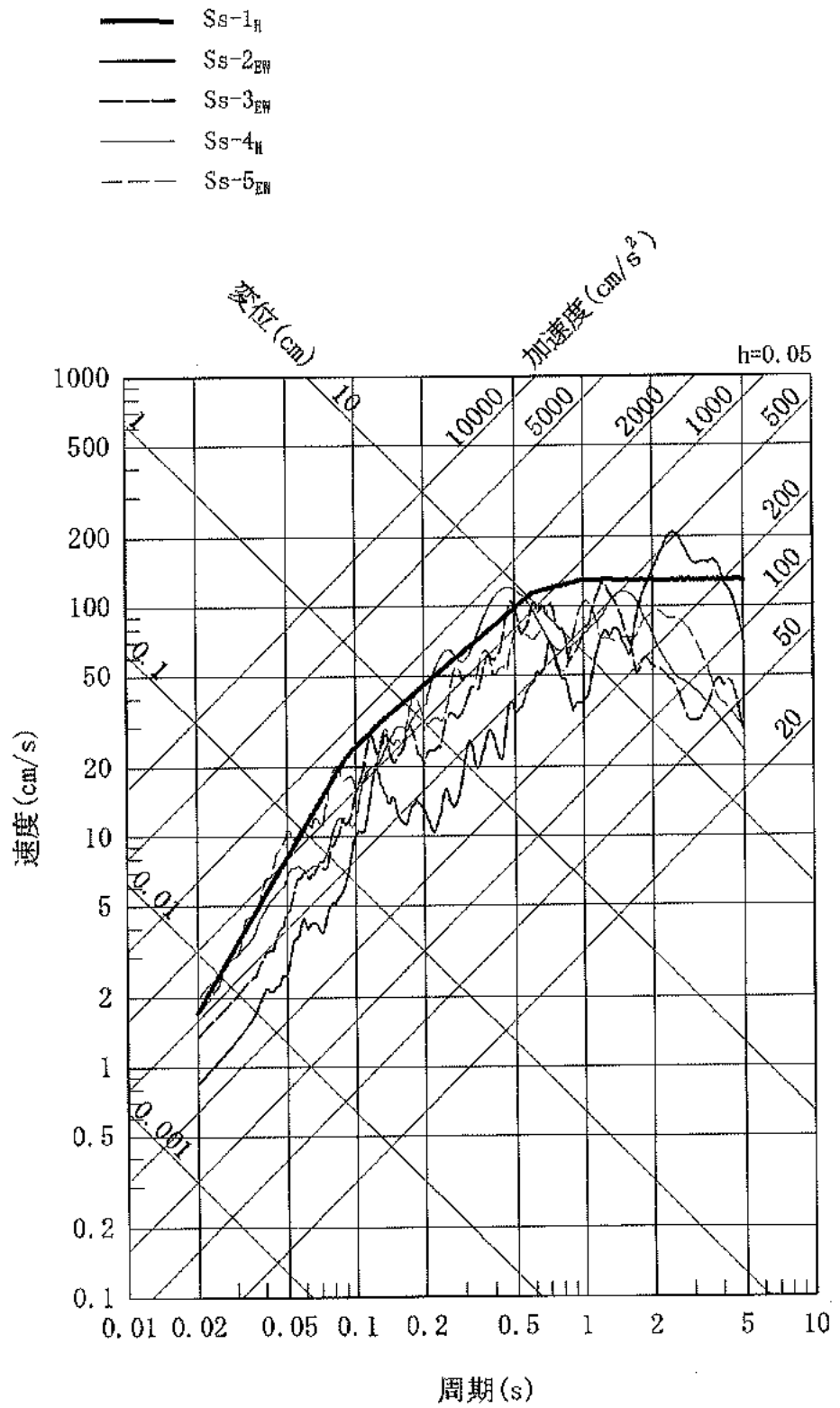


図 6 8 基準地震動 Ss の応答スペクトル (EW 方向)

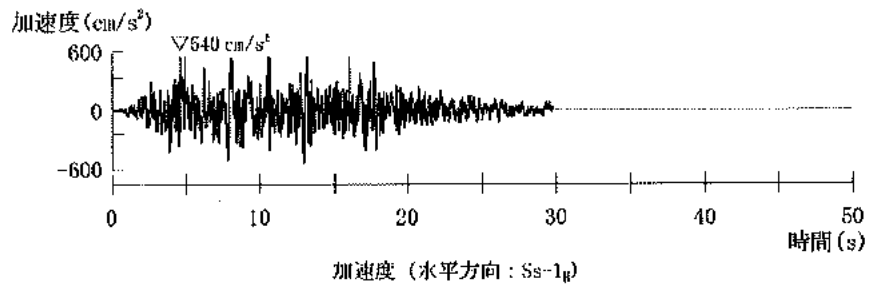


図 6 9 基準地震動 Ss-1 の加速度時刻歴波形 (水平動)

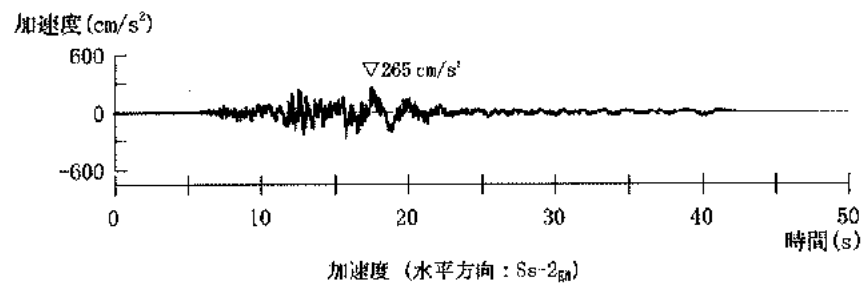
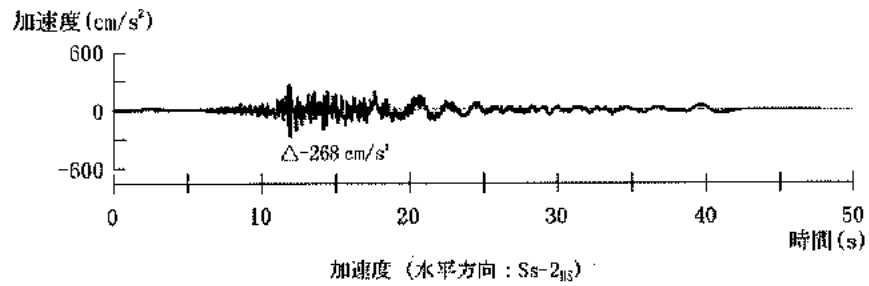


図 7 0 基準地震動 Ss-2 の加速度時刻歴波形 (水平動)

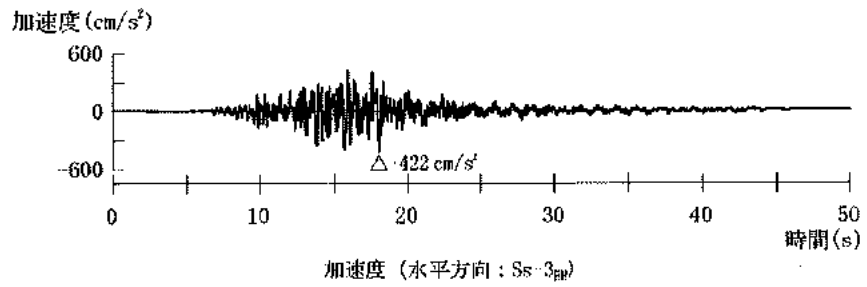
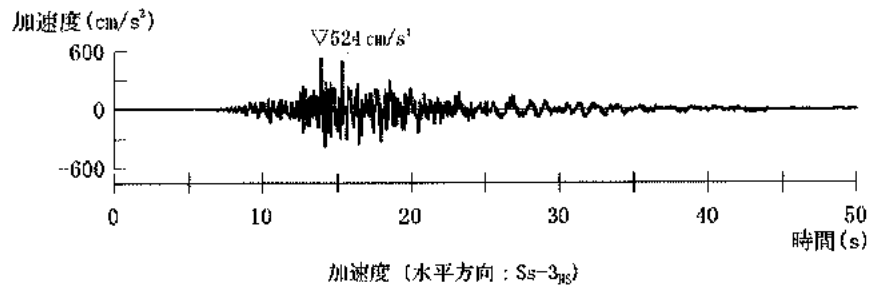


図 7 1 基準地震動 Ss-3 の加速度時刻歴波形 (水平動)

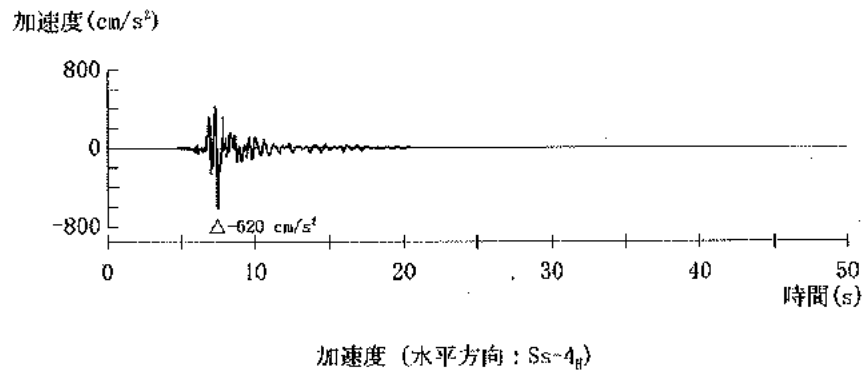
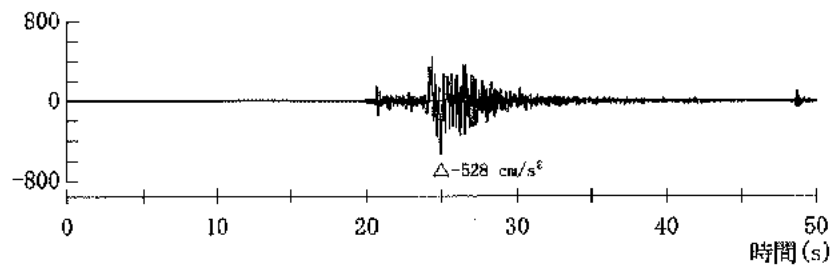


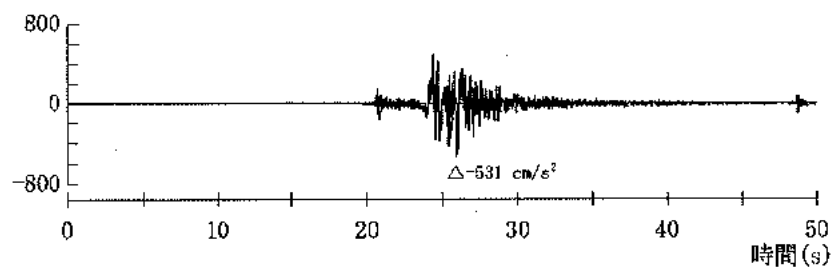
図 7 2 基準地震動 Ss-4 の加速度時刻歴波形 (水平動)

加速度 (cm/s^2)



加速度 (水平方向 : Ss-5_{NS})

加速度 (cm/s^2)



加速度 (水平方向 : Ss-5_{EW})

図 7 3 基準地震動 Ss-5 の加速度時刻歴波形 (水平動)

(6) 基準地震動 Ss の年超過確率

以上述べたとおり、債務者が策定した基準地震動 Ss はそれ自体に十分な余裕を含んでおり、基準地震動を超過する地震動が発生する可能性は極めて低い。

ちなみに、原子力規制委員会の「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」に基づいて、基準地震動 Ss の年超過確率（1年間にある値を超過する確率を表すもの）を算定した評価結果を図74に示す。本件原子力発電所における基準地震動 Ss-1（最大加速度 540 ガル）、Ss-2（同 268 ガル）、Ss-3（同 524 ガル）、Ss-4（同 620 ガル）及び Ss-5（同 531 ガル）の年超過確率はそれぞれ縦軸の黒、青、赤、緑及び紫で表すところであり、 10^{-5} /年程度である。よって、本件原子力発電所における基準地震動 Ss の超過確率は、10 万年に 1 回程度となり、基準地震動を超過する可能性は極めて低いことが分かる。

なお、図74によると、最大加速度が大きくなれば、それを超過する確率は下がることになる（例えば、最大加速度 1,000 ガルを超過する確率は 10^{-6} /年（100 万年に 1 回程度））。

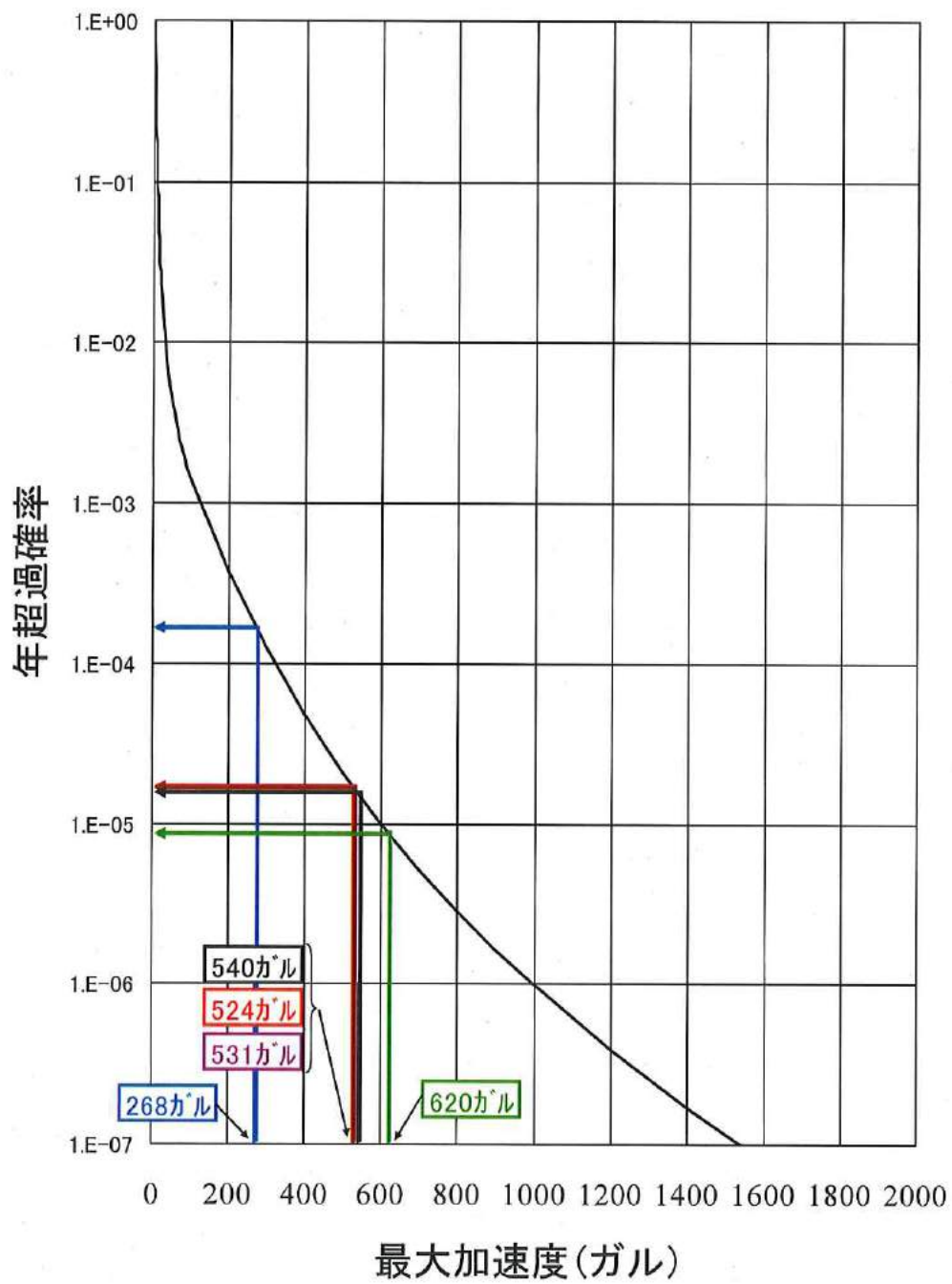


図 7 4 基準地震動の年超過確率 (ハザード曲線)

(7) 設備等の地震に対する安全性

ア 原子力発電所の地震に対する安全確保対策は、基準地震動を適切に策定した上で、この基準地震動による地震力に対して、原子炉等の安全を確保する上で重要な役割を果たす「安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系」（以下「安全上重要な建物・機器等」という。）が耐震安全性を備える（安全機能を喪失しない）ようにすることである。

本件原子力発電所が、前述のとおり安全側に評価した基準地震動による地震力に対して耐震安全性を確保していることを確認するため、債務者は、安全上重要な建物・機器等について、運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力との組合せに対する評価値（応力値）を求め、それが評価基準値（許容応力）を下回ることを評価（耐震安全性評価）している。

具体的には、建物・構築物の評価値については、各建屋の地震応答解析モデル⁹⁶に基準地震動による加速度時刻歴波を入力し、当該モデルがどのように揺れるか、またどの箇所にどのような応力が働くかを解析によって求めている。また、機器・配管系の評価値については、上記地震応答解析モデルから建屋の各階床の揺れ（床応答波）を求め、この床応答波を基に当該階床に設置している機器・配管系に生じる応力を求めている。

評価基準値⁹⁷は、社団法人日本電気協会が策定した民間規格である「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（JEAG4601・補-1984）」等に基づき定めている。この指針は、基準地震動 S_2 （設計用限界地震、基準地震動 S_s に相当）による地震力に、他の荷重を組み合わせた状態でも、建物・構築物が「構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力⁹⁸に対して安全余裕をもたせる」値を、機器・配管系が「過大な変形を起して必要な機能が損なわれない」値をそれぞれ評価基準値としており、原子力規制委員会の「耐震設計に係る工認審査ガイド」において「安全上適切と認められる規

格及び基準等」とされている。

債務者は、上記評価基準値を用いて基準地震動に対する耐震安全性評価を実施し、本件原子力発電所の安全上重要な建物・機器等の評価値が評価基準値を下回ることを確認している。すなわち、本件原子力発電所の安全上重要な建物・機器等は、基準地震動による地震力に対し、建物・構築物は構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、機器・配管系は過大な変形を起して必要な機能が損なわれないことから、いずれもその安全機能を喪失することはないと、地震に対する安全性が確保されている。あわせて、安全上重要な動的機器（ポンプ、弁、制御盤等）については、試験または解析によって動作することが確認されている加速度と基準地震動がもたらす加速度との比較を行い、必要な機能が地震時または地震後に維持できることを確認している。

イ また、設計当時から現在に至るまで、設備の安全性を確保するため、耐震設計に対する余裕の確保の考え方は、何ら変わるものではない。

耐震設計においては、規格・基準類で決められた評価基準値に対してギリギリとならないよう工学的な判断のもと余裕を持たせ、また、地震によって働く力を計算する過程で、計算結果が非安全側とならないように計算条件の設定等で余裕を持たせている。そもそも、耐震設計時の判定の基準となる評価基準値も、実際に建物等が壊れる限界値に対し、十分余裕を持った値に設定されている。

これらの余裕に加え、原子力発電所の施設は、放射線に対する遮へいの要求や、運転等に伴って発生する温度に対する耐熱の要求から、建物の壁の厚さがより厚く設計されるなど、耐震以外の要求から更なる余裕が付加されている。

この余裕に関しては、実際の建物等での地震観測データの蓄積とその分析により、地震時の挙動が正確に把握されるようになり、より詳細な計算が可能な計算機の発達も相まって、より大きいこと（実際に

建物に働く力はもっと小さい) が明らかになっている。

また、大型高性能振動台等の実験設備が整備された財団法人原子力発電技術機構の多度津工学試験所において、原子力発電所の実機を模擬した振動実験⁹⁹を実施したところ、設計に用いる揺れに対して十分な余裕を有すること等も明らかになっている。

以上のように、本件原子力発電所は、地震力に対して十分な余裕をもった設計となっており、設計当時からの累々たる知見の蓄積や設計手法の高度化によって、基準地震動の見直し(増大)に対してもなお十分な余裕を有していることが明らかになっている。

2 津波

(1) はじめに

債務者は、既往津波の文献調査、海域活断層による地殻内地震、プレート間地震、地すべり等の調査に基づき基準津波を策定し、本件原子力発電所の津波に対する安全性が確保されていることを確認している。以下、津波に対する安全性について述べる。

(2) 基準津波の策定

債務者は、本件原子力発電所について、供用中に安全上重要な施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波(以下「基準津波」という。)を検討した結果、海域活断層による地殻内地震に伴う津波を基準津波とした。

ア 評価方針

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地震に伴う津波、地震以外を要因とする津波及びこれらの組み合わせによる津波を想定し、不確かさを考慮して策定した。

イ 評価方法

基準津波の策定においては、既往津波の文献調査、海域活断層によ

る地殻内地震，プレート間地震，地すべり等の調査を行ったうえで，敷地に大きな影響を及ぼすおそれがある津波の発生要因を選定し，数値シミュレーションにより津波評価を行い，その評価結果に基づき基準津波を策定した。

ウ 既往津波の検討

文献調査によれば，敷地周辺の沿岸域に被害をもたらした既往津波は認められない。

なお，記録されている敷地周辺の沿岸域における津波高としては，1960年チリ地震津波の唐津における0.4m（全振幅¹⁰⁰），1983年日本海中部地震津波の唐津における0.11m，1993年北海道南西沖地震津波の仮屋における0.36m（全振幅）がある。

エ 海域活断層による地殻内地震に伴う津波の検討

海域活断層による地殻内地震に伴う津波については，文献調査，敷地周辺の地質調査結果等に基づき，津波波源を設定し，不確かさを考慮したパラメータスタディを実施し，津波水位を評価した。

オ その他の要因に伴う津波の検討

プレート間地震に伴う津波，海洋プレート内地震に伴う津波及び地震以外を要因とする津波（地すべり及び斜面崩壊に伴う津波，火山現象に伴う津波）については，海域活断層による地殻内地震に伴う津波に比べ，影響が小さいと評価した。なお，地震以外を要因とする津波は，発電所に及ぼす影響はないと考えられるため，津波発生要因の組み合わせは考慮しない。

カ 基準津波の策定

想定した津波のうち，発電所に大きな影響を及ぼす恐れがある津波として，上昇側は対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動によ

る地震に伴う津波，下降側は西山断層帯による地震に伴う津波を選定し，基準津波とした。【乙 2-3 34 頁～38 頁】

(3) 設備等の津波に対する安全性

債務者は，前述の基準津波に対して安全上重要な設備を内包する建屋等がその安全性を損なうことがないことについて，基準津波による遡上解析¹⁰¹を行い，潮位の変動等を考慮した最大津波高さが取水ピット前面で海拔+6m程度となることを確認のうえ，評価している。

評価の結果，本件原子力発電所の安全上重要な設備を内包する建屋は，津波が到達しない海拔+11m 以上の高さの敷地に設置されていることから，遡上波¹⁰²が地上部から到達，流入しないことを確認している。また，海水ポンプエリア（海拔+11m）については，海水の取水路等からの浸水対策として，連絡通路への水密扉の設置や，配管等の貫通部には止水処置を行うなどの対策を実施している。あわせて，基準津波（水位下降側（引き波））により海面が下降した場合でも，海水ポンプが冷却に必要な海水を継続して取水できることを確認している。さらに，津波監視設備として，津波監視カメラ（赤外線撮像機能を有し，昼夜を問わず監視可能）及び取水ピット水位計を設置し，いずれも中央制御室から監視できるようするなど，本件原子力発電所は津波に対する安全性を確保している。【乙 2-3 38 頁～55 頁】

3 その他（火山，竜巻）

(1) 火山

ア はじめに

債務者は，本件原子力発電所に影響を及ぼし得る火山を抽出した上で，火山活動に関し個別評価を行い，5つのカルデラ火山¹⁰³（始良，加久藤・小林，阿多，鬼界，阿蘇）が本件原子力発電所の運用期間中¹⁰⁴に破局的噴火を起こす可能性は極めて低く，火山事象が本件原子力発電所の安全性に影響を及ぼす可能性は極めて低いことを確認し

た。

イ カルデラ火山の破局的噴火の可能性の評価

(ア) 破局的噴火とは

破局的噴火とは約 100km^3 以上の噴出物を伴う噴火のことをい
い（図 7 5），日本列島の各火山において数万年から十数万年に
1 回程度と言われる極めて頻度の低い火山事象である。

本件原子力発電所が立地する九州地方には，過去に破局的噴火
を発生させたカルデラ火山が 5 つ（始良，加久藤・小林，阿多，
阿蘇，鬼界）存在する（図 7 6）。



図 7 5 破局的噴火の噴火規模

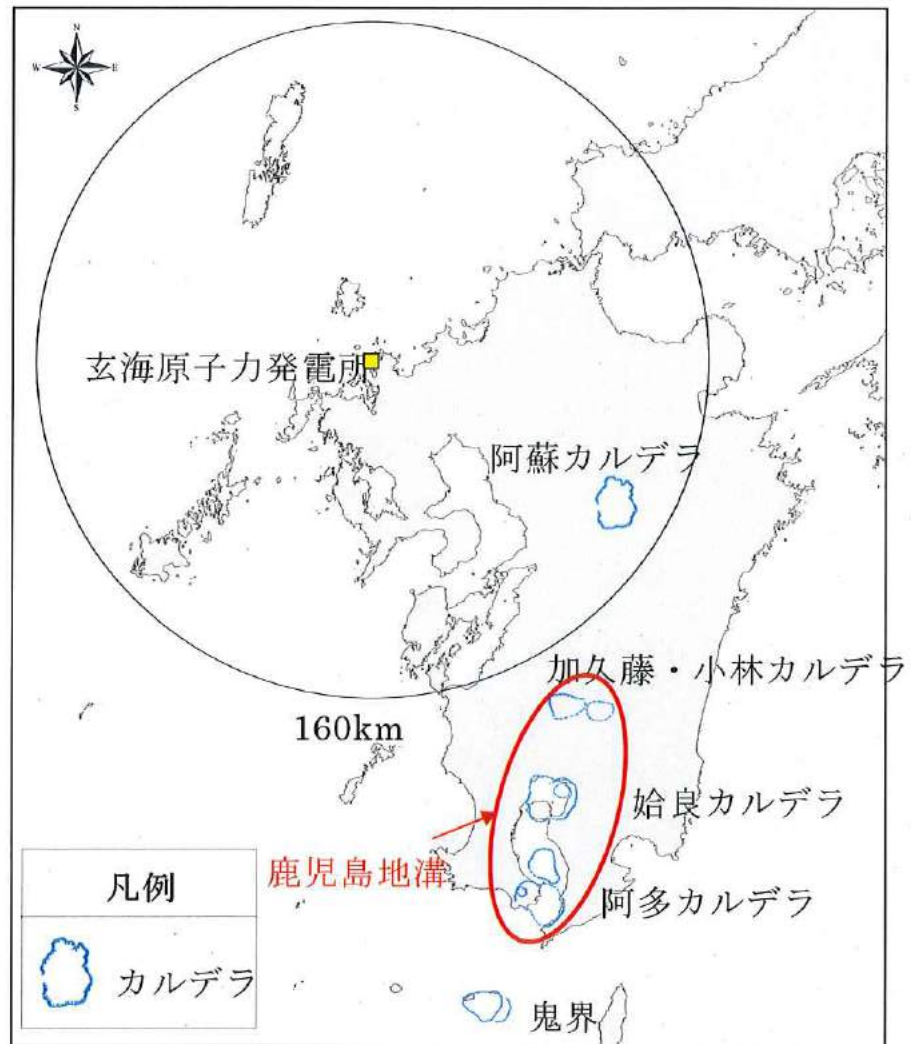


図76 九州におけるカルデラ火山の位置

(イ) 評価方法

債務者は、文献調査及び地質調査により、カルデラ火山の噴火間隔、噴火ステージ及びマグマ溜まり^{10⁵}の状況の3つの観点から総合的に評価を行い、本件原子力発電所運用期間中にカルデラ火山の破局的噴火が発生する可能性が極めて低いことを確認した。

具体的には、噴火間隔については、破局的噴火の噴火間隔と最新の破局的噴火からの経過時間との比較により、破局的噴火のマグマ溜まりを形成するために必要な時間が経過しているか

を検討した。例えば、始良カルデラについては、破局的噴火の活動間隔は6年以上と長く、最新の破局的噴火から3万年しか経過していない(図77)。また、鹿児島地溝にあるカルデラ火山(始良, 加久藤・小林, 阿多)における破局的噴火の噴火間隔は9万年と長く、最新の破局的噴火から3万年しか経過していない(図78)。

噴火ステージについては、既往の知見による噴火ステージの区分を参考に、各カルデラ火山における現在の噴火ステージを検討した結果、九州のカルデラ火山では、破局的噴火の発生までには十分な時間的余裕がある。例えば、現在の始良カルデラにおける噴火活動は、桜島における後カルデラ火山噴火¹⁰⁶ステージと考えられ、破局的噴火に先行して発生するプリニー式噴火¹⁰⁷ステージの兆候が認められない(図77)。

さらに、マグマ溜まりの状況については、破局的噴火を発生させる大量のマグマは、深さ約10km以浅に分布すると考えられることから、約10km以浅の大規模なマグマ溜まりの有無を検討した結果、地球物理学的情報に基づく地下構造等から、カルデラ火山の地下浅部には大規模なマグマ溜まりはないと判断した。

以上から、本件原子力発電所の運用期間中の破局的噴火の可能性は極めて低いと評価した。【乙2-5 64頁, 64頁~66頁】

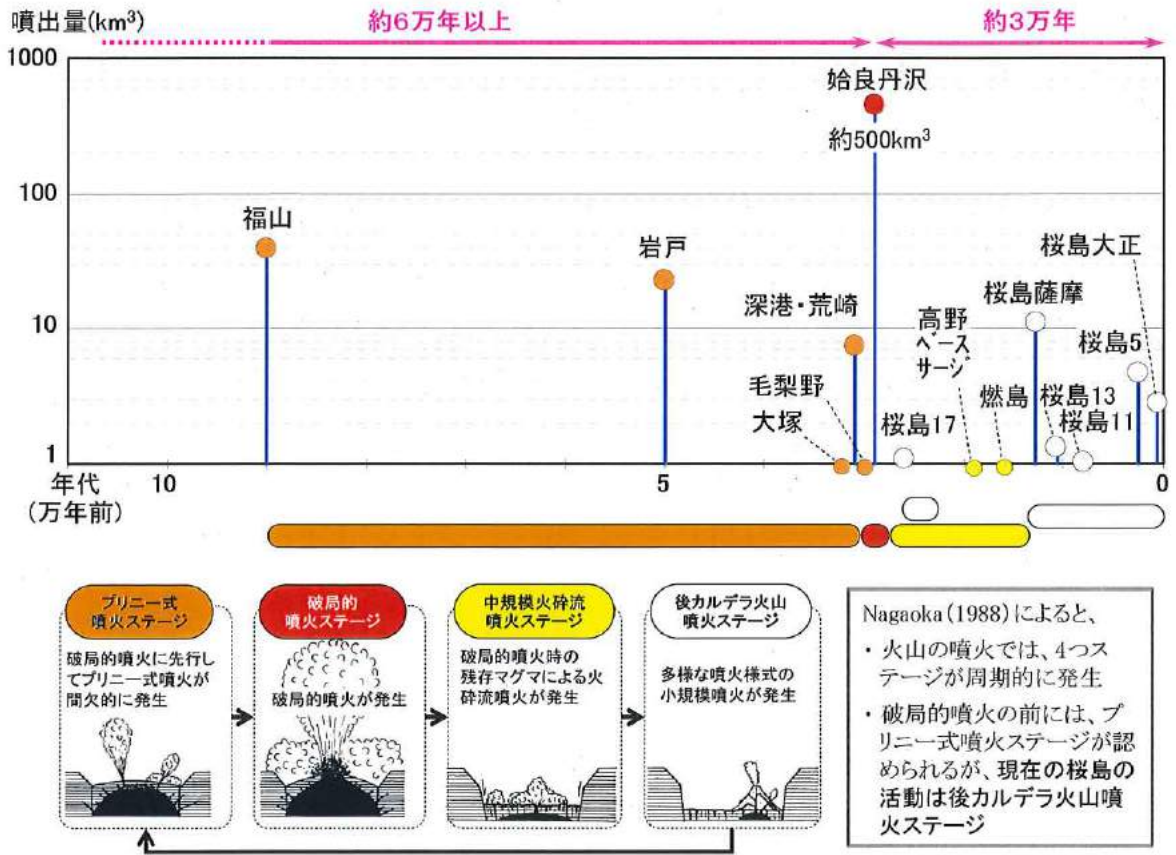


図 7 7 始良カルデラの噴火間隔及び噴火ステージ

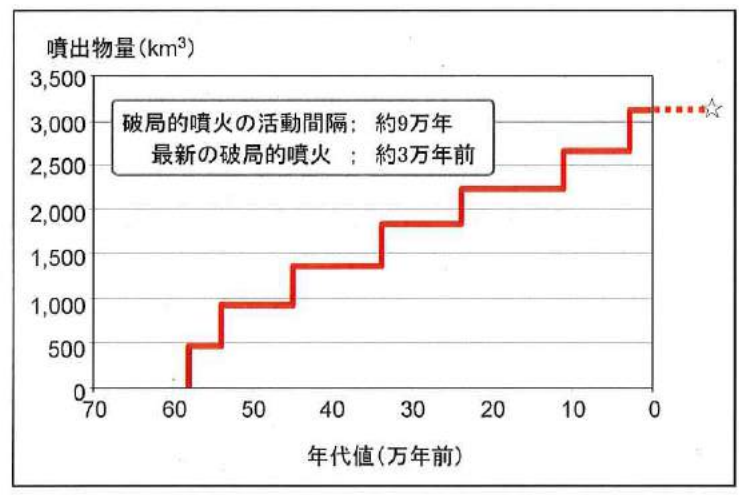


図 7 8 鹿児島地溝における破局的噴火の活動間隔

(ウ) カルデラ火山のモニタリング

以上のように、本件原子力発電所の運用期間中に破局的噴火が発生する可能性は極めて低いですが、始良カルデラ、加久藤・小林カルデラ、阿多カルデラ、鬼界及び阿蘇カルデラは、自然現象における不確かさ及び敷地への影響を考慮した上で、地殻変動や地震活動等の火山活動のモニタリングを実施している（図79）。

債務者は、破局的噴火に発展する可能性が僅かでも存するような事象が確認された時点で、直ちに適切な対処を行うものであり、このような事象を把握する目的でモニタリングを行うものである。

債務者は、地殻変動に係る観測点の増設（3地点）を行うなどモニタリングの精度向上に向けた措置を講じているが、今後も火山専門家等の助言を得ながら、破局的噴火の前兆に関する新たな知見の収集等を行い、更なる安全性・信頼性の向上に努めていく。

【乙2-5 66頁～67頁】

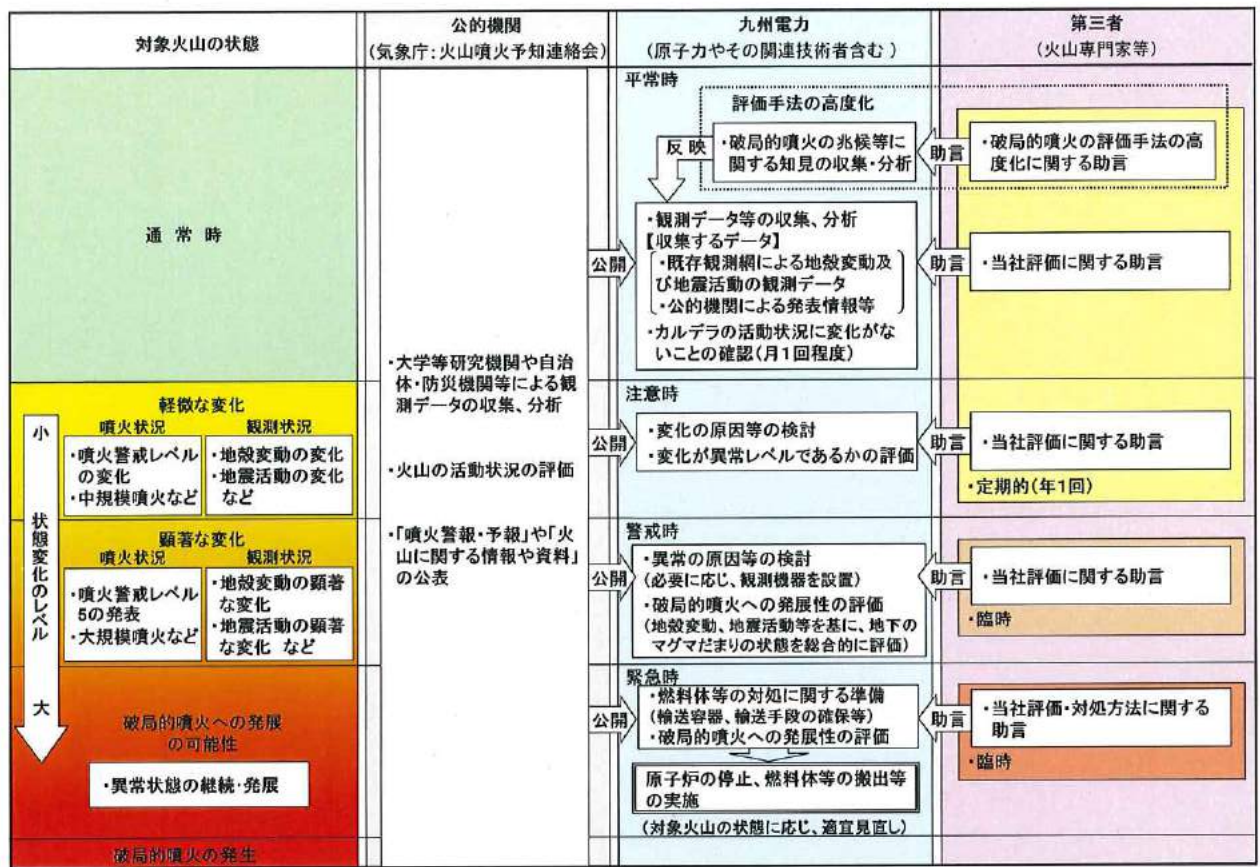


図79 モニタリングの方針と体制

ウ 火山事象の影響評価

5つのカルデラ火山については本件原子力発電所の運用期間中に破局的噴火を起こす可能性は極めて低いことから、現在の噴火ステージにおける既往最大噴火、それ以外の火山については既往最大噴火を考慮し、火山事象の影響評価を行った。

その結果、降下火砕物(火山灰等)を除く火山事象(火砕物密度流 10^8 、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊、新しい火口の開口、地殻変動等)についてはいずれも本件原子力発電所への影響がないことを確認した。

また、降下火砕物については、文献調査、地質調査及び数値シミュレーションを行い、過去最も影響が大きかった約5万年前の九重第1噴火を踏まえ、安全側に層厚10cmを想定し、安全性を確認した。

【乙2-5 67頁】

具体的には、降下火砕物によって安全機能を失う恐れのある安全上重要な建物・機器等を評価対象施設として抽出し（表10）、各評価対象施設の特徴（形状、機能、外気吸入や海水の通水の有無等）を考慮した上で、降下火砕物による直接的影響（荷重、閉塞、磨耗等）及び間接的影響を評価している（表11）。

評価の結果、債務者は、降下火砕物の直接的影響により、本件原子力発電所の安全性が損なわれることはないことを確認するとともに、間接的影響として、降下火砕物による外部電源喪失及び交通の途絶を想定しても、非常用ディーゼル発電機の7日間連続運転¹⁰⁹により、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を確保できることを確認している。【乙2-5 68頁～72頁】

表10 評価対象施設

	施設名
屋外に設置されており、降下火砕物を含む海水の流路となる施設	・海水ポンプ ・海水ストレーナ
屋外に開口しており降下火砕物を含む空気の流路となる施設	・主蒸気逃がし弁消音器 ・主蒸気安全弁排気管 ・タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管 ・非常用ディーゼル発電機（機関，吸気消音器） ・排気筒 ・換気空調設備（給気系外気取入口）
外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設	・制御用空気圧縮機 ・原子炉安全保護計装盤
安全上重要な設備等を内包し降下火砕物から防護する施設	・原子炉格納容器 ・原子炉補助建屋 ・原子炉周辺建屋 ・燃料取替用水タンク建屋（玄海3号機）
降下火砕物の影響を受ける可能性がある施設で、安全上重要な設備等の運転に影響を及ぼす施設	・取水設備 ・換気空調設備（給気系外気取入口） ・タンクローリ

表 1 1 降下火砕物による直接的及び間接的影響の評価内容

直接的影響	<ul style="list-style-type: none"> ・建物等への静的負荷（降下火砕物の堆積荷重に積雪荷重を重畳） ・水循環系の閉塞 ・換気系，電気系及び計装制御系に対する機械的影響（降下火砕物が容易に侵入しにくいこと，侵入しても閉塞及び磨耗しにくいこと） ・中央制御室の換気空調系への影響（侵入しにくく更に外気を遮断できること） ・建物等への化学的影響（腐食） ・降下火砕物の除去，換気空調設備外気取入口フィルタの取替・清掃 等
間接的影響	<ul style="list-style-type: none"> ・長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外の交通の途絶に対し，原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないように，非常用ディーゼル発電機により7日間の電源供給が継続できること ・発電所内の交通の途絶が発生しても，タンクローリによる燃料供給に必要な発電所内のアクセスルートの降下火砕物の除去を実施可能であること

(2) 竜巻

ア はじめに

竜巻に対する安全性を検討するにあたっては，IAEA の基準等を参考にすれば，原子力発電所を中心とする 10 万 km² の範囲が検討地域の目安となるが，日本では日本海側と太平洋側で気象条件が異なるなど，比較的狭い範囲で気象条件が大きく異なる場合があることから，債務者は 10 万 km² に拘らずに竜巻発生 の観点から本件原子力発電所が立地する地域と気象条件等が類似する地域を調査した結果に基づいて竜巻検討地域を設定したうえで，過去に発生した竜巻の記録や本件原子力発電所敷地周辺の地域性等を踏まえて検討することとした。

以下，設計竜巻の最大風速設定について具体的に説明する。

イ 設計竜巻の最大風速設定

(ア) 竜巻検討地域の設定

債務者は過去の竜巻発生記録等を基に，本件原子力発電所が立地する地域との気象条件の類似性の観点及び局所的な地域性の観点で検討を行った結果，九州（沖縄県含む），山口県，高知県，徳島

県，和歌山県，三重県，愛知県，静岡県，神奈川県，東京都，千葉県及び茨城県の海岸線から陸側及び海側それぞれ5kmの範囲を竜巻検討地域に設定した（面積：約 $8.5 \times 10^4 \text{km}^2$ ）。【乙2-4 59頁～60頁】

(イ) 基準竜巻の最大風速 (V_B) の設定

(ア)で設定した竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて，安全上重要な施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻を基準竜巻として設定した。基準竜巻の具体的な最大風速 (V_B) は，日本で過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) 及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) を検討し，それぞれ $V_{B1} = 92 \text{m/s}$ ， $V_{B2} = 76.0 \text{m/s}$ となったため，より大きい数値である 92m/s と設定した。【乙2-4 60頁】

(ウ) 設計竜巻の最大風速の設定

設計竜巻は，(イ)で設定した基準竜巻について，更に発電所が立地する地域の特性を踏まえて最大風速を割り増す必要性を検討したうえで設定した。具体的には，本件原子力発電所が立地する地域の特性（敷地は海側からも陸側からも高低差は小さく，ほぼ平坦であること等の周辺地形や過去に発生した竜巻の移動方向）を考慮して，基準竜巻の最大風速の割り増しを検討した結果，本件原子力発電所では，竜巻は地形が平坦な海側から発電所敷地に進入する可能性が高く，発電所敷地自体も平坦であるため，地形効果による竜巻の増幅を考慮する必要はないと考えられるが，基準竜巻の最大風速の数値を安全側に切り上げて，設計竜巻の最大風速 V_D は 100m/s とした。【乙2-4 60頁】

なお，債務者は今後も竜巻に関して継続的に新たな知見等の収集に取り組み，必要な事項については適切に反映を行っていくこととしている。

ウ 設備等の竜巻に対する安全性

債務者は、竜巻に対して安全上重要な設備を内包する建屋等がその安全性を損なうことがないことについて、前述のとおり最大風速100m/sの竜巻を設定し、「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」を評価している。このうち、飛来物については、本件原子力発電所における飛来物に係る現地調査結果と、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に示されている飛来物の設定例を参照し、鋼製材（長さ4.2m、135kg）及び鋼製パイプ（2m、8.4kg）等を飛来物として設定している。なお、衝突時に評価対象施設に与えるエネルギーが、上記飛来物（鋼製材）のエネルギー以上となる屋外の資機材等（コンテナ、自動車等）については、固定、固縛及び建屋内収納等によりこれらが確実に飛来物とならないよう運用している（図80）。

評価の結果、原子炉格納容器や原子炉補助建屋等については、竜巻により屋根等が飛散しないこと及び上記飛来物が屋根や壁を貫通しないことを確認している。また、上記飛来物が扉などを貫通し、内包する安全上重要な設備が安全機能を損なうおそれのあるディーゼル発電機室等については、扉を竜巻防護扉に取り替える等の対策を行っている。さらに、屋外にあり飛来物の衝突により安全機能を維持できない海水ポンプ等については竜巻防護ネット（金属製）により飛来物の衝突を防ぐ対策を実施し、竜巻により安全機能を喪失しないことを確認している。【乙2-4 60頁～63頁】



資材保管用コンテナの固縛対策



保管庫の設置

図80 竜巻防護対策（例）

4 小括

福島第一原子力発電所事故を踏まえ、新規制基準においては自然的立地条件のうち、地震や津波に関しては、より保守的な考慮を求められることとなり、また、新たに考慮すべき事象として火山や竜巻等に関する考慮も求められることとなった。債務者は以上述べたとおり、これらの自然的立地条件について過去の記録や現地調査によって、地域的な特性等を把握したうえで、評価を行い、必要に応じ対策を講じており、本件原子力発電所の安全性は確保されている。

第3 事故防止に係る安全確保対策

1 はじめに

本件原子力発電所においては、放射性物質が周辺環境に異常に放出される危険性を顕在化させないため、何らかの異常または事故が発生した場合であっても多重の障壁（燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ¹¹⁰）、原子炉格納容器（鋼板・コンクリート一体型）（図81）の健全性を維持するため、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全上重要な設備を働かせる事故防止に係る安全確保対策を講じている。この安全確保対策に用いる安全上重要な設備については、その安全機能を喪失しないよう基準地震動に対する耐震安全性を備えるとともに、多重性または多様性及び独立性を有する設備とするなど、様々な保守性を確保し高い信頼性を持たせている。

そして、このような事故防止に係る安全確保対策を講ずるにあたっては、「異常発生防止対策」、「異常拡大防止対策」、「放射性物質異常放出防止対策」の3段階の防護策を用意し、それぞれの段階について、後続の段階に期待せず当該段階で異常の発生等を防止するという多重防護の考え方を採用している（図82）。

以下に、多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策について詳述する。

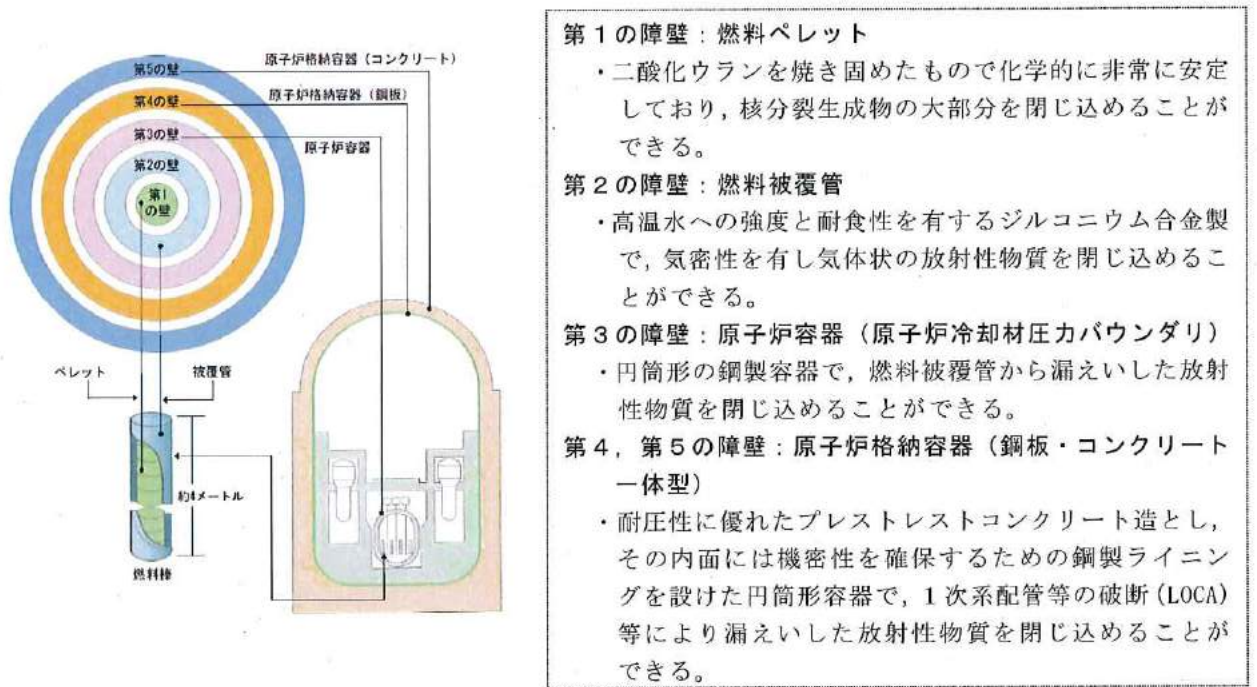


図 8 1 放射性物質を「閉じ込める」多重の障壁

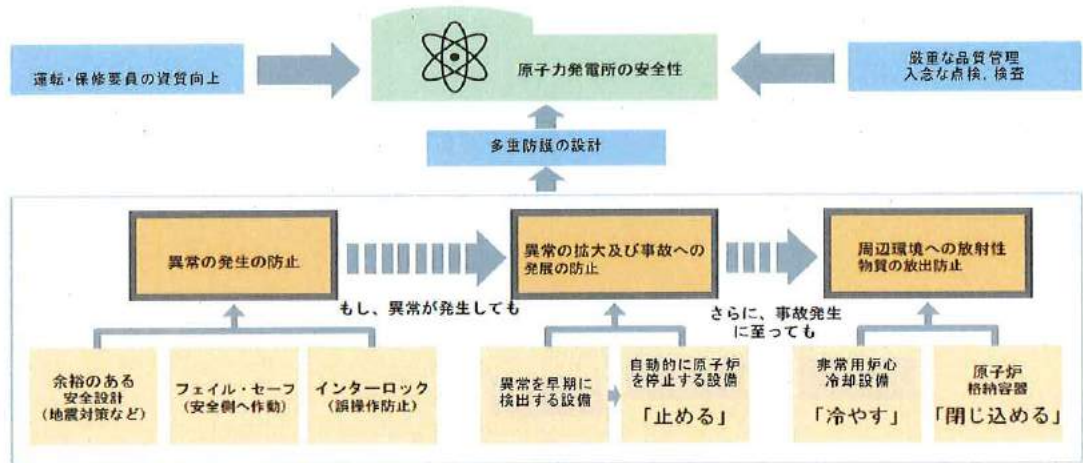


図 8 2 多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策

2 異常発生防止対策

本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策の基本は、何らかの異常が発生した場合、さらに事故に至った場合に原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全上重要な設備を働かせることによ

り、多重の障壁の健全性を維持して放射性物質を閉じ込めることにあるが、原子炉の安定した運転を維持し、そもそも異常が発生すること自体を未然に防止することは、事故防止の観点からは極めて重要である。このため本件原子力発電所においては、以下の対策を講じている。

(1) 原子炉の固有の安全性（自己制御性）

本件原子力発電所の原子炉は、制御棒及び制御材（ほう素）により、核分裂連鎖反応を安定的な状態に制御できるが、この制御によらず、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合に、これを自動的に抑制するという性質（原子炉の固有の安全性または自己制御性という。）を有しており、このことが原子炉の安定した運転を維持する上での前提となっている。具体的には、燃料の大部分に核分裂しにくい性質を有するウラン238を使用し、減速材として水を使用することによって、燃料のドップラー効果¹¹¹及び減速材の温度効果(密度効果)¹¹²を有し、核分裂反応が急激に増加した場合であっても、それが自動的に抑制される（原子炉の固有の安全性）。

(2) 余裕のある設計

本件原子力発電所は、1次冷却材（放射性物質を含む）を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等については、その健全性を確保するため、設計において地震力、内圧、外圧等の荷重や温度、放射線、水質などを考慮した設計条件を保守的（安全側）に定め、十分な余裕を持たせるとともに、その材料には強度等の特性に優れ、かつ、欠陥のない信頼性の高い品質のものを使用している。例えば、本件原子力発電所の原子炉容器については、平常運転圧力(約15.4MPa[gage]¹¹³)に対し、十分余裕のある最高使用圧力(17.16MPa[gage])で設計している。

(3) 誤動作や誤操作による影響を防止するための設計

本件原子力発電所においては、誤動作や誤操作により異常が発生することを防止するため、異常が発生した場合に常に安全側に作動するフェ

イル・セーフ・システム¹¹⁴や、ある条件が揃わなければ操作しようとしても動かないようなインターロック・システム¹¹⁵の仕組みを採用している。

以上のとおり、平常運転時においては、これらの「異常発生防止対策」により、核分裂生成物の大部分は燃料ペレット内に、一部の気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内にそれぞれ保持される。また、この時は、当然、他の障壁（原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）、原子炉格納容器）の健全性も維持されている。

3 異常拡大防止対策

本件原子力発電所においては、前記「異常発生防止対策」で述べたとおり、異常を発生させないための種々の対策を行っている。しかしながら、それにもかかわらず運転中に何らかの異常が発生した場合には、その異常の拡大をできる限り防止するために、① まず何よりもこの異常の発生を早期にかつ確実に検知し、②必要に応じて原子炉を停止し、そこで発生する熱エネルギーを低減させることが重要である。

このため、以下のとおり、異常の発生を早期にかつ確実に検知するための計測制御設備や原子炉を緊急停止させる原子炉保護設備を備えている。

(1) 異常を早期に検知する

本件原子力発電所においては、何らかの異常が発生した場合、原子炉を停止するなどの措置がとれるように、この異常の発生を早期にかつ確実に検知する計測制御設備を設置している（表12）。すなわち、原子炉の出力や1次冷却材の流量、温度、圧力、原子炉格納容器内雰囲気中の放射性物質の濃度等の各変化が示す異常の兆候は、原子炉容器や原子炉格納容器等に設置されている中性子束計¹¹⁶、流量計、圧力計、エリアモニタ等がこれを検知し、その程度に応じて中央制御室の制御盤に警報を発することにより、運転員（24時間体制）は直ちに原子炉の停止などの適切な対応をとることができる。

また、検出器があらかじめ定めた許容値を超える異常値を検知した場合は、中央制御室の制御盤に警報が発せられるとともに、後述のとおり原子炉等に自動でトリップ（停止）信号を発する原子炉保護設備を設置している。

表 1 2 異常を早期に検知するための計測制御設備（検出器）の例

検知項目	検出器
原子炉の運転（核分裂）状況に係る異常の兆候	中性子束計，1次冷却材温度計，1次冷却材圧力計
燃料被覆管からの核分裂生成物の漏えい	1次冷却材モニタ（1次冷却材の放射線量の測定）
原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい	1次冷却材流量計，格納容器サンプル水位計，エリアモニタ（原子炉格納容器内の放射線量の測定）
1次冷却材ポンプの異常	1次冷却材ポンプ振動計，1次冷却材ポンプ電動機電圧計・電流計・周波数計，I T V（テレビモニタ）
1次冷却材配管の異常	ルースパーツモニタ（音響計）
地震加速度	地震加速度計，原子炉停止用地震感知器

(2) 原子炉を「止める」

ア 本件原子力発電所は、原子炉を「止める」ための設備として、制御棒及び制御棒駆動装置を備えるとともに、化学体積制御設備を設置している。

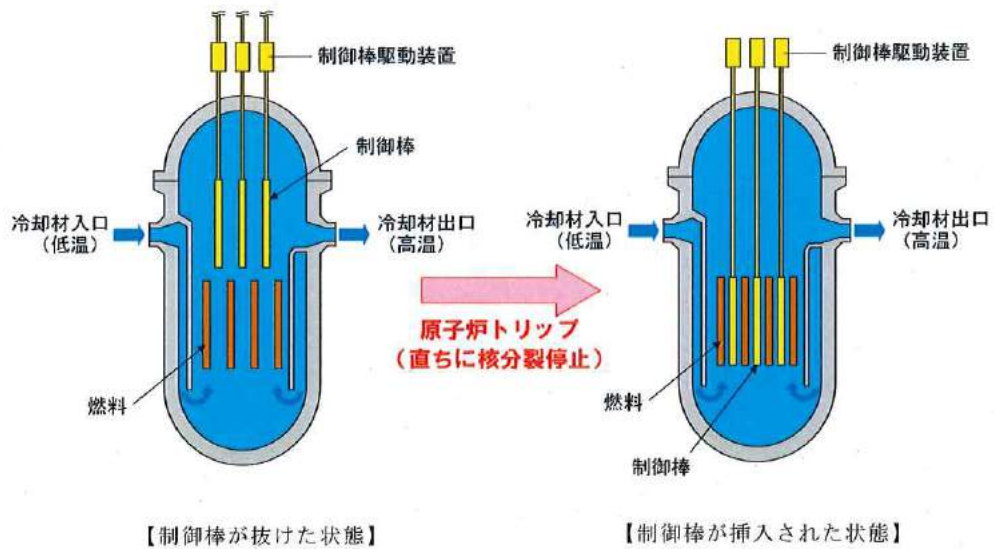
検出器が異常の発生または異常の兆候を検知した場合には、必要に応じ、運転員が原子炉の停止操作を行い、制御棒を電動駆動で炉心に挿入して原子炉を停止する（制御棒が中性子を吸収し核分裂反応が停止）。

一方、燃料被覆管や原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）の健全性に重大な影響を及ぼすおそれがある異常が発生した場合や、放射性物質の異常放出に至るおそれのある事故が発生した場合、すなわち検出器が検知した値があらかじめ定めた許容値を超える異常な状態になった場合には、前述の原子炉保護設備から原子炉トリップ信号

が発せられ、原子炉を緊急停止させる（表 1 3）。平常運転時には制御棒駆動装置により燃料集合体からほぼ全部を引き抜かれた状態で保持されている制御棒が、原子炉トリップ信号によって原子炉トリップ遮断器が自動的に開放され（制御棒を保持している制御棒駆動装置への電源が遮断され）、制御棒駆動装置による保持力を失い、自重で炉心に落下、原子炉を緊急停止させる（図 8 3）。原子炉を緊急停止させることにより、燃料から発生する熱エネルギーを低減させ、異常の拡大及び事故への発展を防止する。あわせて、タービン及び発電機が自動停止する。なお、仮に制御棒が挿入できない場合は、化学体積制御設備から高濃度のほう酸水を原子炉に注水することによって、原子炉を停止することができる。

表 1 3 原子炉トリップ信号の一覧

中性子源領域/中間領域/出力領域中性子束高
出力領域中性子束変化率高
過大温度 ΔT 高/過大出力 ΔT 高
加圧器水位高
非常用炉心冷却設備作動
原子炉圧力高/低
1 次冷却材流量低
1 次冷却材ポンプ電源電圧低, 1 次冷却材ポンプ電源周波数低
タービントリップ
蒸気発生器水位低
地震加速度高（水平方向/鉛直方向）
手動



【制御棒が抜けた状態】

【制御棒が挿入された状態】

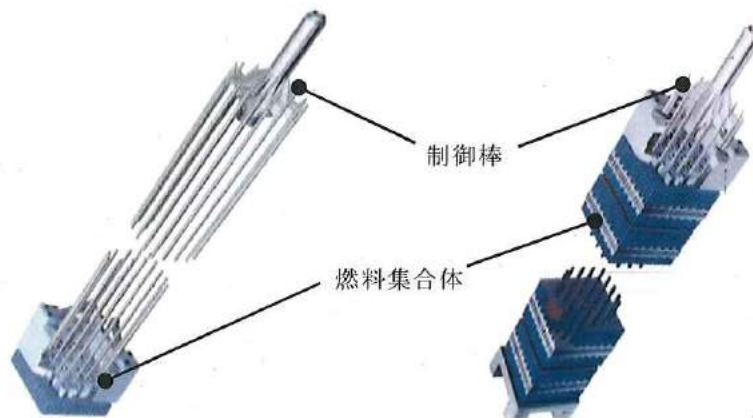


図 8 3 原子炉緊急停止時の制御棒の動作

原子炉トリップ信号が発せられる一例として、本件原子力発電所の各号機に設置している原子炉停止用地震感知器が地震発生時における運転中原子炉の運転継続に係る設定値（以下「原子炉停止用地震感知器の設定値」という。）を超過する地震加速度を検知した場合、原子炉保護設備からの原子炉トリップ信号により、原子炉が緊急停止する。原子炉停止用地震感知器の設定値は、表 1 4 のとおり、基準地震動による最大加速度に対して十分低いレベルに設定されている。なお、本件原子力発電所の運転開始以降、上記設定値を超過する地震加速度により原子炉が緊急停止した実績はない。

表 1 4 原子炉停止用地震感知器の設定値と基準地震動の最大加速度の比較

	水平方向	鉛直方向
原子炉停止用地震感知器 設定値 (原子炉補助(周辺)建屋最下階 [※])	170 ガル以下	80 ガル以下
基準地震動 Ss-1	540 ガル	360 ガル
基準地震動 Ss-2	268 ガル	172 ガル
基準地震動 Ss-3	524 ガル	372 ガル
基準地震動 Ss-4	620 ガル	320 ガル
基準地震動 Ss-5	531 ガル	485 ガル

[※] 地震による岩盤部付近(解放基盤表面に相当)の揺れを検知するため、玄海3号機は原子炉補助建屋の最下階に、玄海4号機は原子炉周辺建屋の最下階にそれぞれ設置している。

イ また、原子炉が緊急停止した後も、燃料から崩壊熱が発生し続けるため、これを除去(冷却)し続けることが必要である。前述した地震による原子炉の緊急停止後も、通常停止時に用いる主給水ポンプ等が健全であれば、通常停止時と同じ流れで原子炉を冷却する(図84)。以下に、原子炉緊急停止時における原子炉冷却の流れについて説明する。

原子炉の緊急停止時においては、① 定格出力状態から瞬時に原子炉が停止し、併せて発電機も解列する。② 原子炉の停止後、主給水ポンプで蒸気発生器への給水を継続することにより、蒸気発生器で1次冷却材の熱を2次冷却材へ伝え、蒸気となった2次冷却材(放射性物質を含まない)をタービンバイパス系により復水器で水に戻す、または主蒸気逃がし弁から大気に逃がすことにより、原子炉の崩壊熱を除去する。③ その後、1次冷却材の温度及び圧力が177℃、約3MPaになった段階で、余熱除去ポンプで1次冷却材を余熱除去冷却器¹¹⁷に送り、余熱除去冷却器で1次冷却材の熱を原子炉補機冷却系の水に伝え最終的な熱の逃がし場である海へ移送、1次冷却材の温度及び圧力を60℃、0.3MPaまで下げる(冷却完了)。また、④ 主給水ポンプが何らかの要因で使用できない場合は、後述する補助給水設備により、蒸気発生器へ給水する。

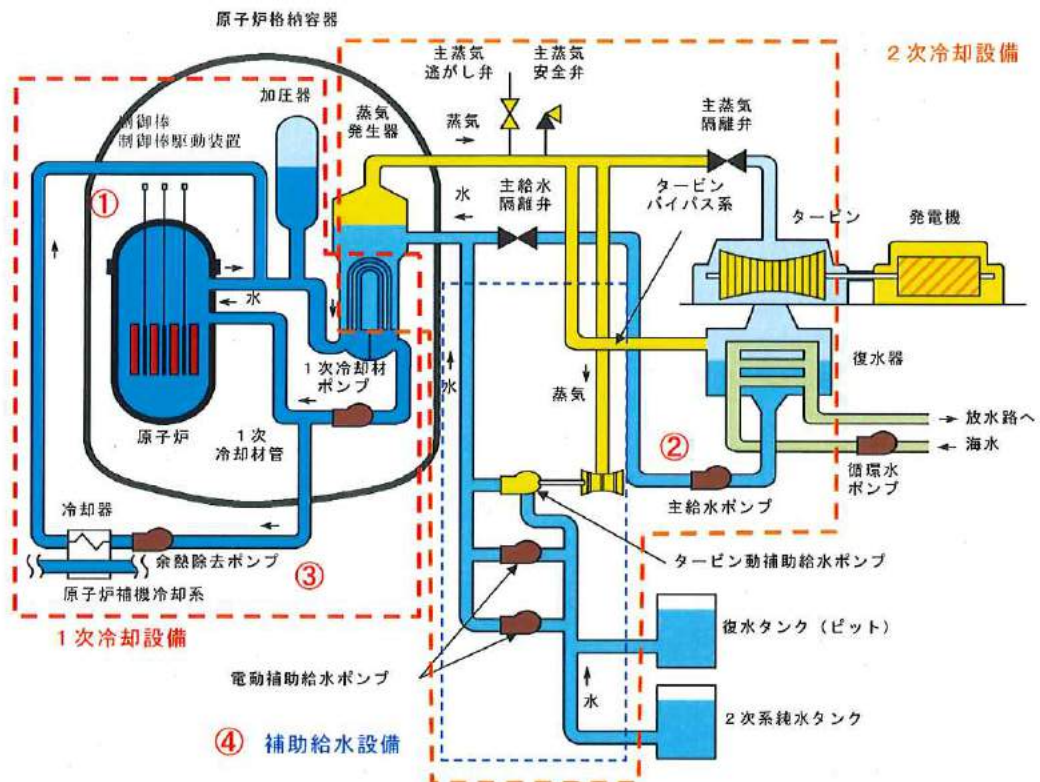


図 8 4 原子炉停止後に崩壊熱を除去する冷却設備の概略図

以上のおり，異常発生時には，上記(1)及び(2)の「異常拡大防止対策」により，異常の発生を早期にかつ確実に検知し，必要に応じて原子炉を「止める」こと，すなわち燃料から発せられる熱エネルギーを低減し，冷却することによって，燃料ペレット及び燃料被覆管の健全性が維持される。このため，平常運転時と同様，核分裂生成物の大部分は燃料ペレット内に，一部の気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内にそれぞれ保持される。いうまでもなく，この場合，他の障壁（原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ），原子炉格納容器）の健全性も維持される。

4 放射性物質異常放出防止対策

本件原子力発電所においては，何らかの異常が発生した場合，前記「3 異常拡大防止対策」により，放射性物質は燃料ペレット及び燃料被覆管内に閉じ込められる。また，仮に燃料被覆管が破損して放射性物質が漏出す

るような事故が生じて、燃料被覆管の外側の障壁である原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）の健全性が損なわれなければ、放射性物質は原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）に閉じ込められる。

一方、配管の健全性確保には万全を尽くしているが、万一原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破損等により1次冷却材が流出する事故（以下「LOCA¹¹⁸」という。）のような事象が発生した場合、1次冷却材が原子炉格納容器内に流出し、1次冷却材により蒸気発生器へ熱エネルギーを運ぶ機能が低下（原子炉を冷やす機能が低下）することによって、そのままでは炉心の冷却ができなくなり、燃料の損傷、原子炉容器の損傷につながりかねない。

このため、原子炉を「冷やす」設備としてECCSを設けている。あわせて、LOCAのように原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）による放射性物質の閉じ込めが期待できない事故が発生した場合に1次冷却材とともに漏えいした放射性物質を閉じ込めるため、原子炉格納容器や原子炉格納容器スプレイ設備等を設けている。

以下、周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止するための対策についてLOCAを例に説明する。

(1) 1次冷却材喪失（LOCA）時の炉心冷却（原子炉を「冷やす」）

仮にLOCAが発生した場合、その配管破断部から漏えいした高温（約300℃）・高圧（約150気圧）の状態にある1次冷却材は、瞬時に原子炉格納容器（内部は大気圧とほぼ同じ圧力）に高温・高圧の蒸気となって噴出し、1次冷却材圧力の著しい低下や、原子炉格納容器圧力の上昇等の異常が発生する。検出器がこれらの異常を検知した場合、ECCSは原子炉保護設備から発せられる非常用炉心冷却設備作動信号（表15）により自動作動する（原子炉は原子炉トリップ信号により緊急停止する）。

表15 非常用炉心冷却設備作動信号の一覧

原子炉圧力低
原子炉格納容器圧力高
主蒸気ライン圧力低
手動

ECCSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するいかなる配管の破断等を想定しても炉心の重大な損傷を防止するに十分な量のほう酸水を、原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）に注入することができる能力を備えており、① 高圧注入系、② 低圧注入系及び③ 蓄圧注入系という複数の注水系統を有する。LOCAの発生により、高圧注入系の高圧注入ポンプ及び低圧注入系の余熱除去ポンプが直ちに自動作動し、原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）の圧力が高い際には高圧注入系が、その後原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）の圧力が低下すると低圧注入系が、それぞれ有効に働き、ほう酸水を原子炉容器内に注水する。蓄圧注入系は、原子炉容器の圧力が一定程度低下した時点で自動作動し、原子炉容器にほう酸水を注水する。これにより、原子炉の緊急停止後も発生する燃料の崩壊熱を除去することによって、燃料ペレット及び燃料被覆管の健全性は維持される。

安全上重要な設備であるECCSは、以下のとおり、多重性または多様性及び独立性を有する設備である（図85）。

① 高圧注入系は1台で十分な量を燃料取替用水タンク（ピット）から炉心へ注水できる容量の高圧注入ポンプを2台分離して設置（2系列）し、同ポンプの電動機は各々独立した非常用母線に接続している。また、外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機等からの電力を受電できる。さらに、燃料取替用水タンク（ピット）のほう酸水量が減少した場合には、水源を④格納容器再循環サンプ¹¹⁹に切り替え（循環モード）、原子炉格納容器の底に溜まった水を再利用して注入することができる。

② 低圧注入系は1台で十分な量を燃料取替用水タンク（ピット）か

ら炉心へ注水できる容量の余熱除去ポンプを2台分離して設置（2系列）し、高圧注入系と同様、非常用ディーゼル発電機の利用、格納容器再循環サンプからの給水ができる。高圧注入系、低圧注入系とも2系列あり、何らかの要因により1系列が使用できない場合は、もう1系列にて十分に炉心を冷却できる。

③ 蓄圧注入系は高濃度のほう酸水を貯える蓄圧タンク（4基）と1次冷却設備とを配管で接続した装置で、蓄圧タンクは窒素ガスで加圧されており、1次冷却材の圧力が一定程度低下した場合に、外部電源等の駆動源（電源）を必要とせず、逆止弁の自動開放によってほう酸水を原子炉に自動的に注入することができる。

なお、①、②、③いずれかの方法により炉心に注水されたほう酸水は、燃料の崩壊熱を奪って自身の温度が上昇し格納容器再循環サンプに溜まることとなるが、⑤ 余熱除去冷却器（2基）によって冷却することができ、水源を格納容器再循環サンプに切り替え注水する際は、冷却されたほう酸水を注水することができる。

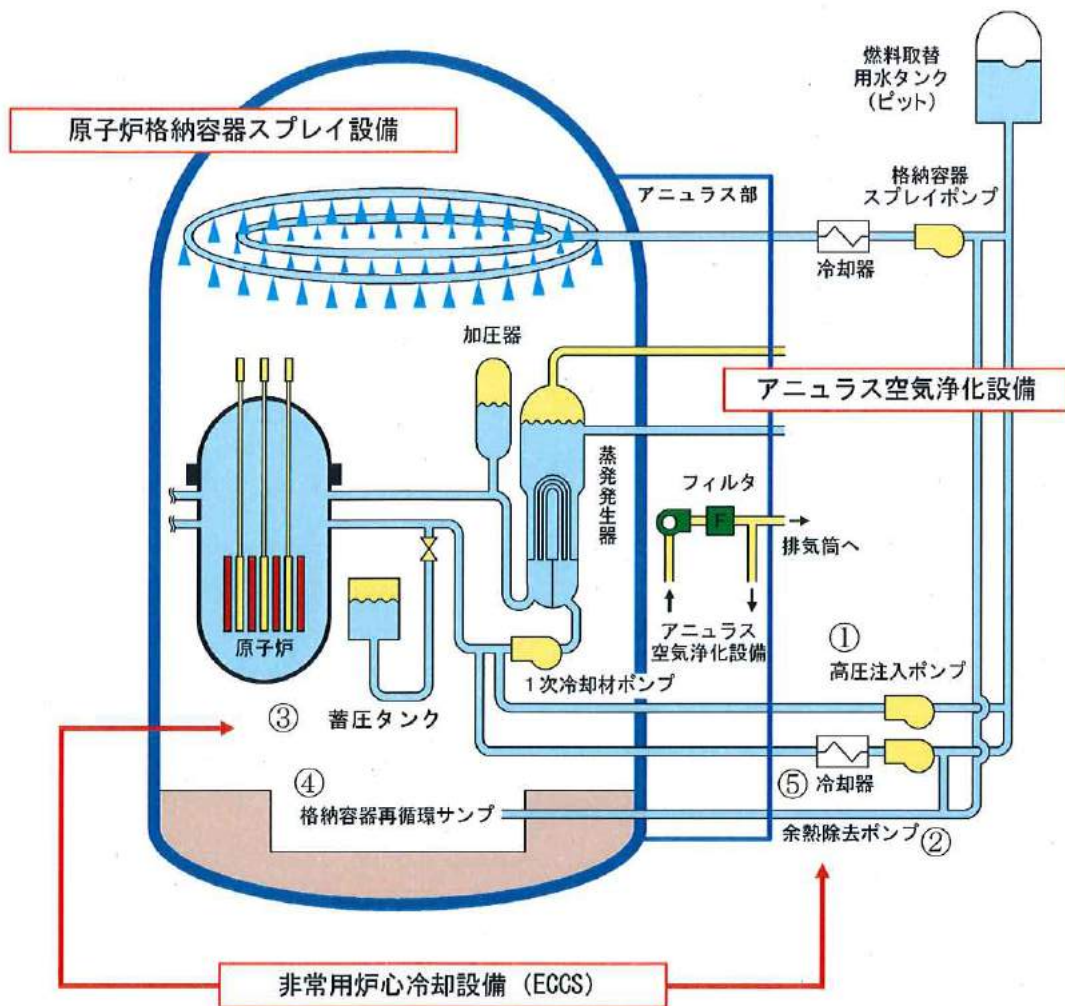


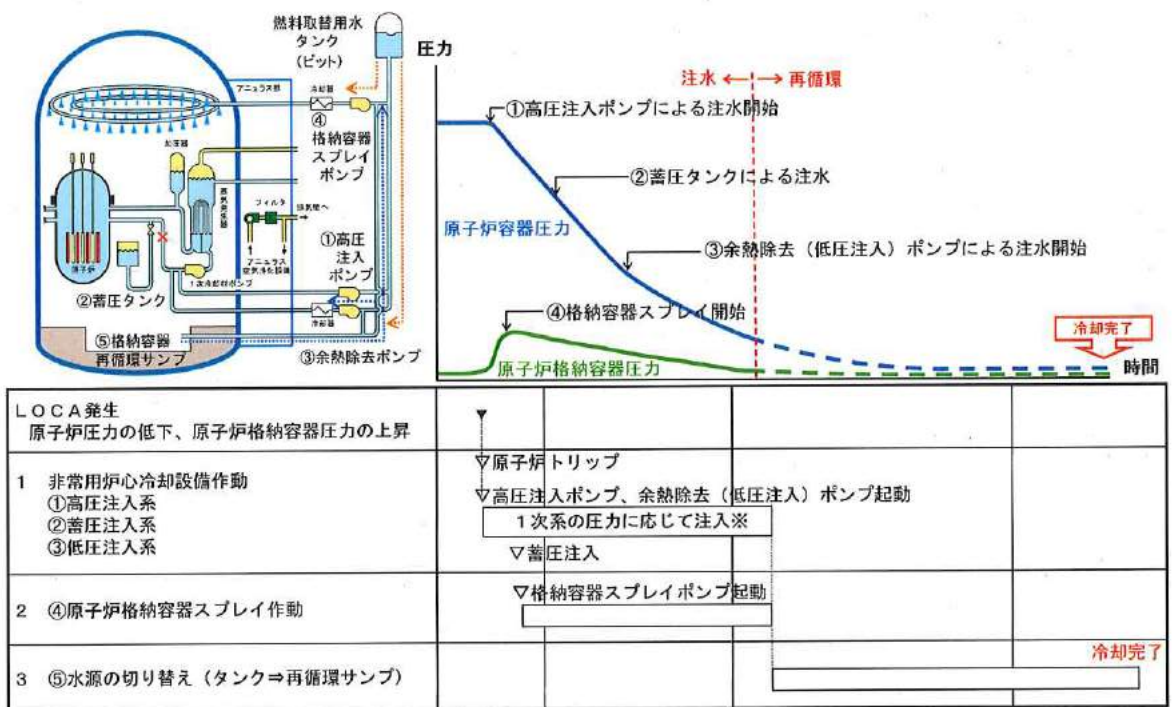
図 8 5 ECCS等の概略図

また、ECCSが作動した場合、蒸気発生器を通じた崩壊熱の除去(冷却)のため、主給水ポンプとは別の水源(復水タンク¹²⁰等)から蒸気発生器に水を送る補助給水設備が自動作動する(145頁、図84)。

安全上重要な設備である補助給水設備は、蒸気発生器への注水のためのポンプを複数備えるなど多重性または多様性及び独立性を有する設備である。具体的には、1台で冷却のための十分な能力を有する注水ポンプを、本件原子力発電所の各号機に電動機により駆動する電動補助給水ポンプを2台、動力源として電力を必要とせず蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプを1台備えている。また、電動補助給

水ポンプの電動機は、外部電源が失われた場合でも非常用ディーゼル発電機等から電源供給を受けることができ、タービン動補助給水ポンプは主蒸気管から分岐した蒸気で駆動するため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電源が失われた場合にも運転できる。

これまで述べてきたECCS及び補助給水設備によるLOCA時における原子炉冷却の流れについて、図86にその概略を示す。



※ LOCAによる1次冷却材の漏えい量が多い場合は、図のような緩やかな圧力の低下ではなく、直ちに原子炉容器の圧力が低下するため、高圧注入系、低圧注入系及び蓄圧注入系のほう酸水がほぼ同時に炉心へ注入され、事象発生の数十分後に再循環モードとなる。

図86 LOCA時における原子炉冷却の流れ

(2) 放射性物質を「閉じ込める」

ア 原子炉格納容器

LOCAのように原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）に障壁としての機能を期待できない事故が発生した場合に備え、放射性物質を閉じ込める障壁として、その外側に原子炉格納容器を設けている。

原子炉格納容器は、耐圧性に優れたプレストレストコンクリート造とし、その内面に機密性を確保するための鋼製ライニングを設けた円筒形容器（内高約65m、内径約43m、胴部厚約1.3m）で、原子炉容器や蒸気発生器等を格納する。LOCAが発生した場合等においては、圧力障壁となり、放射性物質の放出に対する障壁（外部しゃへい）となる。その基礎は直接岩盤で支持するとともに、建設時には、原子炉格納容器の建設完了後、最高使用圧力の1.125倍の圧力試験を行い、漏えいのないことを確認してから、原子炉格納容器内部の作業を行うとともに、完成後も定期的に漏えい率を確認している。

後述する原子炉格納容器スプレイ設備とあわせ、原子炉格納容器の障壁としての機能はLOCA時等においても確保される。

イ 原子炉格納容器スプレイ設備

LOCA等の事故発生時における原子炉格納容器内の圧力・温度の上昇から原子炉格納容器を守り、放射性物質を「閉じ込める」機能を失わせないため、原子炉格納容器スプレイ設備が備えられている（149頁，図85）。

原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ（2台）、スプレイリング及び格納容器スプレイ冷却器等で構成され、燃料取替用水タンク（ピット）内のほう酸水に苛性ソーダを混ぜた冷却水を原子炉格納容器内に噴霧する設備であり、原子炉格納容器圧力の異常高が検知された時点で自動作動する。

このような設備を具備しているのは、第一に、LOCAにより高温・高圧（約300℃，約150気圧）の1次冷却材が蒸気の状態で原子炉格納容器内に充満した場合、原子炉格納容器内の圧力・温度が上昇し、原子炉格納容器が破損するおそれがあるところ、スプレイリングから冷却水を原子炉格納容器内に噴霧することによって、蒸気を凝縮し水に変え（体積を減少させ）、原子炉格納容器内の圧力・温度を低下させるためである。第二に、冷却水にヨウ素除去薬品タンク内の苛性ソー

ダを添加することによって、LOCAにより原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材（蒸気）に含まれる放射性元素を苛性ソーダと反応させ、冷却水に取り込み減少させるためである。燃料取替用水タンク（ピット）の水量が減少した場合には、水源を格納容器再循環サンプに切り替え、原子炉格納容器の底に溜まった水を再利用して注水することができるのはECCSと同様である（燃料の崩壊熱で水温が上昇しているが格納容器スプレイ冷却器により冷却し、冷却した水を噴霧できる。）。

ウ アニュラス空気浄化設備

LOCA発生時には、前述のとおり核分裂により生成した放射性物質が1次冷却材（蒸気）に含まれ原子炉格納容器内に放出されることから、この放射性物質を捕捉し、周辺環境への放出を極力抑制するためにアニュラス空気浄化設備が設置されている（149頁、図85）。

アニュラス部に設置されたアニュラス空気浄化設備（2台）は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット（よう素フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型）等により構成された設備で、ECCSの作動と同時に自動作動する。アニュラス空気浄化ファンの作動によりアニュラス部の圧力を原子炉格納容器より負圧にし、アニュラス部に漏れ出た原子炉格納容器の空気（蒸気）に含まれる放射性物質をよう素フィルタ（よう素除去効率：95%以上）及び微粒子フィルタ（粒子除去効率：99%以上）により除去する。

以上のとおり、LOCA等により一部の放射性物質が原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）外に流出した場合においても、上記(1)及び(2)の「放射性物質異常放出防止対策」により、炉心の著しい損傷を防ぎ、放射性物質を原子炉格納容器に確実に閉じ込めることで、大部分の核分裂生成物は燃料ペレット、燃料被覆管及び原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）内に保持され、放射性物質の周辺環境への異常な

放出は防止される。

5 小括

以上のおり、債務者は、本件原子力発電所において、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じこめる」という多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策を講じている。したがって、事故等の発生により多重の障壁の健全性が損なわれることはなく、放射性物質が周辺環境に異常に放出されるようなことはない。

なお、債務者は、安全上重要な設備をはじめとした本件原子力発電所の設備について、健全に維持し異常発生未然防止を図るため、定期的に設備・機器の点検、検査、取替え等を実施している。具体的には、保全プログラム¹²¹において保全を行うべき対象範囲を定め、保全重要度¹²²に応じて点検計画、補修・取替え・改造計画といった保全計画を立て、その保全計画に従って点検・補修等を実施している。また、保全計画においては、設備が関係法令、関係規格、基準に適合していることを確認するとともに、設備の重要性を勘案して、必要に応じて事故事例・科学的知見も考慮することとされており、債務者は事故事例・科学的知見等を入手した場合には、必要な点検・補修等を実施している。

また、玄海3号機（平成6年3月営業運転開始）及び玄海4号機（平成9年7月営業運転開始）は、営業運転開始以降、約20年間にわたり順調な運転実績を積み重ねており、これまでECCSの動作を伴う原子炉の緊急停止の実績はなく、異常事象への対応としては、運転中のメンテナンスにて対応できるものが殆んどである。

第4 福島第一原子力発電所事故を踏まえたさらなる安全確保対策

債務者は、多重の障壁の健全性を維持するための事故防止に係る安全確保対策が奏功しなかった事態（安全上重要な設備がその安全機能を喪失するような事態）を想定して、「1 炉心の著しい損傷を防止する対策」及び「2 原子炉格納容器の破損を防止する対策」等といったさらなる安全確保対策を講

じている。以下にその内容を概略的に述べる。

1 炉心の著しい損傷を防止する対策

(1) 債務者は、異常や事故に対する安全上重要な設備等がその安全機能を喪失した場合に、炉心の著しい損傷に至る可能性があるものとして「ECCS注水機能喪失」等の事象を想定し、そのような場合に炉心の著しい損傷に至ることを防止するための対策を講じている。

(2) 「ECCS注水機能喪失」を例にとって説明すると、同事象は、平常運転中にLOCAが発生した場合に、2系統あるECCSの高圧注入系が何らかの原因でいずれも機能喪失する事象を想定するものである。この場合、原子炉は緊急停止するが、高圧注入系が作動しないことで炉心の冷却能力が低下する。

こうした事象に対処するため、蒸気発生器による除熱（蒸気発生器で1次冷却材の熱を2次冷却材に伝えて原子炉の残留熱を除去）に加えて、ECCSの低圧注入系及び蓄圧注入系による炉心へのほう酸水注入、格納容器再循環サンプに集まる流出した1次冷却材を用いた低圧再循環を確保している。かかる手段により炉心を冷却することで、炉心の著しい損傷を防止することができる。（図87）

また、LOCAの発生により、1次冷却材が高温、高圧の蒸気となって原子炉格納容器内に放出されるが、原子炉格納容器スプレイ設備により冷却水を噴霧することで蒸気を凝縮することによって、原子炉格納容器内の圧力・温度の上昇が抑制され、原子炉格納容器の健全性は維持される。【乙2-6 156頁～160頁】

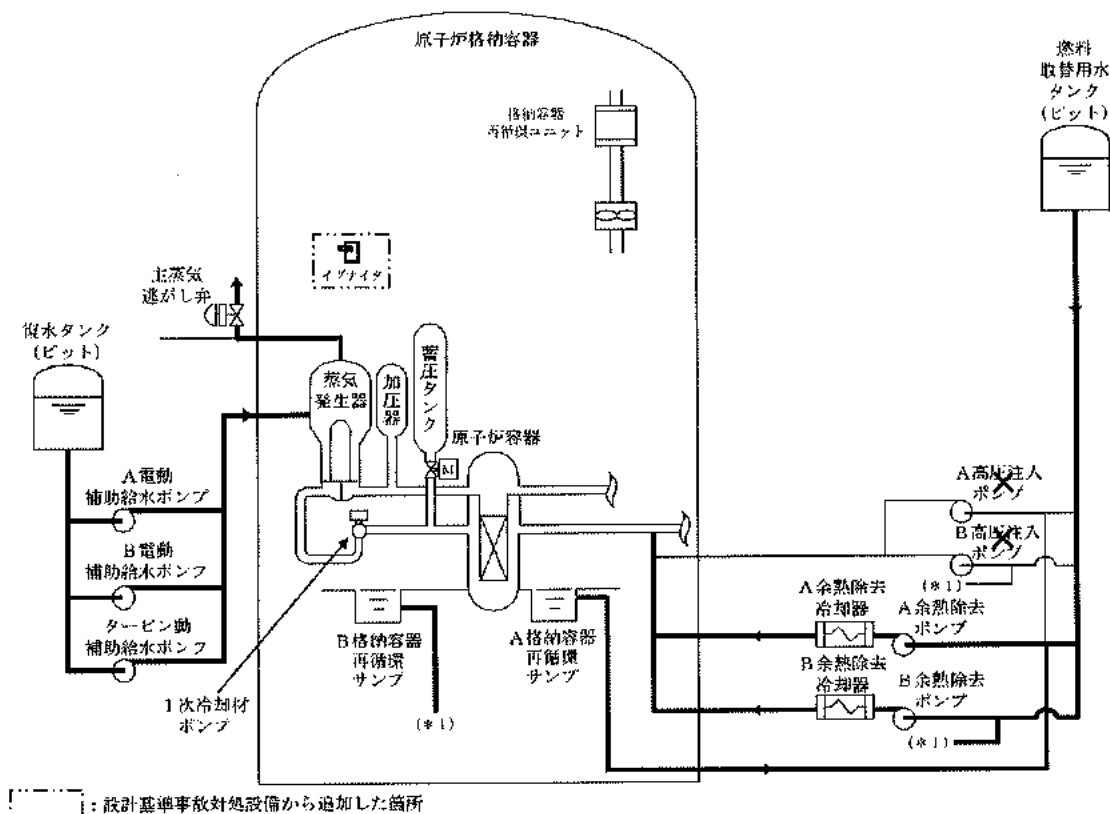


図 8 7 炉心の著しい損傷を防止する対策 (ECCS注水機能喪失)

2 原子炉格納容器の破損を防止する対策

(1) さらに債務者は、炉心の著しい損傷が生じるに至った場合のことを考え、かかる場合に、原子炉格納容器が破損し発電所外へ放射性物質が異常な水準で放出される可能性があるものとして、「原子炉格納容器過圧破損」等の事象を想定し、そのような場合に原子炉格納容器が破損することを防止する対策を講じている。

(2) 「原子炉格納容器過圧破損」の防止を例にとると、同事象は、平常運転中に大規模なLOCAが発生した場合に、多重性及び独立性を有しているECCS（高圧注入系、低圧注入系とも機能喪失）及び原子炉格納容器スプレイ設備がその機能を喪失することを想定するものである（さらに全交流電源喪失¹²³及び原子炉補機冷却機能¹²⁴喪失の重量を考慮）。この場合、発生した蒸気等による原子炉格納容器内の圧力・温度の上昇を抑制す

るため、以下の対策を講じている。

- (3) 債務者は常設電動注入ポンプを新たに設置し、原子炉格納容器スプレイ配管を通じてスプレイリングから原子炉格納容器内に冷却水を噴霧し、原子炉格納容器内雰囲気の高圧・冷却及び原子炉下部キャビティへの注水に使用することが可能なようにしている。さらに、自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を可能とする格納容器再循環ユニット¹²⁵や、海水ポンプの代替となる移動式大容量ポンプ車¹²⁶を配備している。全交流電源喪失時の電源については、後述のとおり大容量空冷式発電機を設けている。

これらの対策により、大規模なLOCAに際して、ECCSや原子炉格納容器スプレイ設備が機能喪失した場合であっても、原子炉格納容器の過圧破損を防止することができる。【乙2-7 173頁～179頁，乙2-9 309頁～326頁】また、原子炉格納容器内に水素が発生した場合においても、水素濃度を低減するため、静的触媒式水素再結合装置¹²⁷を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として電気式水素燃焼装置（イグナイタ）¹²⁸を設置しており、水素爆発を防止することができる。

(図88) 【乙2-9 326頁～331頁】

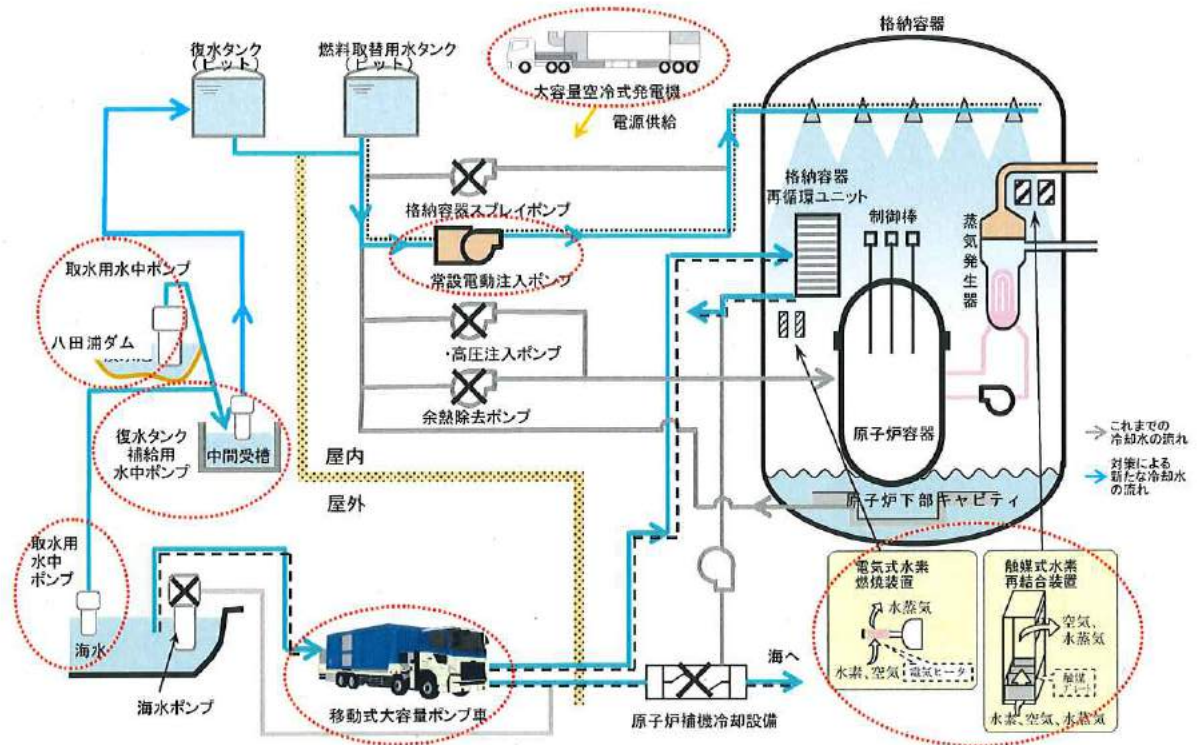


図 8 8 原子炉格納容器の破損を防止する対策
(上記評価における対策等、○内は新たに設置した設備)

3 全交流電源喪失時の電源確保対策

(1) 本件原子力発電所の外部電源¹²⁹は、合計 3 ルート 4 回線で電力系統に連系しており、高い信頼性を確保している。また、外部電源喪失時に安全上重要な設備に電源を供給する非常用ディーゼル発電機は、基準地震動に対する耐震安全性や多重性及び独立性を有する設備であり、その機能を喪失することは考えがたい。しかしながら、福島第一原子力発電所の事故において、津波により、外部電源喪失後に作動していた非常用ディーゼル発電機が停止し（全交流電源喪失）、さらには全交流電源喪失時に原子炉等の計測制御等に必要な蓄電池が機能喪失した結果、炉心の著しい損傷に至ったことを踏まえ、本件原子力発電所において電源確保対策の強化を実施している。

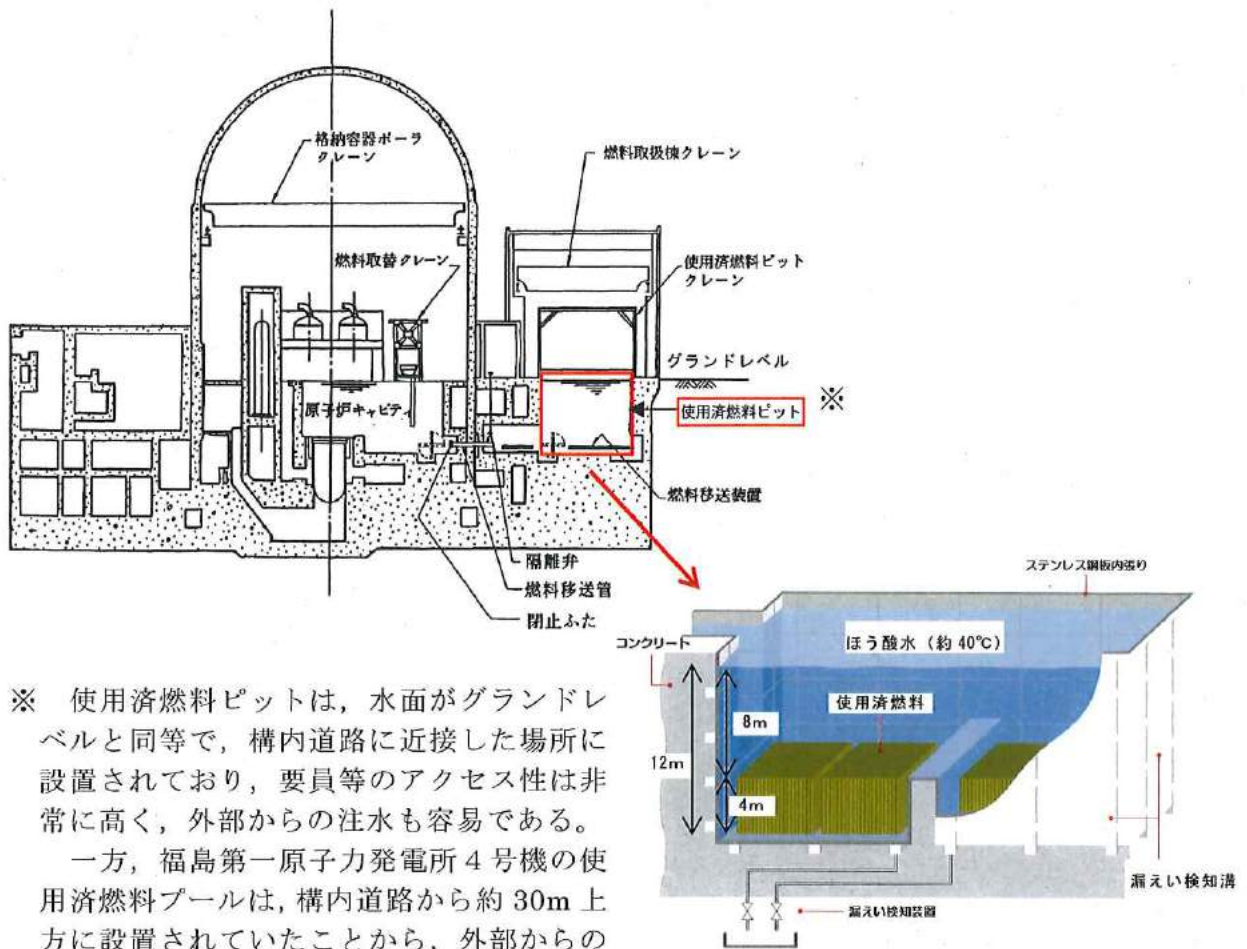
- (2) 債務者は、非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に備え、安全上重要な設備等に電源供給できる十分な容量を有する大容量空冷式発電機を各号機に1台、新たに設置している。大容量空冷式発電機は、設置場所（津波の到達しない強固な地盤の高台）から建屋内受電盤まで送電ケーブルを常設しており、中央制御室からの操作で速やかに起動できる。また、燃料については、燃料油貯蔵タンクから補給することにより、7日間の連続運転が可能である。

さらに大容量空冷式発電機の機能喪失に備え、他号炉の非常用ディーゼル発電機から電力融通を受けるための設備（号炉間電力融通電路（予め敷設済）、予備ケーブル（号炉間電力融通用））や高圧発電機車、中容量発電機車を設置または津波の到達しない強固な地盤の高台に配備している。

- (3) 全交流電源喪失後、原子炉等の状態監視のための計測制御機器への電源供給については、自動的に蓄電池（安全防護系用）から供給されるが、新たに蓄電池（重大事故等対処用）を設置し、両蓄電池を併せることで8時間、さらに必要な負荷以外の切り離しを行うことで16時間の計24時間、原子炉等の計測制御機器への電源供給を可能としている。外部電源もしくは非常用ディーゼル発電機の復旧、もしくは上記(2)の対策により電源を確保できた場合には、当該電源からの供給に切り替えるが、仮にその前に蓄電池が枯渇した場合には、可搬型直流電源設備である直流電源用発電機及び可搬型直流変換機により、原子炉等の計測制御機器への電源供給を継続することができる。【乙2-9 359頁～366頁】

4 使用済燃料ピットの安全確保対策

- (1) 本件原子力発電所における使用済燃料は、水位・水温等が適切に管理され、基準地震動に対する耐震安全性を備えた強固な使用済燃料ピット¹³⁰内において、放射性物質が十分封じ込められた状態で安全に貯蔵されている（図89）。



※ 使用済燃料ピットは、水面がグラウンドレベルと同等で、構内道路に近接した場所に設置されており、要員等のアクセス性は非常に高く、外部からの注水も容易である。
 一方、福島第一原子力発電所4号機の使用済燃料プールは、構内道路から約30m上方に設置されていたことから、外部からの注水に困難をきたした。

図89 使用済燃料ピットの概要（玄海3号機）

しかしながら、福島第一原子力発電所の事故において、使用済燃料プールへの注水機能等が失われ、その対応に困難をきたしたことから、債務者は、万一使用済燃料ピットの冷却又は注水設備が機能喪失した場合の対策を新たに講じている。

(2) 債務者は、使用済燃料ピットの冷却又は注水機能の喪失等に備え、使用済燃料ピットへの代替注水のため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等を新たに設置している。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、八田浦ダム又は海から取水用水中ポンプによって中間受槽に供給された

淡水又は海水を、中間受槽から使用済燃料ピットに注水する設備で、水中ポンプ用発電機から給電することで、全交流電源喪失時にも使用することができる。

さらに、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、上記使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等によっても水位の低下が継続する場合を想定し、燃料の損傷を緩和するため使用済燃料ピット全域へ淡水又は海水をスプレーするための設備（使用済燃料ピットスプレーヘッド、可搬型ディーゼル注入ポンプ等）を新たに設置している。

あわせて、使用済燃料ピットの状態監視の強化のため、既設に加え、使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット周辺線量率計、使用済燃料ピット状態監視カメラを新たに整備している。【乙2-9 336頁～344頁】

5 緊急時対策所の設置

債務者は、万一の重大事故等に適切に対処するため、必要な指揮命令、通信連絡及び情報の把握等を行う拠点施設として、中央制御室から離れた場所に緊急時対策所（名称：代替緊急時対策所）を新たに設置している。代替緊急時対策所は、基準津波の影響を受けない位置に設置された、基準地震動に対する耐震性及び放射線の遮へい機能を有するコンクリート造りの建屋で、指揮命令、通信連絡及び情報把握のために必要な資機材や専用の電源、放射線防護設備、外部からの支援なしに1週間活動するための飲料水・食料等を備え、最大100名を収容できる施設である。

代替緊急時対策所により重大事故等に適切に対処するために必要な機能を確保しているところ、さらに債務者は、安全性向上への取組みとして、緊急時対策棟¹³¹を新たに設置することとしている。【乙2-9 391頁～400頁】

以上述べたとおり、債務者は、ECCSなどの高い信頼性を有する安全上重要な設備がその安全機能を喪失するような事態を想定し、様々な常設及び可搬型の設備（注水設備、電源設備等）を新たに配備（表16）するとともに、重大事故等発生時の指揮等の拠点施設として代替緊急時対策所を新設するなど、本件原子力発電所の安全確保対策を一層強化している。【乙2-9 259頁～406頁】

表16 新たに設置した常設及び可搬型の主な設備

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

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

6 事故等発生時における対策要員の確保及び事故等の発生を想定した訓練の実施

債務者は、これまで述べてきた事故防止に係る安全確保対策について、単に必要な設備や資機材を配備し、手順書を整備するだけでなく、運用面においても、役割分担や要員配置等の体制を整備し、対策要員を常時確保するとともに、必要な教育及び訓練を実施し、対策の実効性を高めている。

事故等が発生した場合に速やかに対応するため、例えば、LOCA等が夜間、休日を含めいかなる時に発生したとしても、また本件原子力発電所において同時に発生したとしても、速やかに対応できるよう、役割分担を明確にした52名の要員を常時確保している。52名は、統括管理及び全体指揮、号炉ごとの統括管理及び指揮、並びに通報連絡を担う緊急時対策本部要員としての4名、運転操作指揮、号炉間連絡、運転操作対応及び運転操作助勢を担う運転員（当直員）としての12名、運転対応及び保修対応を担う重大事故等対策要員としての36名（初動対応要員：20名、初動後対応要員：16名）からなり、これら52名の要員は、夜間、休日は発電所に常駐もしくは発電所近傍に待機している。事故等が発生した場合、初動対応要員は中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員及び初動後対応要員は代替緊急時対策所に参集し、通報連絡（要員の緊急招集）、給水確保及び電源確保等の各要員の任務に応じた対応を実施する。そして、この52名の要員により事故対応の初動を行う間に、発電所員を非常召集する。

また、緊急時対策本部要員、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員は事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、発電所等において教育及び訓練を継続的に実施している。教育については、各要員の役割に応じて、原子炉等が事故等によりいかなる状態になった場合でも対応できるよう、事故等の内容や基本的な対処方法等について定期的な教育を行っている。訓練については、実際に設備や資機材を配置しての可搬型注入ポンプによる冷却水供給訓練や発電機車等による電源供給訓練を実施し所定の時間内

で冷却水や電源を確保できることを確認するとともに、訓練シミュレータでの照明を消灯した中での全交流電源喪失訓練やホイールローダによるがれき撤去訓練等を実施している。さらに、事故等発生時の対応や事故等発生後の復旧を迅速に実施するため、事故等発生後の事象進展により高線量下になる場所を想定した放射線防護具を着用しての訓練や、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下を想定した訓練も行っている。【乙 2-8 240 頁～246 頁】

こうした取り組みにより、債務者は万一事故等が発生した場合においても、安全上重要な設備、さらにはさらなる安全確保のために新たに設置、配備した設備等により、多重の障壁の健全性を維持することができる。

第5 原子力防災対策

債務者は、これまで述べてきたとおり、本件原子力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ところ、さらに、原子力災害対策特別措置法に基づき、万一放射性物質を環境へ大量に放出する事態が発生するような場合にも備え、国及び地方公共団体等と連携して、原子力防災の措置を講じており、以下にその概要を述べる。

1 原子力災害対策特別措置法に基づく原子力防災

(1) 原子力防災は、災害対策基本法の特別法である原子力災害対策特別措置法に基づき、原子力発電所の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で外部へ放出される事態（原子力緊急事態）によって、公衆の生命、身体又は財産に被害が生じること（原子力災害）を未然に防止し、原子力災害が発生した場合においてはその被害の拡大を防ぐとともに災害の復旧を図るものである。同法は、原子力災害予防に関する原子力事業者の義務、原子力災害対策本部の設置等について特別の措置を定めることにより、原子力災害対策の強化を図り、原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的としており、国、地方公共団体及び原子力事業者の責務や講じなければならない措置等について規定してい

る（表17）。債務者においても、同法に基づき、玄海原子力発電所原子力事業者防災業務計画を策定し、関係機関（国、佐賀県等の地方公共団体等）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。

表17 国、地方公共団体及び原子力事業者の責務

	原子力災害対策特別措置法の内容	原子力防災に係る計画
国	<p>第四条1項</p> <p>・国は、・・・原子力災害対策本部の設置、地方公共団体への必要な指示その他緊急事態応急対策の実施のために必要な措置並びに原子力災害予防対策及び原子力災害事後対策の実施のために必要な措置を講ずること等により、原子力災害についての災害対策基本法第三条第一項^{*1}の責務を遂行しなければならない。</p> <p>^{*1}国は、・・・国土並びに国民の生命、身体及び財産を災害から保護する使命を有することに鑑み、組織及び機能の全てを挙げて防災に関し万全の措置を講ずる責務を有する。</p>	防災基本計画
地方公共団体	<p>第五条</p> <p>・地方公共団体は、・・・原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策の実施のために必要な措置を講ずること等により、原子力災害についての災害対策基本法第四条第一項^{*2}及び第五条第一項^{*3}の責務を遂行しなければならない。</p> <p>^{*2}都道府県は、・・・当該都道府県の地域並びに当該都道府県の住民の生命、身体及び財産を災害から保護するため、・・・当該都道府県の地域に係る防災に関する計画を作成し、及び法令に基づきこれを実施するとともに、その区域内の市町村及び指定地方公共機関が処理する防災に関する事務又は業務の実施を助け、かつ、その総合調整を行う責務を有する。</p> <p>^{*3}市町村は、・・・当該市町村の地域並びに当該市町村の住民の生命、身体及び財産を災害から保護するため、・・・当該市町村の地域に係る防災に関する計画を作成し、及び法令に基づきこれを実施する責務を有する。</p>	地域防災計画 (原子力災害対策編)
原子力事業者	<p>第三条</p> <p>・原子力事業者は、・・・原子力災害の発生の防止に関し万全の措置を講ずるとともに、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止及び原子力災害の復旧に関し、誠意をもって必要な措置を講ずる責務を有する。</p>	原子力事業者 防災業務計画

(2) そして、福島第一原子力発電所事故以降、同事故の経験と教訓を踏まえた新たな原子力防災対策の枠組みが構築された。すなわち、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、同年 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【乙 5】、この両者をいわば「車の両輪」として、国、地方公共団体及び原子力事業者等による原子力災害対策を円滑に実施するための枠組みが設定された。

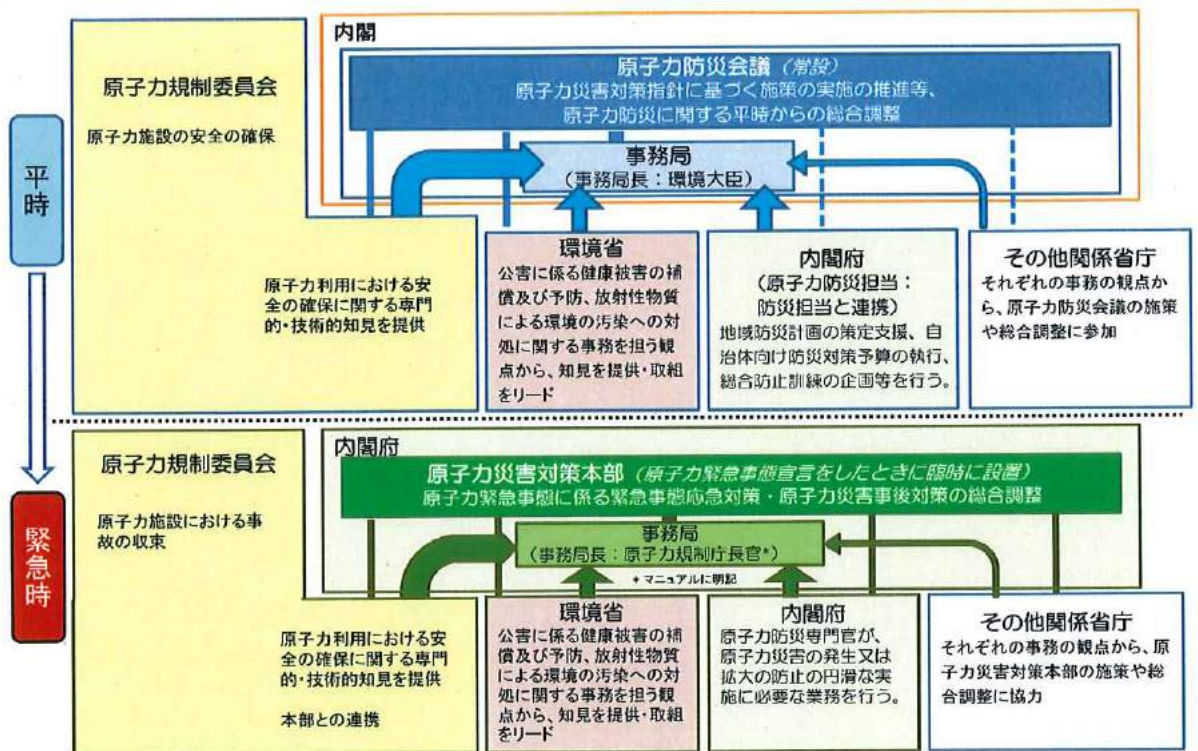


図 90 国の原子力防災体制

この制度枠組みのもとで、国、地方公共団体及び原子力事業者である債務者は、仮に原子力災害が生じた場合にも住民等の被ばく防護措置に向けた役割を適切に果たすべく、防災組織の構築、情報連絡体制の整備、資機材の確保、計画等の策定などの準備を行っており、緊急事態発生時においては、連携して原子力防災対策を実施し、住民等に対する防護措

置を行うこととしている。

例えば，国においては，内閣総理大臣を議長とする原子力防災会議¹³²が新設され，地方公共団体においては，住民の避難計画を含む「地域防災計画（原子力災害対策編）」の改正が行われた。債務者においては，原子力防災に対する備えをより一層強化し，地方公共団体の地域防災計画（原子力災害対策編）と整合を図るため，玄海原子力発電所原子力事業者防災業務計画の改正（原子力災害発生時の通報先の拡充，防災体制の強化等）等を行った（図91）。

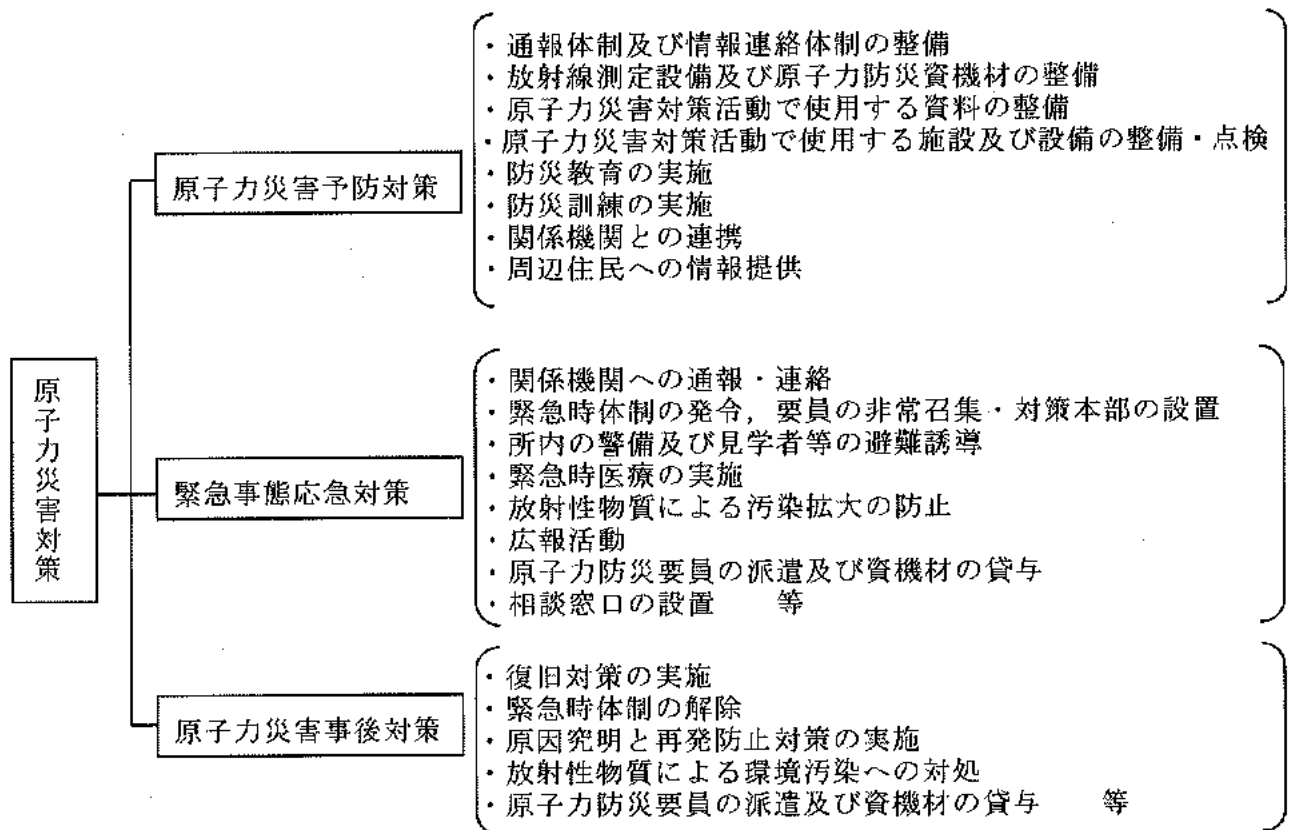


図91 玄海原子力発電所原子力事業者防災業務計画の概要

2 原子力災害対策指針における防護措置の考え方

住民の避難等の緊急時対応は，前述のとおり，災害対策基本法，原子力災害特別措置法，及び原子力災害対策指針に基づき，地方公共団体が策定する地域防災計画（原子力災害対策編）に定められる。玄海地域において

は、本件原子力発電所から30km圏内の地域を含む地方公共団体（7市1町）が避難計画を含む緊急時対応を策定しており、避難計画では自治会別に避難経路や避難先を定めている。

こうした玄海地域の緊急時対応は、原子力災害対策指針が定める原子力施設の状況に応じ防護措置の実施を判断する基準（緊急時活動レベル、EAL¹³³）、放射線モニタリング等で計測された値に応じ防護措置の実施を判断する基準（運用上の介入レベル、OIL¹³⁴）及び講じる対策に応じた地域区分（原子力災害対策重点区域）に沿ったものとなっている。

以下、原子力災害対策指針に定める緊急時活動レベル（EAL）、運用上の介入レベル（OIL）及び原子力災害対策重点区域の詳細並びに住民避難の基本的な流れについて述べる。

(1) 緊急時活動レベル（EAL）

緊急事態の初期対応段階では、情報収集により事態を把握し、原子力施設の状況や当該施設からの距離等に応じ、防護措置の準備やその実施等を適切に進めることが重要となる。このような対応を実現するため、原子力災害対策指針は、原子力施設の状況に応じて、緊急事態を「警戒事態」、「施設敷地緊急事態」及び「全面緊急事態」の3つに区分しており、玄海地域の緊急時対応においてもこれを踏襲している。そして、これらの緊急事態区分に該当する状況であるか否かを判断するための基準として、原子力施設の状態等に基づき緊急時活動レベル（EAL）が設定されている。【乙5 6頁～8頁、19頁～23頁】

ア 警戒事態

警戒事態とは、その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれ緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又はそのおそれがあるため、情報収集や、緊急時モニタリングの準備、施設敷地緊急事態要避難者の避難等の防護措置の準備を開始する必要がある段階のことをいう。例えば、警戒事態を判断するEALとして、立地都道府県において震度6弱以上の地震が発生した場合や、原子力事業者が保安規定で定める数値を超える原子炉冷却材の漏えいがある

り、時間内に所定の措置が講じられなかった場合が設定されている。

イ 施設敷地緊急事態

施設敷地緊急事態とは、原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じたため、原子力施設周辺において緊急時に備えた退避等の主な防護措置の準備を開始する必要がある段階のことをいう。例えば、施設敷地緊急事態を判断するEALとして、全交流電源が喪失し、かつ、その状態が30分以上継続した場合や、ECCSの作動を必要とするレベルの原子炉冷却材の漏えいがあった場合が設定されている。

ウ 全面緊急事態

全面緊急事態とは、原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じたため、放射線被ばくによる確定的影響¹³⁵を回避し、確率的影響¹³⁶のリスクを低減する観点から、迅速な防護措置を実施する必要がある段階のことをいう。例えば、全面緊急事態を判断するEALとして、ECCSの作動を必要とするレベルの原子炉冷却材の漏えいがあり、全てのECCSによる注水が不能となった場合が設定されている。

(2) 運用上の介入レベル (OIL)

上記の緊急事態区分のうち「全面緊急事態」に至った場合には、住民等への被ばくの影響を回避する観点から、放射性物質放出前の避難等の防護措置を講じることが重要となる。また、放射性物質放出後は、その拡散により比較的広い範囲に空間放射線量率等の高い地点が発生する可能性があることから、このような事態に備え、緊急時モニタリングを迅速に行い、その測定結果を一定の基準に照らして、必要な措置の判断を行い、それを実施することが必要となる。そのような防護措置の実施を判断する基準として、空間放射線量率等に基づき設定されたものが、

運用上の介入レベル（OIL）である。例えば，地上1mで計測した空間放射線量率が500 μ Sv/hの場合には，OILの基準によれば，数時間以内を目途に区域を特定し，避難等を行うことが必要となる。【乙5 8頁～9頁，37頁～38頁】

(3) 原子力災害対策重点区域

住民等に対する被ばくの防護措置を短時間で効率的に行うためには，あらかじめ異常事態の発生を仮定し，その影響の及ぶ可能性がある区域を定めた上で，重点的に原子力災害に特有な対策を講じておくことが必要である。そのような対策が講じられる区域を「原子力災害対策重点区域」といい，その類型として次のようなものがある。【乙5 39頁～40頁】

ア 予防的防護措置を準備する区域（PAZ¹³⁷）

PAZとは，急速に進展する事故においても放射線被ばくによる確定的影響を回避するため，放射性物質の環境への放出前の段階から予防的に防護措置を準備する区域のことであり，原子力施設から概ね半径5kmを目安とする。

イ 緊急時防護措置を準備する区域（UPZ¹³⁸）

UPZとは，放射線被ばくによる確率的影響のリスクを最小限に抑えるため，EAL，OILに基づき緊急時防護措置を準備する区域であり，原子力施設から概ね半径30kmを目安とする。

(4) 住民避難の基本的な流れ

住民避難については，前述の基準等に基づき，以下の基本的な流れに沿って行われることになる。（図9-2）【乙5 10頁～12頁】

- ① 警戒事態が発生した場合には，PAZ 圏内の施設敷地緊急事態要避難者（図9-2 ※3参照）の避難準備を開始する。
- ② 施設敷地緊急事態になった場合には，PAZ 圏内の施設敷地緊急事

態要避難者に避難を指示し、PAZ 圏内の一般住民の避難準備を開始する。

- ③ 全面緊急事態に至った場合には、PAZ 圏内の一般住民に避難を指示し、プラントの状況に応じて UPZ 圏内の住民に屋内退避を指示する。
- ④ 放射性物質が放出された場合には、UPZ 圏内の住民等に対し、緊急時モニタリングの結果等を踏まえて、OIL に基づき、一時移転等の防護措置の実施を指示する。

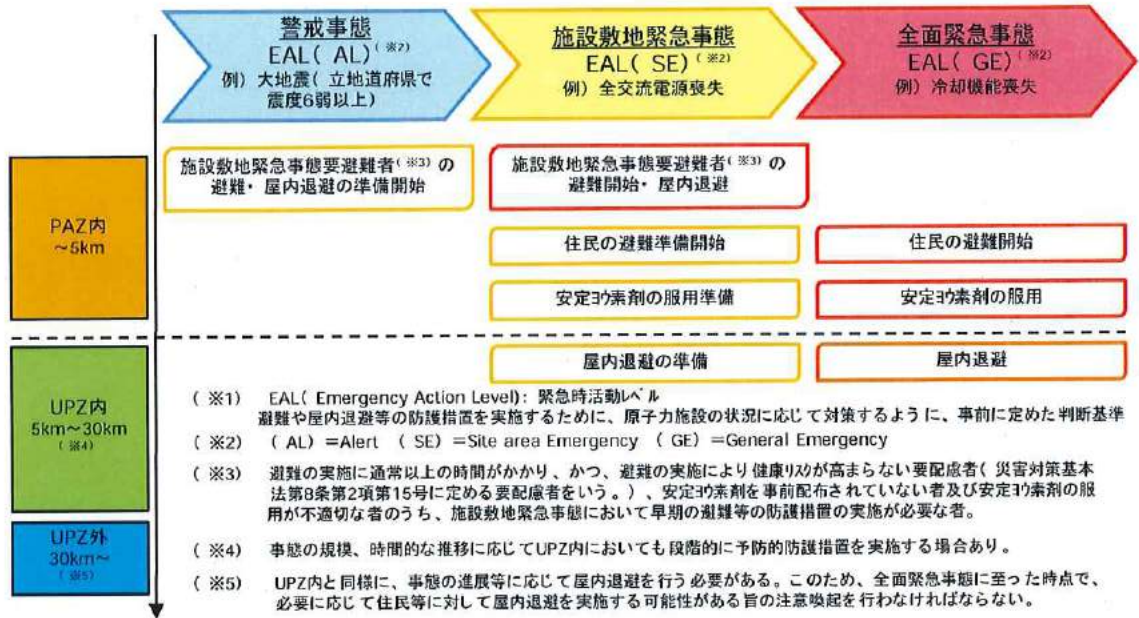


図 9 2 住民避難の基本的な流れ

3 玄海地域における緊急時対応

住民の避難計画をはじめとする原子力防災対策を取りまとめた、玄海地域における緊急時対応については、平成 28 年 11 月 22 日に開催された第 1 回玄海地域原子力防災協議会¹³⁹においてその内容が具体的かつ合理的であることが確認された。その後、平成 28 年 12 月 9 日に開催された第 8 回原子力防災会議において、玄海地域原子力防災協議会の確認結果が報告され、玄海地域における緊急時対応は、具体的かつ合理的なものであると

して了承された。【乙6, 乙7】

また、平成28年10月10日、国等の支援を得て、佐賀県、玄海町、唐津市及び伊万里市の地域防災計画（原子力災害対策編）等に基づき、防災業務関係者の防災対策に対する習熟及び防災関係機関相互の連携協力体制の強化並びに地域住民の原子力防災意識の向上を図ることを目的に、福岡県、長崎県と連携して、債務者も参加しての平成28年度の佐賀県原子力防災訓練が実施され、玄海地域における緊急時対応の実効性の検証が行われたが、その結果を踏まえて、今後さらなる内容の改善や充実が図られることになる。

第6 まとめ

以上述べたとおり、債務者は本件原子力発電所において、地盤、地震、津波等の自然的立地条件の影響を把握した上で、自然的立地条件に対する安全性が確保できるように十分に余裕を持った設計及び建設を行い、運転開始以降も安全性を確保していることを確認している。そして、多重の障壁（燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）、原子炉格納容器（鋼板・コンクリート一体型））により放射性物質を閉じ込め、事故等発生時においても多重の障壁の健全性を維持するため、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という事故防止に係る安全確保対策を講じている。さらには福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、事故防止に係る安全確保対策を一層強化している。あわせて、こうした設備面の対策だけでなく、事故等発生時の体制の整備や夜間、休日を含めた対策要員の確保、さまざまな場面を想定した訓練の実施など、事故防止に係る安全確保対策の実効性を日々高めている。

したがって、事故等により多重の障壁の健全性が損なわれることはなく、本件原子力発電所内に閉じ込められている放射性物質が周辺環境に異常に放出される現実的危険性はない。

第5章 本件原子力発電所の安全確保対策に対する国による確認

債務者は、本件原子力発電所の設計段階だけでなく、建設以降も最新の知見を踏まえながら、本件原子力発電所の安全性を確保してきた。そして、債務者が講じた安全確保対策については、設計、建設及び運転のそれぞれの段階で種々の規制が設けられており、都度国によって確認されている。福島第一原子力発電所の事故が発生したことを踏まえ、原子炉等規制法が改正されるとともに、新規制基準が制定されたことから、債務者は、本件原子力発電所が改正後の原子炉等規制法及び新規制基準に適合することを確認し、国による確認を受けている。

もともと、このことは本件原子力発電所における安全確保対策が、新規制基準の範囲にとどまることを示すものではなく、本件原子力発電所においては、本件原子力発電所の自然的立地条件などを踏まえた多岐にわたる安全確保対策を講じ、さらに安全性を高めるための対策も講じている。

第1 原子力発電所に係る規制の概要

1 原子炉等規制法による規制の概要

原子炉等規制法では、原子力発電所に係る規制の枠組みが、概要、以下のように定められている（これらの規制の枠組みについては、原子炉等規制法の改正前後を通じて特段変更はない。）。

すなわち、発電用原子炉を設置しようとする者は、まず、①原子力規制委員会の「原子炉設置許可」を受けることを要するとされている（原子炉等規制法43条の3の5及び43条の3の6）。次に、工事に着手するためには、②工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならないとされている（原子炉等規制法43条の3の9）。そして、発電用原子炉の運転を開始するためには、③原子力規制委員会の使用前検査に合格しなければならないほか（原子炉等規制法43条の3の11）、④保安規定を定め、原子力規制委員会の認可を受けなければならないとされている（原子炉等規制法43条の3の24）。さらに、運転開始後においても、⑤一定の時期ごとに、原子力規制委員会が行う施設定期検査を受けなければならない

いとされている（原子炉等規制法 43 条の 3 の 15）。

また、発電用原子炉設置許可を受けた者が、原子炉等規制法 43 条の 3 の 5 第 2 項 2 号から 5 号までまたは 8 号から 10 号までに掲げる事項を変更しようとするときは、⑥原子力規制委員会の設置変更許可（原子炉等規制法 43 条の 3 の 8）を受けた上、必要に応じ、工事計画認可、使用前検査及び保安規定変更認可を受けなければならないとされている（それぞれ原子炉等規制法 43 条の 3 の 9、43 条の 3 の 11 及び 43 条の 3 の 24）。

なお、これら原子炉等規制法の改正については、設置法附則により経過措置が設けられており、例えば、これまでの国の機関が改正原子炉等規制法の施行前にした許可、認可その他の処分又は通知その他の行為は、施行後は、設置法による改正後のそれぞれの法律の相当規定に基づいて、相当の国の機関がした許可、認可その他の処分又は通知その他の行為とみなすとされている。

2 新規制基準による規制の概要

原子炉等規制法の改正を受けて、原子力規制委員会規則等が制定又は改正され、原子炉設置許可から使用前検査に至る規制の具体的な内容が定められている。以下、概要を説明する。

まず、原子炉設置許可（上記①）については、原子炉等規制法 43 条の 3 の 6 第 1 項各号に適合することが求められているところ、（なお、原子炉設置変更許可（上記⑥）についても、原子炉等規制法 43 条の 3 の 8 第 2 項において同条の規定が準用されている。）、同項 4 号において、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染されたもの又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」と規定されている。この「原子力規制委員会規則」として、設置許可基準規則が定められており、その解釈として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」定められている。

次に、工事計画の認可（上記②）については、原子炉等規制法 43 条の 3

の9第3項各号に適合することが求められているところ、同項2号において、「発電用原子炉施設が第43条の3の14の技術上の基準に適合するものであること」が工事計画認可の要件の一つとされている。この「技術上の基準」として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）が定められており、その解釈として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則解釈」という。）が定められている。

また、使用前検査（上記③）については、原子炉等規制法43条の3の11第2項各号に適合することが求められているところ、同項2号において、「第43条の3の14の技術上の基準に適合するものであること」が使用前検査の合格要件の一つとされている。この「技術上の基準」として、技術基準規則が定められており、その解釈として、技術基準規則解釈が定められている。

第2 本件原子力発電所の安全確保対策に係る国の確認

債務者は、上記で述べた福島第一原子力発電所事故後の安全確保対策を踏まえ、平成25年7月12日に本件原子力発電所に係る原子炉設置変更許可、工事計画認可及び保安規定変更認可に係る各申請を原子力規制委員会に対して行った。そして、原子炉設置変更許可申請については、平成28年11月10日から同年12月9日までの間、原子力規制委員会が作成した本件原子力発電所の審査書案に対する科学的・技術的意見の公募手続（パブリックコメント）が実施された上で、平成29年1月18日に開催された第56回原子力規制委員会において、「九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書」の案が付議、了承され、債務者の申請に対する同委員会の許可処分がなされた。【乙1、乙2-1】また、工事計画認可及び保安規定変更認可に係る各申請については、原子炉設置変更許可申請に係る審査と並行し、同申請の許可後も引き続き審査が進められている。

第6章 まとめ

以上述べたとおり、本件原子力発電所の安全性は十分に確保されており、債権者らの人格権を侵害するおそれがないことは明らかであるから、本件仮処分申立ては却下されるべきである。

以上