ご 質 問 へ の 回 答

平成 24 年 4 月 20 日

関 西 電 力 株 式 会 社

（目　次）

Part2　原子力発電所の安全性と、その向上関連

1　ストレス・テストの対象範囲

1.1　地震

〈1〉若狭湾近海の断層を震源地とする地震のシナリオについては幾つか考慮されていますが、その中で、敦賀、美浜、大飯、高浜の全原子力発電所を全て「地震加速度大」のスクラム信号によって停止させてしまう可能性のある規模のものは有りますか。そのような大規模停電が発生した場合の、各原子力発電所における外部電源復旧までの時間は、最長どの位と評価されますか。　…1

〈2〉貴社が地震の設計基準を定める上で考慮した断層は、発電所からの半径 30km 以内にその全長、または一部が含まれているものに限定されているように見受けられます。これは、米国の基準である 10CFR100, Appendix A にある半径 200 マイル（約 320km）に比べて著しく狭く、実際、発電所にとって支配的な震源の位置が 30km よりもかなり遠方に位置する場合もあることが示唆されています。我が国が 2005 年から 4 度も超過を繰り返している地震加速度の設計基準について、貴社は、その設定方法における手法の見直しの必要性も含め、どのように考えますか。例えば、30km 範囲内への限定については、0.1~100Hz の全スペクトル領域において十分であると考えますか。　…2

〈3〉ベースマットに恒久的に設置された地震計はありますか。　…3

〈4〉ベースマットにおける Ss の応答スペクトルを設定する上で、SSI はどのように考慮され、ベッドロック～ベースマット間の岩質の物性値（貴社の解析モデルにおける K_R（水平）、K_V（垂直）に影響を与えるパラメータ）を仮定しましたか。実測に基づく場合、実施したボーリング調査はいつの時期のもので、どの地点で行ったものですか。物性値のバラつきを考慮し、様々な組合せのシミュレーションを行いましたか。（日本では低周波側で、米国では高周波側で超過する事象が発生しています。）米国においては、SRP 3.7.2 項において細目が定められ、モンテカルロ法による 30~60 種類のシミュレーションをベースにすることが期待されています。　…4

〈5〉設計基準値を 700Gal に引き上げたことで、様々な安全系の電気品や計測・制御設備に対する過去に実施した耐環境性試験の有効性について見直しの必要が生じたものと思われます。貴社はこの問題に対してどのように対処しましたか。東北地方太平洋沖地震により幾つかの故障が報告されており、供試体に対する試験結果の公称値と、実機に設置された製品との個体差、更に、経年劣化による耐久性の低下の可能性が考えられ

ます。貴社は、これらの点に対しては、どのように評価を行いましたか。 …5

〈6〉 耐環境性試験における震動の特性は、実際の地震による震動のそれを包絡していると言えますか。実際の地震の震動では、南北、東西、垂直の3次元の成分を合成した加速度として働きます。従って、一次元や二次元の震動の模擬では、十分に弱点を洗い出せない可能性があると思います。 …6

〈7〉 2011 年 3 月 11 日の東北太平洋沖地震では、変圧器に取り付けられた避圧弁が、変圧器の内部の絶縁油のスロッシングによって作動してしまう事象が、複数の原子力発電所で多発しています。貴社の変圧器(特に、プラント停止時に外部電源を受電する起動用変圧器)に対しては、この脆弱性についてレヴューを行っていますか。 …7

〈8〉 2011 年 3 月 11 日の東北太平洋沖地震では、タンクやプールにおいてスロッシングの問題が多発しました。使用済燃料プールから 25 立方メートルもの水量が溢れ出た事例や、波で水量が増したと誤信号が発信されインターロックを起動させた事例も報告されています。貴社は、スロッシングによるこのような問題の可能性を考慮していますか。又、スロッシングによる荷重をタンクの転倒モーメントに対する割増しとして加算する必要があるかどうかについては評価していますか。尚、このスロッシングの評価においては、建屋の震動の特性をどのように理解しているかが影響し、前述の SSI の問題も深く関わるように思われます。この点についての貴社の考えを示して下さい。 …8

〈9〉 安全系に属する配管のうち、地中に埋設されているものはありますか。そのような配管がある場合、それらに対する評価には、地震による震動の他、地盤の沈下や隆起も考慮されるべきだと思いますが、そのような評価は行われていますか。又、そのような配管は、内部だけでなく、土壌との接触による外面からの腐食に伴う減肉も考えられます。どのような方法によって、必要な健全性が維持されていることを確認していますか。 …9

〈10〉地震による火災や内部溢水の誘発事象についてはどのように考慮していますか。耐震性の高い安全系の機器が損傷する前には、当然、耐震性の低い機器が損傷するものと予想され、例えば地絡や短絡による電気火災、配管破断による内部溢水が考えられます。そのことによって、発電所職員の人手が割かれることになります。このようなことが重大な事象と重複した場合には著しく負担になるものと思われますが、考慮していますか。…10

〈11〉以下の設計事故は、炉心損傷に繋がるものではありませんが、使用済燃料プールにおいて発生した場合には、以下のシナリオにより同プールを損傷させ、その保水能力を損なわせ、延いては発熱により、その中に貯蔵されている使用済燃料を損傷させてしまう可能性が考えられます。これらについての耐性評価は行われていますか。 …11

- 燃料交換機が損傷し、機体の一部が脱落、又は取扱い中の燃料集合体が落下。
- 使用済燃料キャスクを取扱い中の天井クレーンが損傷し、クレーンの部品の一部が脱落、又は取扱い中のキャスクが落下。

1.2　津波

〈1〉津波は、静的な海面上昇ではなく運動的であるため、沖合での津波の高さと陸上での遡上高さが異なります。この効果についてはどのように考慮していますか。…１２

〈2〉津波には、海面上昇だけでなく、下げ潮も伴います。貴社の原子力発電設備の中には、下げ潮による影響を受ける機器もあると思われますが（例えば、海水ポンプの汲み上げ能力）、これについてはどのように考慮していますか。…１３

〈3〉津波はその前の地震によって発生し、その際、陸地においては、地盤の沈下、又は隆起が発生している可能性があります。地盤の沈下は相対的には津波の高さの割増となり、逆に地盤の隆起は下げ潮に対する割増となります。この可能性については、どのように考慮していますか。…１４

1.3　地震＋津波

〈1〉津波の襲来時刻が余震の発生時刻と重なる場合が考えられます。そのようなことが起こった場合、不利に影響する機器が具体的に存在しますか。…１５

1.4　電源喪失

〈1〉貴社が実施した PSA では、外部電源喪失の起因事象に対するΔCDF は幾らと評価されていますか。その評価においては、上記の広域停電のシナリオは包絡されていますか。SBO によるΔCDF のうちの外部電源喪失による寄与分は何パーセントですか。…１６

〈2〉過去の経験によれば、原子力発電所においては、交流電源の喪失に加え、直流電源の喪失も散見されます。貴社は、そのような場合の対応について、手順書を確立させていますか。貴社の手順書は、昨年米国で発生した事象に対しても有効ですか。…１７

〈3〉電源系（交流、直流）に関する保安規定（サベイランス試験の要件に関する記載も含む）を提示して下さい。…１８

〈4〉非常用ディーゼル発電機に対して実施された過去 3 年間のサベイランス試験の結果を提示して下さい。信頼性（故障率）に対しては、どのように評価していますか。…２８

〈5〉直流電源系統の設計について、電源バスの上流と下流にある充電器、バッテリー、各分電パネル、インバーターなどと共に、途中のフューズやブレーカーの容量が示された詳細な単線結線図を見せて頂くことは可能でしょうか。…２９

1.5　最終排熱（UHS）の喪失

〈1〉UHS、非常用ディーゼル発電機、直流電源の間には、複雑な相互関係があると理解されます。例えば、

- UHS による非常用ディーゼル発電機への冷却水の供給、非常用ディーゼル発電機から UHS への給電のような相互依存性。
- 直流電源による非常用ディーゼル発電機燃料ポンプの給電、非常用ディーゼル発

電機の交流電源による直流電源バッテリーへの充電のような相互依存性。

- 交流電源系のブレーカーの開閉操作への直流電源の供給。

などです。このような複雑な相互関係についてはしばしば潜在的な問題が見落とされがちですが、貴社はこのような問題に対し、過去にどのようなレヴューを行っていますか。反復的に再チェックを行っていますか。 …３０

1.6　その他の過酷事故対応

〈1〉 地震、又は津波の影響が同時に複数ユニットにおいて発生し、それぞれにおいて SBO や UHS 喪失が発生する場合の対応能力の増強についてはどのように考慮していますか。 …３１

例えば、以下についてはどのように備えていますか。

① 緊急対策室の設備。（地震、津波に対する耐性。放射線に対する遮蔽能力。電気、空調、通信〔電話回線-有線、衛星〕、収容スペース、食料、水。） …３２

② SBO や UHS 喪失に対応するための電源車、消防自動車配備台数。ディーゼル駆動の消火ポンプ、ホース、バッテリー、DC-DC コンバーターなどの員数。それらを格納する倉庫の照明、消火設備（火災報知機、スプリンクラー）、耐震性。 …３３

③ ERSS の伝送能力は十分ですか。伝送方式は、モデム式ですか、VPN 式ですか。…３４

〈2〉 地震や停電による放射線防護設備（呼吸保護具〔自給式呼吸保護具の充填用コンプレッサーも含む〕、KI、ホールボディカウンター、線量計〔充電器も含む〕）、モニタリング・ポスト、放射線分析装置（ゲルマニウム半導体測定器、液体シンチレーション・カウンターなどを含む）、気象塔などの損壊や稼働停止には対応出来ますか。 …３５

〈3〉 使用済燃料プールの損壊のシナリオにおいては、漏洩率がポンプの給水容量を上回り、使用済燃料を頂部まで冠水出来ない場合も考慮しなければなりませんが、そのような場合の対応策はありますか。水漏れが続く使用済燃料プールの漏洩を抑え、最終的に止めるまでの修理のプランはありますか。実証は行っていますか。 …３６

〈4〉 使用済燃料プールの水位が著しく低下した後で、安全に水位を確認するための手段はありますか。 …３７

〈5〉 漏洩の続く使用済燃料プールへの補給水は、淡水ですかホウ酸水ですか。淡水が使われる場合の再臨界の危険性に対する解析は行われていますか。 …３８

〈6〉 海水を水源として利用する場合、波浪の状況や台風などと関わりなく可能ですか。 …３９

〈7〉 福島第一原子力発電所では、一部の防護柵が電源喪失と地震、津波の影響により、閉鎖されたままで動作不能となってしまい、消防自動車の移動を妨げ、初期の対応遅れの原因ともなっています。貴社の場合、対策は講じられていますか。 …４０

〈8〉 緊急活動支援による所外-所内間の人員や物品の移動に関しては、通常時のセキュリティ管理が適用出来なくなる可能性があります。貴社は、そのような場合においても必要最小限のセキュリティ管理を維持しなければならないものと思われますが、マニュアルは整

備されていますか。 …４１

〈9〉過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

① 貴社、及び貴社の協力会社には、過酷事故が発生した際に現地に留まり、対応する意思のある従業員が十分いますか。そのことが、強制的でなく、各自の自由意思に基づくものであることを、どのようにして確認していますか。 …４２

② どの時間帯でも、消防自動車、電源車、ブルドーザーなどの特殊車両を運転出来る経験者が配置されていますか。 …４３

③ 現場での特定の行動のために配置される対応要員に対しては、高所、狭所、暗所に対する恐怖症がなく、冷静に行動出来ることを確認していますか。 …４４

④ 重傷者の扱いや応急的な救命処置に精通した職員は含まれていますか。 …４５

⑤ 週末、深夜などでも、所外からの支援を期待せずに対応することは可能ですか。 …４６

⑥ 酷暑期、寒冷期、積雪時、台風、落雷の危険のある時などの厳しい条件下でも対応することは可能ですか。 …４７

⑦ パンデミックにより、重要な役割を担う職員の多数が欠勤する場合については、対応策が規定されていますか。 …４８

⑧ 福島第一原子力発電所では、津波によるマンホールの蓋の浮き上がりが発生し、復旧時の危険を増す要因になっています。貴社の場合、対策は講じられていますか。 …４９

⑨ 足場のない高所などがないか点検を行い、危険を減らす対策は十分に講じられていますか。現場が著しい高温になる可能性を考慮し、対応要員に体力的に無理な対応を求めていないか確認をしていますか。 …５０

1.7　二次評価のアプローチ

〈1〉今後の二次評価においては、地震 PSA、津波 PSA に基づくより定量的な評価も行われるものと期待されますが、その場合、まずはそれぞれに対する確率論的地震ハザード解析（PSHA）、確率論的津波ハザード解析が出発点になると思います。貴社は、どのような手法に基づいて、地震と津波の設計基準値に対応する予想超過頻度を決める考えですか。例えば、一次評価において用いた地震の設計基準であるベースマットにおける 700gal と津波の設計基準値である 2.85m に対しては、どのような手法によって予想超過頻度を決めますか。又、もしそれらが、例えば 10^{-5}/年を超えるような大きな値である場合には、設計基準値の見直し（引き上げ）を行いますか。 …５１

〈2〉貴社がこれまでに内部事象によるリスクに対して実施した PSA の評価結果を提示して下さい。各ユニットに対して、ATWS、LOCA、SBO、LUHS などがどのような比率になってい

るか示して下さい。貴社が発表する二次評価による地震PSA、津波PSAの結果は、これらの内部事象のPSAの評価結果とも比較出来るものであると考えて良いですか。　…５２

2.　ストレス・テストで評価されていない範囲

2.1　火災

〈1〉中央操作室で火災が発生し、プラント運転員が同室から脱出しなければならなくなった場合には、プラント運転員は、遠隔停止操作パネルまで移動して安全停止操作を行うことになります。しかし最近、そのような操作を行うまでの間に、火災によるケーブル損傷によって惹き起こされる安全停止設備の誤動作によって、これが妨げられてしまう可能性が複数のプラントで指摘されています。貴社の場合、そのような潜在的な問題に対するレヴューは、十分に行われていると思いますか。　…５３

〈2〉電気品の動力用と制御用、計測制御設備の信号伝送用に布設されているケーブルについては、安全系か非安全系を問わず、全て仕様が把握され、耐火性や燃焼特性（可燃性か難燃性か、熱硬化性か熱可塑性か、有毒ガスを発散するか否かなど）が明らかになっている必要があります。そのようなトレーサビリティは、管理されていますか。　…５４

〈3〉火災発生時に所外の消防署からの支援を要請する場合、地震や洪水などによるアクセス道路の遮断の可能性をどのように考慮していますか。所外の消防署員が使用する消火活動用の用具（ホースやノズルなど）が、発電所内の設備と接続することは確認していますか。　…５５

〈4〉所外の消防署からの支援を得るまでに長時間を要する場合、貴社の自衛消防隊は、自力でどこまで主変圧器の大規模火災やスイッチギアの HEAF による火災などに対応出来ますか。危機的な状況に陥る恐れがある場合、所外の消防署が貴社の緊急事態に優先的に対応してくれることについては、合意は得られていますか。　…５６

〈5〉消火用水の使用が多目的化され、実際の消火活動と、使用済燃料プールへの補給水の供給などとが競合してしまう場合は想定していますか。　…５７

2.2　台風

〈1〉米国の原子力発電所の設計基準では、襲来するハリケーンに対しては10,000,000年に1回の規模として設定しており、最も厳しい場合（フロリダ半島南端付近）の条件は、風速130m/sで、車体重量1,810kgの自動車が93.6m/sの速度でミサイル化して衝突する場合となっています。今般の原子力安全・保安院からの指示による「ストレス・テスト」では、求められてはいませんが、仮にこのような基準を貴社の発電所に適用した場合、或いは数値を修正して適用した場合であっても、次のようなシナリオについての評価とそれに応じた対応が必要になるものと思われます。状況次第では、地震や津波の脅威にも匹敵

すると思われます。 …５８

- 排気筒、気象塔への風圧、及びミサイルによる影響。これらが倒壊した場合の二次的な影響。
- 外部電源、開閉所への風圧、及びミサイルによる影響。非常用ディーゼル発電機の排気筒への風圧、及びミサイルによる影響。これらの組合せによるSBOの発生。
- 強風による緊急対応活動(物資の運搬など)の妨げ。
- 緊急対応要員自身、又は家族の被災による要員の出動率の低下。
- 所外からの支援の遅れ。(人員、資機材、飲食料。)強風と波浪による空路(ヘリコプター)、海路(船舶)による物資輸送の妨げ。
- 周辺住民の避難活動の困難。

2.3　セキュリティ対応(カウンター・テロ)

〈1〉民間航空機を使ったテロ攻撃、大量の爆薬や殺傷能力の高い武器(兵器)が自爆テロリストによって使われる脅威に対する対処については、現状、規制要件はありません。

① 貴社は、この問題に対する諸外国(米、欧)での対応状況を把握していますか。"B.5.b 対応" の必要性について、貴社はどのように考えますか。 …６０

② 貴社は、この問題に対し、今後関係機関と連携して対策を検討していく積りですか。…６０

〈2〉サイバー・テロに対する防衛についても、現状、我が国には規制要件がありません。貴社は、最近発生した事例を鑑み、この問題に対する諸外国(米、欧)での対応状況を把握し、自主的な対応を開始し、運用していますか。 …６１

〈3〉貴社は、一般公衆やメディアからの情報開示の要求を受けた場合であっても、それに応じることがセキュリティ上の理由から、これを拒否しなければならない事情が発生します。しかし一方、その権利を乱用した場合には隠蔽性が疑われ、不審に思われます。貴社は、情報開示の要求を受けた場合でもそれを「セキュリティ上の理由」から拒否する際のガイドラインをどのように規定していますか。10CFR73.22 項にあるような具体的な項目のリストがあれば提示して下さい。 …６２

〈4〉貴社は、貴社の原子力発電所のセキュリティ関係の情報に携わる社員、及び当該業務を請け負う協力企業の従業員に対し、厳格な身元調査(当局による犯罪歴調査を含む)や指紋登録などを実施し、定期的に更新を行っていますか。そのような身元調査はどこが実施していますか。そのような社員や協力企業の従業員が、就業期間中と退職後に情報を漏洩させないことや、万一意図的に漏洩した場合の処分について厳格に定めた法的に有効な文書を取り交わしていますか。 …６３

2.4　緊急対応

〈1〉貴社は、様々なシナリオに沿って想定される原子炉事故、又は、使用済燃料プールの事故が発生した場合の再臨界性や事故進展状況をリアル・タイムで解析するための最

新のプログラム(MELCOR、MAAP またはこれらに相当する信頼性が国際的に認められた解析コード)を整備し、それらを使いこなせる複数の技術者を各原子力発電所に配置していますか。現在未整備である場合、今後の計画を示して下さい。

放射能の拡散が発電所外に及ぶ場合の周辺住民に対する影響評価のための解析コードには MACCS2 がありますが、貴社はこのような解析コードを各原子力発電所に対して導入し、それを使いこなせる複数の技術者を配置していますか。現在未整備である場合、今後の計画を示して下さい。 …６５

〈2〉 貴社の各原子力発電所の緊急対応マニュアルには、格納容器ベントを行った場合に、周辺地域にどのように放射性物質の拡散が起こり放射線量率の上昇に寄与するかのマップを作成して関係機関に送付するという手順が含まれているものと推測します。又、この作業を迅速に行うためのソフトウェアの入ったコンピューターを所持しているものと推測します。

① 関係機関に対しては、どのような様式を使うことにしていますか。 …６７

② 風向＝北北東(風の流れる方向は南南西)、風速＝1.5m/s、大気安定度＝F、ソースターム＝仮想事故規模、その他のインプットは任意、としたときの、1 時間後、3 時間後、5 時間後の等線量率マップを作成して提出して下さい。 …６７

③ 上記②の作業には、どれだけの時間が掛かりましたか。 …６７

④ 気象塔が損壊、或いは、停電や信号ケーブルの断線などにより、風向、風速の情報が直ぐに得られない場合の対応は決まっていますか。 …６７

〈3〉 緊急時の通報範囲と手段はどのように規定されていますか。ラウドスピーカーによる通報を行う範囲と車の台数は決められていますか。貴社と関係自治体との所掌分担は文書によって明確に規定されていますか。 …７４

〈4〉 環境モニタリングの科目、範囲、方法、頻度が規定され、関係自治体との所掌分担は文書によって明確に規定されていますか。

① 琵琶湖の放射能濃度は、どこで実施しますか。 …７５

② 上記①を貴社が実施する場合、最初の測定時期は事故後何時間で、サンプリング場所、分析対象核種、分析作業場所についてはどのように規定されていますか。予定していた分析作業場所が被災したために使用不能になった場合のバックアップはどのように計画されていますか。上記①が貴社の所掌外である場合、担当する自治体がどこであるのか把握し、その実施予定内容やそのための設備が適切であることの確認は、貴社としても行っていますか。 …７５

〈5〉 将来スクラバーを設置した場合、原子炉事故に伴って環境に放散される放射能量は、それが最大限に機能を発揮した場合、どれだけの低減効果を発揮しますか。その設置コストはどの位になると推定されていますか。 …７６

2.5　安全文化

- 以上の質問のそれぞれについて、貴社の見解として原子力安全とは無関係と思われる項目、既に貴社内で議論されたことがある項目、「ストレス・テスト」の審査で議論されたことがある項目、「ストレス・テスト」の趣旨とは無関係と思われる項目を示して下さい。回答は次表を用い、印(✓)を入れて下さい。　…７７
- 貴社は、従業員が安全上の問題を感じた時、どのような形の抑圧を受ける不安もなく自由にそれを提起し、議論出来る職場環境を醸成する努力を十分に行っており、達成出来ていると理解していますか。それを裏付けるアンケート調査などを外部の機関に委託して定期的に実施していますか。　…８０
- 貴社は、惰性を排し、従業員が常に安全上の問題に関心を払うよう、既存のルールや基準、手順に対しても、「なぜ」を問うことの重要性を指導していますか。　…８１
- 貴社は、傘下の協力企業に対し、上記のような職場環境の醸成と従業員への指導を奨励していますか。　…８２
- 貴社は、他の電力会社やその連合組織との安全問題に関する意見交換を定期的に行い、それらからの指摘を受入れ、又それらに対しても指摘をするような活動(ピア・レヴュー)を行っていますか。　…８３

3.　参考情報の提供依頼

3.1　美浜、高浜、大飯原子力発電所の各ユニットにおける原子炉圧力容器の母材(鍛造、板材)、及び溶接部の RT_{NDT} について、次のデータを示して下さい。

〈1〉 現時点で、母材においては 132℃(華氏 270 度)に対する余裕、溶接部においては、周溶接については 149℃(華氏 300 度)に対し、縦溶接については 132℃に対する余裕が最小である部位の RT_{NDT} と当該部位における銅とニッケルの含有量(重量パーセント)。データは、各ユニットに対し 1 セットだけで結構ですが、どの部位のものか示して下さい。(当該部位について、高さ、方位、ノズル番号(名称)によって特定出来る場合には、図示は不要です。)　…８４

〈2〉 今後、各ユニットの原子炉圧力容器において、RT_{NDT} が 132℃(母材、及び縦溶接)、又は 149℃(周溶接)に到達するのが最短である部位を示し、それぞれ定格出力運転を続けた場合何時間後であるのか示して下さい。データは、各ユニットに対し、1 セットだけで結構です。　…８６

〈3〉 上記において、もし RT_{NDT} の計算方法が銅とニッケルの化学成分値に拠らない場合には、何の化学成分値に基づいたものなのか示し、その根拠となる規格(基準)も示して下さい。　…８９

3.2 地下に布設されている安全系の動力ケーブル、及び制御ケーブル(土壌に直接接触する

ものだけでなく、暗渠内に布設されているものも含む)について、そのパフォーマンスとトラブル(短絡、地絡、絶縁低下などの原因についての情報も含む)、メンテナンスの実績、及び今後の保全計画に関して概述して下さい。又、ケーブル自体に問題がなくても、それが布設されている暗渠に大雨や台風の後で大量の水溜りが出来ていたりする事象は劣化を促進するものであり、対策が必要と考えられます。従って、そのような事例についても、該当する場合には含めて下さい。実績については2000年以降に限定して結構です。…９０

3.3 貴社が2004年の事故以来強化した流れ加速型腐食現象(FAC)による配管の減肉に対する対策、監視強化の活動内容について概述して下さい。 …９１

3.4 以下の最近米国で実施された(一部は現在も継続中)安全対策が、貴社においてどのように展開されたのか(或いは、現在展開中か)概述して下さい。

〈1〉 格納容器サンプの閉塞問題: 特にZOIが最も厳しい部位の特定方法、ストレーナの大型化、保温材、pH緩衝剤、その他の改造についての説明を含むこと。 …９２

〈2〉 一次冷却系のAlloy 600系ニッケル基合金溶接部(Alloy 182)におけるPWSCC対策: 特に加圧器ノズルと原子炉圧力ホットレグの溶接部における点検についての説明を含むこと。 …９４

〈3〉 ECCS系、停止時冷却系配管のガス溜まり対策: ベント弁の設置状態に対するP&ID及び配管アイソメ図上のチェックとウォークダウンの実施、ガス溜まりの検知方法、サイズの特定方法、当該ガス溜まりによる系統への影響評価(ポンプのバインディング、配管に対するウォーターハンマー現象など)に関する手順の確立。 …９５

3.5 貴社は、放射性物質を含む水、又は蒸気の埋設配管(外面が直接土壌と接触するものだけでなく、コンクリート製のダクトによって保護されているものも含みます。)が破損し、発電所内の土壌と地下水を汚染させた場合、又はその可能性が疑われた場合、その影響評価を行うためのサンプリング井戸を各原子力発電所内の適所に設置していますか。その場合のサンプリング井戸の設置点は、発電所内の水理地質学調査に基づくものですか。その調査はいつ実施したものですか。地下の汚染プリュームの三次元的な拡散を予想するためのモデルや評価ソフトはありますか。そのような事態が発生した場合に回収井戸を掘削する位置と深さを速やかに決定するためにはこのような備えが必要であり、逆にその場合の対応の遅れは、後々将来の廃炉コストを引き上げてしまうことになってしまいます。現在、整備が未完、又は未着手である場合、貴社の今後の取組みについての見解を示して下さい。

尚、原子力発電所内の地下水と土壌の汚染問題は、それ自体としては原子力安全の範疇には属さないと考えられていますが、米国においては、昨今の類似事象の多発と公衆の関心に応えるため、積極的に取組んでいる活動の好例です。 …９６

Part3 大飯原子力発電所視察の所見と質問

1.　保安対策の脆弱性

原子炉のリスクはその運転を停止することによって大幅に低減出来ますが、使用済燃料プールのリスクは、プラント運転中と停止中とでそれ程の差はなく、寧ろ、①停止後間もない高発熱の使用済燃料が原子炉から移動されていること、②浄化・冷却系統を運転するための電源系の一部（外部電源、及び、所内非常用電源）がメンテナンスによって除外され、全電源喪失に陥る可能性がプラント運転中よりも高いこと、③使用済燃料プールの近傍で作業が行われている場合があり人的過誤によるプール内への重量物の落下の可能性があること等の理由により、プラント運転中よりも停止中の方がよりリスクが高い可能性があります。従って、使用済燃料プールのリスクに対しては、原子炉の運転状態に拘らず注意を怠ることが出来ません。この場合、使用済燃料プールのリスクに対する貴社の考え方では、冷却系統の運転喪失から、プール水の温度上昇、蒸発、プール水面の下降が緩和されることなく進行し、燃料集合体の頂部が気中に露出するまでの時間内に、運転喪失した冷却系統を復旧させるか、これを断念せざるを得ない場合においても可搬式ポンプによる補給水系統を稼働させることにより復旧可能であることを示すことで安全性を裏付けています。

ところが、このシナリオが当て嵌まらないのがテロ攻撃による使用済燃料プールの大規模損壊です。これが米国で通称 "B.5.b 項" と言われている対策の背景として考慮されているシナリオの一つであり、我が国においても、特別にこれを除外しても良いとの合理的理由が存在しません。よって、一般的には原子力発電所のリスクはプラント運転中に限られるものと思われがちですが、特に使用済燃料プールを標的にしたテロ攻撃のシナリオについても考慮に入れ、プラントの運転状態の如何に拘らず重大な影響の伴うリスクが恒常的に存在している現実を認識し、貴社は、自助努力の範囲を強化することは勿論、今からでも国や関係機関に積極的に働きかけを行い、その対策に万全を期すべきであると考えます。

当会議は、貴社の大飯原子力発電所の視察の行程でその保安対策の実態も見て、上記の観点からの問題も含め、幾つかの脆弱性を抱えていると感得しました。以下に、その一部を示します。

① 設計脅威の定義を秘密にするとの国の方針には、それが不作為を隠す口実になっていないか再検討が必要な課題であると思われます。現に、悪意の侵入や情報収集、破壊活動の問題点について、国が十分な審査や検査を行ったのか疑念が感じられます。因みに米国では、10CFR73.1 項において、具体的に設計脅威についての主要な特性が記載され、その中には、専門的訓練を積んだ集団、自爆攻撃、複数の標的の同時攻撃、水陸両面からの攻撃、高度な武器の使用、内通者の存在、サイバー攻撃などが言及されています。貴社は、貴社自身のためにも国の曖昧な方針を甘受せず、この問題に対してより前向きに国と折衝し、強化を推進すべきと考えます。

…９７

② 防護区域内の撮影制限、又は禁止については、単に法的要件を唱えるだけでなく、その理由と範囲に関し、もう少し分かり易く親切な説明がなされるべきだと思われます。又、このようなことに対する協力を求めるに当たっては、他の保安対策についても厳格に実践されていることが前提であり、「悪意を持った潜在的なテロリストに対しては脇が甘く、善良な取材者に対しては厳しく不親切」との印象を改めるため、貴社にとって過度に負担にならない範囲で、工夫と努力をすべきと感じられます。 …９８

2. 北側の法面について

3、4 号機のパワー・ブロック北側に聳える法面は、防波堤以上に重要で、より高い設計尤度が必要であると思われます。貴社が最近導入したディーゼル発電機などのバックアップ用発電設備はまさにその直下に設置されており、更にそこから直ぐ近くには、緊急対応時の水源として担保しているかなり背の高いタンクが林立しています。法面の崩壊をイメージした場合に直感するのは、まずバックアップ用発電設備の瞬間的な埋没で、次にこれらのタンク群をなぎ倒し、最後に発電設備そのものに土砂と岩石が直撃する光景です。このようなシナリオは、福島第一原子力発電所における津波の威力をも圧倒し、水と違って引くことがないだけに、復旧活動が長期に亘って妨げられるものと想像されます。従って貴社は、このシナリオの発生頻度が十分に低いことを裏付けるための工学的検証を十分保守的に、且つ、多重に行い、そのことを原子力安全・保安院と原子力安全委員会に対してだけでなく、公衆に対しても十分可視化して説明することが望ましいと思われます。

以下、具体的な質問と所見です。

〈1〉 地震による当該法面の崩壊に対しては、今般のストレス・テストの一環として評価していますか。除外した場合、その理由は何ですか。 …９９

〈2〉 貴社の現地での口頭説明によれば、当該法面の強度は、設計地震加速度に対して 2 倍の尤度があるとのことでした。しかし当該法面は、設計地震加速度 700gal が設定されているベースマット上にはある構造物ではなく、「2 倍」の基準が何に対してなのか不明です。この基準について明確にして下さい。又、仮に 2 倍を超過した場合、直ちに法面の崩壊が起こるのか、それとも崩壊が起こるまでの「安全係数」があるのかについても説明して下さい。 …１００

〈3〉 貴社の安全確認の根拠を理解するため、以下の情報を提示して下さい。未評価の項目については、当該評価を不要と考える根拠を説明して下さい。

① 法面補強の構造と主要な寸法を示した図面。 …１０１

② 形状と構造が同等である法面補強が崩落した過去の事例の有無。 …１０１

③ 法面の土壌の物性に関するデータ。（四季による変化、集中豪雨や長期の降雨があった後の状態も包絡。）破砕層や破断面がないこと、又は、あったとしても問題がないこと

の裏付け。経年変化のモニタリングについての説明。 …１０２

④ 法面補強の層が地震発生時に剥離しないことの根拠。又は、剥離しても問題ないことの根拠。 …１０２

⑤ 法面補強の強度が経年劣化しないこと、又は、経年劣化を見込んでも必要な強度が十分維持できることの根拠。それを確認するための定期的な検査の実施状況。 …１０２

⑥ ベッドロックから法面までの全体を含んだ耐震評価モデル図と解析に用いた入力値。耐震評価結果。耐震解析の方法が信頼出来ることを裏付けるための実験的な検証（ベンチマーキング）。尚、この評価については、施工業者による他、施工業者以外の第三者機関によっても完全に独立的に実施されていることが望ましい。 …１０３

⑦ クリフ・エッジを超えた時の法面の崩壊モードと滑落する土砂、岩石の予想体積、及び運動エネルギー。 …１０３

⑧ 法面において想定される最大の降雪量と雪崩の評価。 …１０３

⑨ 法面に航空機が衝突した場合の機械的影響とジェット燃料の燃焼による影響評価。 …１０４

⑩ 法面補強の強度に関する原子力安全・保安院の承認は何を根拠としましたか。上述①~⑨ の各項については議論していますか。 …１０４

〈4〉 一般参観者や視察者のため、当該法面の断面模型があるべきと思われます。一般参観者や視察者には、外観だけからでは当該法面の内部構造が分からず、法面直下の現場には恐怖感があります。そのような部分に対しては特に視覚的に分かり易い説明を心掛けるべきであると思われます。 …１０５

3. 観察所見、質問

〈1〉 台風-土砂崩れ： トンネルが閉塞し、海と空が荒れている場合の貴社の当直職員の移動方法や物資補給の手段は考えていますか。 …１０６

〈2〉 送電線： 所外からの送電線２系が、開閉所近くの山の斜面でかなり隣接しています。地震による地崩れ、ヘリコプターなどの墜落（及びその後の樹林の火災）、森林火災などによって、両系同時に損傷する可能性があるように感じられました。

① 我が国の安全審査指針によれば、「指針 48. 電気系統」第 2 項において、「2 回線以上の送電線により電力系統に接続された設計であること。」とあるだけで、現状でも適合すると解釈されますが、より基準の厳しい米国においては次のように規定されており、現実的に可能な限りの物理的独立性の確保が謳われています。貴社は、現状の 2 系の送電線の物理的独立性についてどのように評価していますか。そのような貴社の評

価については、過去においてどのように原子力安全・保安院の同意を得ていますか。…１０７

Criterion 17—Electric power systems.
（抜粋） Electric power from the transmission network to the onsite electric distribution system shall be supplied by two physically independent circuits (not necessarily on separate rights of way) designed and located so as to minimize to the extent practical the likelihood of their simultaneous failure under operating and postulated accident and environmental conditions. A switchyard common to both circuits is acceptable.

② 送電線上空の飛行禁止、又は制限は、どのように運用されていますか。…１０７

〈3〉 非常用海水ポンプ:

① ロータリー・スクリーンが完全に閉塞した場合は、循環水ポンプだけでなく海水ポンプへの取水も停止してしまいますか。…１０８

② 取水口付近での船舶事故による油漏れやクラゲの大量発生、海藻の流入などによる海水ポンプへの影響については、どのように評価されていますか。…１０９

③ スクリーンが閉塞した場合の「圧損大」信号によって、海水ポンプは自動トリップしますか。津波の下げ潮によって海水ポンプの吸い上げが低下したときには自動トリップしますか。それらの自動トリップ信号は必要に応じ、中央制御室で遠隔的にリセット、又はバイパスさせ、状況回復後直ぐに再起動出来ますか。…１１０

〈4〉 バッテリー室:

① シンクの蛇口（鉛蓄電池の硫酸が手に付いたときに洗うための蛇口）が開いたままの状態で上流側の元弁が誤って開けられ、長時間放置された場合、どのような事態に進展するか評価していますか。元弁のハンドルは、施錠管理されていますか。…１１１

② 元弁～蛇口の配管が同室天井部を貫通している箇所はどのようにシールされていますか。上階において大量の溢水が発生した場合、同室への浸水は防止されますか。…１１１

〈5〉 使用済燃料プール:

① 使用済燃料プールに消火栓を使って注水した場合、その放水口付近にバキューム・ブレーカーが付いていないため、ポンプが停止した場合にはサイフォン効果によって使用済燃料プールの水が消火栓を介して逆流し、建屋外に放出されてしまう可能性があるように思われます。プール水が著しく放射性物質によって汚染されてしまった後でこれが発生した場合、これは不要な放射能漏れとなるため、バキューム・ブレーカーなどの逆流防止が必要であるように思われます。…１１２

② 貴社の使用済燃料プールには、水位計と温度計は取付けられていますか。取付けられている場合、水位計は燃料集合体の頂部まで監視可能ですか。何系統ありますか。電源は SBO の場合でも働きますか。現在まだ水位計が取付けられていない場合、将

来設置する予定はありますか。 …１１３

③ 使用済燃料プールの水が完全に抜ける事象が発生した場合、その後の淡水、又は海水の注水、又は散水（スプレー）によって臨界が発生する条件、及び、そのような手段による冷却が行われず、その後にジルコニウム火災に進展する条件についての解析は行われていますか。前者については臨界条件マップ（ウラン濃縮度、水の密度、燃焼度などを変数としたときの臨界条件を示した図）を、後者については解析コード名と解析結果（時間を関数にした温度上昇の予想グラフ）を提示して下さい。 …１１４

〈6〉 安全意識の高揚と維持を図る工夫（提案）：

例えば、構内の所々に「100,000年に1回の津波のレベル」のようなマーキングを入れたポストを立て、防波堤の増強や可搬式の消火ポンプ、電源設備の配備の意義を常に思い出せるようにすることで、安全意識の高揚と維持を図ることなど。 …１１５

4. 貴社からの説明に対する所見と質問

〈1〉 津波の想定高さ： ストレス・テストにおいては 2.85m を基準としている一方、更に安全側に、外海（放水口側）で 11.4m、内海（取水口）で 6m を想定しているとの事に関し、このダブル・スタンダードの技術的根拠を説明して下さい。我が国では公式に採用されていない PG&E が行ったような確率論的ハザード解析に基づくものですか、それとも単に、福島第一原子力発電所で観察された津波の高さをそのまま想定した技術的根拠に基づかないものですか。 …１１６

〈2〉 ガソリン・ポンプによる送水： 4 台直列で運転して送水する場合において、最下流が閉め切られた場合、下流側にあるポンプのケーシングやホース、継手などは、締切り圧力に耐えられますか。そのことの確認は行っていますか。 …１１７

〈3〉 高圧母線の A 系と B 系の間にクロスタイがないこと： 米国プラントにおいては、むしろそのような例が見当たりません。このようなクロスタイがない場合には、例えば、非常用ディーゼル発電機（A）の故障と余熱除去ポンプ（B）の故障を考えた場合、両余熱除去ポンプが使用出来なくなります。これに対し、クロスタイがある場合には、故障していない非常用ディーゼル発電機（B）と余熱除去ポンプ（A）の組合せによって、余熱除去系の運転が可能になります。このように、クロスタイの存在は、安全性の向上に有意に寄与します。同クロスタイの存否について、再確認をお願いします。

同様に、海水冷却系のクロスタイについてはどうでしょうか。このクロスタイの目的は、例えば A 系の海水ポンプが故障しても、弁の切替え操作によって、B 系の海水ポンプか

ら A 系に冷却水を送水出来るようにするもので、やはり安全性の向上に有意に寄与します。 …１１８

〈4〉「電気火災に水は禁物」: 一般にはそのように思い込まれていますが、ケーブル火災がある程度進行して中心部にまで及んだ場合、一旦は酸素を遮断することで消火しますが、残熱によってその後再発火し、なかなか鎮火が成功しない場合があることが経験的に知られています。その場合、電気品への通電を遮断してから水を使い、熱を奪うことで漸く鎮火に成功しているケースが多くあります。米国においてTMI-2事故に次ぐ重大事象と評されているブラウンズ・フェリー1号機の火災(1975年3月発生)においても、折角要請を受けて消火に駆け付けた消防署員に発電所員が水を使用させなかったため重大な火災に進展してしまい、結局消防署員の諫言を受け入れ水を使って消し止めたという教訓が報告されています。

貴社が1975年のブラウンズ・フェリーと同じ失敗を繰り返さないためには、専門の消防署員と一緒にエリア毎に消火方法についての入念なウォークダウンを実施し、予め適切な消火方法を決めておくことが重要と思われます。以下、視察させて頂いた 3 号機安全補機開閉器室に対する本件との関連質問です。

① 電源パネルに対し、発火前の発熱の段階で電気的な異常を検知するインシピアント火災検知器は導入されていますか。 …１２０

② 扉は耐火仕様ですか。 …１２０

③ 消火栓の水を使った場合の排水口の排水容量は十分ですか。 …１２０

④ 適切な排煙装置はありますか。 …１２１

尚、開閉器の火災としては、2001年3月、馬鞍山1号機(台湾)において重大な事象が発生しています。電離ガスを媒体にした隣接の開閉器への連鎖や爆発が起こり、他の要因とも重複した全交流電源喪失(SBO)が約 2 時間に亘って発生しています。一般に、開閉器室には一見して目立った可燃物がある訳ではありませんが、原子炉事故に繋がる火災のリスクとしては、最も高い場所の一つですので、十分な対策と過去の教訓に対する研究が必要であると思います。

〈5〉 水素爆発対策: ジルコニウム・水反応($Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$)が100% 起こり、水素が格納容器内の雰囲気に均一に拡散した場合、何% (体積比) になると計算されていますか。均一だった水素の初期濃度が、その後の冷却過程に伴う水蒸気の凝縮などによって局所的に濃縮されるプロセスについては、研究(文献調査、実験、解析)していますか。

触媒式の水素再結合器が機能するための条件(電源の要否、温度、湿度)と、機能しなくなる条件は何ですか。 …１２２

〈6〉 送電系統設計: 貴社の若狭湾沿岸の3原子力発電所の全発電ユニットが全基定

格出力で運転中、若狭湾一帯の地震によって全基同時にスクラムした場合、どのように送電系統へのインパクト(最悪は広域停電)を回避、又は最小化し、原子力発電所への所外電源の確保を図るように設計していますか。送電先の分散という点から、設備容量の喪失分をどのように余剰設備容量によって補充する計画なのか定量的に説明して下さい。 …１２３

〈7〉 ストレス・テストの問題点： 下表の評価概要のうち、SBO と LUHS に対する貴社のクリフ・エッジの考え方は、妥当でないと考えます。

	クリフエッジ 評価の指標	クリフエッジ 下段:対象となる設備		緊急安全対策前 下段:対象となる設備	安全確保対策の効果[*1]
地震 (津波との重畳も同じ)	基準地震動Ss (700gal)との比較	1.80倍(1260gal相当) 高電圧用開閉装置		1.75倍(1225gal相当) 原子炉補機冷却水ポンプ	約3%向上
津波 (地震との重畳も同じ)	設計津波高さ (2.85m)との比較	約4.0倍(11.4m) タービン動補助給水ポンプ		約1.6倍(4.65m) 海水ポンプ	約145%向上
全交流電源喪失 (SBO)	外部からの支援がない条件で、燃料の冷却手段が確保できなくなるまでの時間	炉心	約16日後[*2] 水源補給用消防ポンプガソリン	約5時間後[*1] 蓄電池	約76倍向上
		使用済燃料	約10日後(停止中)[*2] ピット水補給用消防ポンプガソリン	約12時間後[*1](停止中) (水温が100℃到達時点)	約20倍向上
最終ヒートシンク喪失 (LUHS)		炉心	約16日後[*2] 水源補給用消防ポンプガソリン	約6日後 蒸気発生器給水用水源	約2.6倍向上
		使用済燃料	約10日後(停止中)[*2] ピット水補給用消防ポンプガソリン	約12時間後[*1](停止中) (水温が100℃到達時点)	約20倍向上

即ち、貴社はガソリン・ポンプの燃料がどれ位長くもつかで評価していますが、それよりも厳しい真のクリフ・エッジになる要因は、ガソリン・ポンプなどの必要な機材の段取りや運転を、緊急時にどれだけ迅速に行えるかであると考えます。例えば、補助給水ポンプが事故発生の瞬間から起動しない場合、蒸気発生器のドライアウトまでの時間以内に、どれだけ余裕をもってそのような対応が可能であるかということです。尚、そもそも、本来は恒久的に設置された機器が担保だったものが、完全に人的な対応が担保に替わっている点にも問題があると感じられます。以下、この点に関する質問です。

① 電源復旧活動、及び、補助給水ポンプの入口に給水用のホースを繋ぐ訓練の結果、何分で実施出来ていますか。 …１２４

② 予告なしでの訓練は行っていますか。 …１２４

③ 降雪時、路面凍結時、夜間、暴風雨時、休日、所内に救護すべき負傷者が多数発生した場合などには、予定していた人的な対応が大いに妨げられるか遅れる可能性があります。そのような場合のファクターをどのように考慮していますか。 …１２５

Part２　原子力発電所の安全性と、その向上関連

1　　ストレス・テスト の対象範囲

1.1　　地震

〈1〉若狭湾近海の断層を震源地とする地震のシナリオについては幾つか考慮されていますが、その中で、敦賀、美浜、大飯、高浜の全原子力発電所を全て「地震加速度大」のスクラム信号によって停止させてしまう可能性のある規模のものは有りますか。そのような大規模停電が発生した場合の、各原子力発電所における外部電源復旧までの時間は、最長どの位と評価されますか。

＜当社の回答＞

各発電所の基準地震動策定において考慮している若狭湾周辺の断層が活動した場合には、スクラム信号によって自動停止する可能性は考えられますが、各原子力発電所は、当該発電所に直接接続する送電線の１ルート断事故や極めて過酷なケースとなる第一変電所(※)の全停事故などの場合にも外部電源が受電可能となるよう系統の多重化（２ルート４回線以上を確保）を行っております。また、これにつながる５００ｋＶ基幹系統においても多重化を行っており、これらにより、送電系統の機能喪失が生じる可能性は極めて低いと考えています。

このため、具体的なケースを想定した外部電源復旧に係る時間の評価は実施しておりませんが、過去の実績として、兵庫県南部、大阪府北部および淡路島を中心に大規模な停電が発生した兵庫県南部地震においても、系統の切替・仮設備の設置等の対応により数日で送電系統の復旧を行い、概ね１週間でお客さまへの応急送電を実施できており、これと同等の対応は可能と考えております。

なお、万一、全ての外部電源が喪失した際にも、これらの送電系統とは別に、従来から設置している所内の非常用発電装置に加え、空冷式非常用発電装置の設置や電源車の配置等の対策を講じており、これらの所内電源により炉心冷却を継続することができ、炉心損傷に至ることはありません。また、ストレステストにおいて、大飯発電所３、４号機であれば、約１６日間外部からの支援がなくとも炉心冷却は可能であり、外部からの物資の手配を行うなどすれば、さらに長期にわたり炉心冷却は可能となるため、その間に外部電源の復旧は十分に行えるものと考えています。

（※）第一変電所とは原子力発電所に直接接続する変電所をいう。

1.1　　地震

<2>貴社が地震の設計基準を定める上で考慮した断層は、発電所からの半径 30km 以内にその全長、または一部が含まれているものに限定されているように見受けられます。これは、米国の基準である 10CFR100, Appendix A にある半径 200 マイル（約 320km）に比べて著しく狭く、実際、発電所にとって支配的な震源の位置が 30km よりもかなり遠方に位置する場合もあることが示唆されています。我が国が 2005 年から 4 度も超過を繰り返している地震加速度の設計基準について、貴社は、その設定方法における手法の見直しの必要性も含め、どのように考えますか。例えば、30km 範囲内への限定については、0.1～100Hz の全スペクトル領域において十分であると考えますか。

＜当社の回答＞

基準地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に基づき、敷地周辺の過去の地震や活断層の中から影響が大きい地震について、応答スペクトルに基づく地震動評価および断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果に基づき策定しています。

また、発電所から半径 30km 以遠の過去の地震や活断層についても、敷地への影響を検討したうえで基準地震動を策定しており、考慮する地震や活断層の範囲が不十分であるとは考えていません。

【参考：発電用原子炉施設の耐震安全性に関する安全審査の手引き(H22.12.20)】

（１）既存文献の調査については、敷地中心から概ね100km 以内を対象に、地震活動、歴史地震、測地資料、津波、活断層、変動地形、地質構造、地球物理学的調査研究等に関する文献・地図等を、調査地域の地形・地質等の特性及び敷地からの距離に応じて収集・整理し、当該地域で発生した、あるいは発生する可能性のある地震について、活断層の性質や地震発生様式等を把握すること。なお、100km 以遠であっても遠方の長大活断層等による敷地への影響が考えられる場合には、これを含め調査すること。

（２）敷地中心から少なくとも半径30 km の範囲（以下、単に「半径30km 範囲」という。）については、既存文献の調査を踏まえ、調査地域の地形・地質等の特性、敷地からの距離や敷地に与える影響に応じ、以下の調査を適切に組み合わせた十分な調査を実施すること。なお、半径30km 以遠であっても敷地への影響が大きいと考えられる活断層の存在が想定される場合には、これを含め調査すること。

1.1　地震

〈3〉ベースマットに恒久的に設置された地震計はありますか。

＜当社の回答＞

全プラントに、原子炉建屋と原子炉補助建屋のベースマット上および建屋に地震計を設置しています。

1.1　地震

〈4〉 ベースマットにおけるSs の応答スペクトルを設定する上で、SSI はどのように考慮され、ベッドロック～ベースマット間の岩質の物性値（貴社の解析モデルにおける K_R（水平）、K_V（垂直）に影響を与えるパラメータ）を仮定しましたか。実測に基づく場合、実施したボーリング調査はいつの時期のもので、どの地点で行ったものですか。物性値のバラつきを考慮し、様々な組合せのシミュレーションを行いましたか。（日本では低周波側で、米国では高周波側で超過する事象が発生しています。）米国においては、SRP 3.7.2 項において細目が定められ、モンテカルロ法による30～60 種類のシミュレーションをベースにすることが期待されています。

＜当社の回答＞

基準地震動 Ss は解放基盤表面で定義されていますが、当社サイトでは解放基盤表面は建屋の基礎下の位置に設定しています。地震応答解析において地盤と建屋の相互作用（SSI）を評価する場合は、原子力発電所耐震設計技術規程（日本電気協会）（以下、「JEAC4601」という。）に基づき設定しています。評価に用いる地盤物性値は建設時に実測した建屋位置での地盤調査結果等により、JEAC4601 に基づき設定しています。

【参考】JEAC4601 での地盤の物性値の設定方法

- 単位体積重量：密度試験により設定する。
- 弾性定数：弾性波試験結果の弾性波速度（Vs, Vp）の平均値を用いて算定する。
- 減衰定数：PS 検層のデータを念頭に経験的な値を考慮して設定する。

1.1　　地震

〈5〉設計基準値を 700Gal に引き上げたことで、様々な安全系の電気品や計測・制御設備に対する過去に実施した耐環境性試験の有効性について見直しの必要が生じたものと思われます。貴社はこの問題に対してどのように対処しましたか。
東北地方太平洋沖地震により幾つかの故障が報告されており、供試体に対する試験結果の公称値と、実機に設置された製品との個体差、更に、経年劣化による耐久性の低下の可能性が考えられます。貴社は、これらの点に対しては、どのように評価を行いましたか。

＜当社の回答＞

当社は「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針（JEAG4623-2008）」に沿って、適切に安全系の電気品や計測・制御設備に対し、耐環境性能の検証試験として、事故時環境試験等を行っておりますが、JEAG4623 においては、耐震性に関する検証は含まれていないことから、基準地震動の引き上げによる見直しの必要性は生じていません。

耐環境性能の検証試験においては、設定した検証寿命期間における通常運転時の環境（熱、放射線）条件を模擬した劣化処理を供試体に付与した後、設計基準事象を模擬した事故時環境試験を行っており、実機に設置された製品との個体差や、経年劣化による耐久性の低下をあらかじめ包絡した評価を行っています。

また、原子力安全・保安院が開催しております高経年化技術評価に関する意見聴取会において、現時点で耐環境性能の検証試験の対象機器である、「止める」「冷やす」「閉じ込める」に関連する格納容器内の電気品や計測・制御設備への地震による故障は報告されていません。

1.1　　地震

〈6〉耐環境性試験における震動の特性は、実際の地震による震動のそれを包絡していると言えますか。実際の地震の震動では、南北、東西、垂直の3次元の成分を合成した加速度として働きます。従って、一次元や二次元の震動の模擬では、十分に弱点を洗い出せない可能性があると思います。

＜当社の回答＞

耐環境性試験における耐震性に関する検証は、「JEAG4623-2008 原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」には含まれていません。

1.1　　地震

〈7〉 2011 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震では、変圧器に取り付けられた避圧弁が、変圧器の内部の絶縁油のスロッシングによって作動してしまう事象が、複数の原子力発電所で多発しています。貴社の変圧器（特に、プラント停止時に外部電源を受電する起動用変圧器）に対しては、この脆弱性についてレヴューを行っていますか。

＜当社の回答＞

3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震において、東海第二発電所の主変圧器と起動用変圧器の放圧管からの絶縁油漏れ（3 件）および、女川原子力発電所１，２，３号機の主変圧器と起動用変圧器の変圧器避圧弁が油面変動により動作（14 件）したことが、報告されています。

当社原子力発電所においては、同じ機能を持つ放圧板破壊装置について、地震等により変圧器タンクが振動した場合に放圧管内に油圧変動が生じ、まれに放圧板破壊装置が不要動作する場合があることから、平成 16 年 12 月以降、変圧器メーカの推奨を受けて、地震による油圧変動による不要動作を防止するために耐震型への取替えを順次実施しています。

1.1　　地震

〈8〉 2011 年 3 月 11 日の東北太平洋沖地震では、タンクやプールにおいてスロッシングの問題が多発しました。使用済燃料プールから 25 立方メートルもの水量が溢れ出た事例や、波で水量が増したと誤信号が発信されインターロックを起動させた事例も報告されています。貴社は、スロッシングによるこのような問題の可能性を考慮していますか。又、スロッシングによる荷重をタンクの転倒モーメントに対する割増しとして加算する必要があるかどうかについては評価していますか。尚、このスロッシングの評価においては、建屋の震動の特性をどのように理解しているかが影響し、前述の SSI の問題も深く関わるように思われます。この点についての貴社の考えを示して下さい。

＜当社の回答＞

スロッシングについては、基準地震動に対して解析評価を行っており、使用済燃料ピットから水が溢れた場合でも、建屋外に流出する可能性がないこと（堰などが設置されており、外部と通じている搬入口等に達しないこと）、および安全上重要な機器に影響を及ぼさないことを確認しています。

安全上重要なタンクの耐震評価においては、スロッシングによる流体力もタンクに作用する荷重として考慮しています。

建屋内に設置されている安全上重要なタンクや使用済燃料ピットのスロッシング評価においては、建屋の振動特性を考慮して評価しています。

1.1　　地震

〈9〉安全系に属する配管のうち、地中に埋設されているものはありますか。そのような配管がある場合、それらに対する評価には、地震による震動の他、地盤の沈下や隆起も考慮されるべきだと思いますが、そのような評価は行われていますか。又、そのような配管は、内部だけでなく、土壌との接触による外面からの腐食に伴う減肉も考えられます。どのような方法によって、必要な健全性が維持されていることを確認していますか。

＜当社の回答＞

地中に埋設されている安全上重要な配管としては、海水系配管がありますが、基準地震動による地盤の変位を考慮して評価を行っています。また、海水系配管がトレンチ（鉄筋コンクリート造）に設置されている箇所については、トレンチが岩盤で支持されているので、地盤の変位の影響はほとんど受けません。

また、地中埋設となっている海水系配管では、過去に美浜発電所２号機で地中埋設配管を掘り出して実施した点検において、有意な腐食は認められなかったこと、一番環境的に厳しいと考えられる地中埋設管と空気が触れる地際部を点検することで全体の腐食状況を検知することが可能であることから、配管外面の健全性は確保されていると評価しています。

なお、海水系配管がトレンチに設置されている箇所については、配管の外観目視点検により、侵食等に対する配管の健全性を確認しています。

１．１　地震

〈10〉地震による火災や内部溢水の誘発事象についてはどのように考慮していますか。
耐震性の高い安全系の機器が損傷する前には、当然、耐震性の低い機器が損傷するものと予想され、例えば地絡や短絡による電気火災、配管破断による内部溢水が考えられます。そのことによって、発電所職員の人手が割かれることになります。このようなことが重大な事象と重複した場合には著しく負担になるものと思われますが、考慮していますか。

＜当社の回答＞

ストレステストの評価においては、地震に起因する火災や溢水に関して、以下のとおりの対応がとられており、地震に起因した火災や溢水が発生することはないと考えております。

（火災）

・火災防護設計については、「火災発生の防止」、「火災の検知及び消火」、「火災の影響の軽減」という観点から、原子力発電所の火災防護規程（JEAC4626-2010）に適合しています。

・火災発生防止の観点から、使用するケーブルについては、実用上可能な限り難燃性ケーブルを使用することとしています。

（溢水）

・耐震の下位のクラスの施設の破損により、上位クラスへの波及的影響が生じない設計としており、地震に起因する内部溢水による影響についても設計上考慮されています。また、建設時や運転中における様々な現場確認や今回のストレステストの評価にあたっての現場確認において、上記の設計で意図された状態が維持されていることについて確認しています。

1.1 地震

〈11〉以下の設計事故は、炉心損傷に繋がるものではありませんが、使用済燃料プールにおいて発生した場合には、以下のシナリオにより同プールを損傷させ、その保水能力を損なわせ、延いては発熱により、その中に貯蔵されている使用済燃料を損傷させてしまう可能性が考えられます。これらについての耐性評価は行われていますか。

- 燃料交換機が損傷し、機体の一部が脱落、又は取扱い中の燃料集合体が落下。
- 使用済燃料キャスクを取扱い中の天井クレーンが損傷し、クレーンの部品の一部が脱落、又は取扱い中のキャスクが落下。

＜当社の回答＞

使用済燃料を扱う燃料ピットクレーンについては、耐震Ｂクラスに区分されていますが、基準地震動に対して転倒や落下等が起こらないことを確認しています。また、燃料集合体を取扱い中の耐震評価も行っており、健全性が確保されることを確認しています。

使用済燃料キャスクを取り扱う天井クレーンについては、耐震Ｂクラスに区分されていますが、弾性設計用地震動（基準地震動の１／２以上に設定）に対して落下等が起こらないことを確認しています。また、使用済燃料キャスクを取扱い中の耐震評価も行っており、健全性が確保されることを確認しています。

さらに、これらのクレーンについては、ストレステストにおいて落下等に関する耐性評価を行っており、使用済燃料ピットの燃料に対するクリフエッジ（２Ｓｓ）に影響を及ぼすことのない十分な余裕をもつことを確認しています。

1.2　津波

〈1〉 津波は、静的な海面上昇ではなく運動的であるため、沖合での津波の高さと陸上での溯上高さが異なります。この効果についてはどのように考慮していますか。

＜当社の回答＞

当社が算定している設計津波高さは、海岸線を基本的に完全反射条件として算定しています。完全反射条件の方が、入射波と反射波が重複するため水位が大きくなり、この条件で算定した設計津波高さが、評価値（ポンプ据付レベルや敷地高さ等）を下回ることを確認しています。

なお、設計津波高さが敷地高さを上回る場合には、遡上を考慮した解析を実施しています。

1.2　　津波

〈2〉津波には、海面上昇だけでなく、下げ潮も伴います。貴社の原子力発電設備の中には、下げ潮による影響を受ける機器もあると思われますが（例えば、海水ポンプの汲み上げ能力）、これについてはどのように考慮していますか。

＜当社の回答＞

引き波（設計津波高さ）時等にポンプの吸込口が海水に十分浸かっていることを評価しています。また、引き波時等に水位が低下した場合、ポンプを停止するなど、水位が回復するまで待機し、ポンプを再起動または再起動できる状態とすることで、引き波時等に冷却機能を維持する旨手順書に定めています。

1.2　津波

〈3〉津波はその前の地震によって発生し、その際、陸地においては、地盤の沈下、又は隆起が発生している可能性があります。地盤の沈下は相対的には津波の高さの割増となり、逆に地盤の隆起は下げ潮に対する割増となります。この可能性については、どのように考慮していますか。

＜当社の回答＞

敷地周辺における耐震設計上考慮する活断層が活動した場合、断層の活動による隆起・沈降といった地盤変動が発生しますが、これらを考慮して津波に対する安全性が確保できていることを確認しています。また、ポンプの据付レベルや敷地の高さなどの評価値と比較する際にも地盤変動の影響を考慮して安全性の確認を行っています。

１．３　地震＋津波

〈1〉 津波の襲来時刻が余震の発生時刻と重なる場合が考えられます。そのようなことが起こった場合、不利に影響する機器が具体的に存在しますか。

＜当社の回答＞

今回のストレステストにおいて、地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価を行っていますが、その評価においては、保守的に地震と津波が同時に襲来すると仮定し、イベントツリーで示される成功パスの成立性を評価しています。具体的な評価方法としては、成功パスを成立させる各緩和機能（ヘディング）に対する耐震裕度と許容津波高さの両方を評価し、地震および津波に対する耐力を評価しています。

その結果、地震または津波単独のクリフエッジと、重畳のクリフエッジは同等のものとの評価しています。

１．４　電源喪失

<1>貴社が実施したＰＳＡでは、外部電源喪失の起因事象に対するΔCDF は幾らと評価されていますか。その評価においては、上記の広域停電のシナリオは包絡されていますか。SBO によるΔCDF のうちの外部電源喪失による寄与分は何パーセントですか。

＜当社の回答＞

今回のストレステストにおいては、今般実施した緊急安全対策の有効性評価を含め、決定論的な手法を用いてクリフエッジ評価を実施したものであり、確率論的安全評価（PSA）は実施していません。

なお、当社において実施した内的 PSA の評価結果において、全炉心損傷頻度および外部電源喪失を起因事象とする炉心損傷頻度は下表に示すとおりです。外部電源喪失を起因事象とするシナリオには、外部電源喪失発生後、電源の回復に失敗するなどして、全交流電源喪失に至るシナリオも評価しており、ご指摘の広域停電のシナリオもこの中に含まれます。また、SBO により、炉心損傷に至るシナリオに対する、外部電源喪失を起因事象として炉心損傷に至るシナリオに占める割合については下表のとおりです。

表：各プラントの内的 PSA 評価結果

	美浜 1 号機 (H19)	美浜 2 号機 (H23)	美浜 3 号機 (H18)	高浜 1/2 号機 (H16)	高浜 3/4 号機 (H23)	大飯 1/2 号機 (H20)	大飯 3/4 号機 (H19)
(A)	3.0×10^{-7}	1.9×10^{-7}	3.7×10^{-7}	3.4×10^{-7}	1.4×10^{-7}	2.8×10^{-7}	1.3×10^{-7}
(B)	1.1×10^{-8}	1.6×10^{-8}	5.9×10^{-9}	6.0×10^{-9}	1.6×10^{-8}	6.3×10^{-9}	2.8×10^{-9}
(C)	約 25%	約 50%	約 32%	約 29%	約 35%	約 56%	約 60%

※カッコ内は至近の公表時期。高浜 1/2 号機を除くプラントは定期安全レビューにて公表
高浜 1/2 号機は、アクシデントマネジメント整備後 確率論的安全評価報告書にて公表

(A)：全炉心損傷頻度

(B)：外部電源喪失を起因事象とする炉心損傷頻度

(C)：SBO により炉心損傷に至るシナリオが、外部電源喪失を起因事象として炉心損傷に至るシナリオに占める割合

１．４電源喪失

〈2〉過去の経験によれば、原子力発電所においては、交流電源の喪失に加え、直流電源の喪失も散見されます。貴社は、そのような場合の対応について、手順書を確立させていますか。貴社の手順書は、昨年米国で発生した事象に対しても有効ですか。

＜当社の回答＞

交流電源の停電を想定した手順に加え、直流電源停電に対応するための手順書についても整備しています。

また、昨年米国ではプラント運転に影響する直流電源停電事象が報告されていますが、当社が整備している手順書は、それらの事象についても有効です。

1.4　　電源喪失

<3>電源系（交流、直流）に関する保安規定（サベイランス試験の要件に関する記載も含む）を提示して下さい。

＜当社の回答＞

大飯発電所原子炉施設保安規定第 77 条（外部電源 －モード１，２，３および４－），第 78 条（外部電源 －モード５，６および照射済燃料移動中－）、第 79 条（ディーゼル発電機 －モード１，２，３および４－），第 80 条（ディーゼル発電機 －モード１，２，３および４以外－）、第 82 条（非常用直流電源 －モード１，２，３および４－）、第 83 条（非常用直流電源 －モード５，６および照射済燃料移動中－）を次頁以降に示します。

注）運転モードは、原子炉の運転状態に応じて下記の通りモード1～6があります。

モード	原子炉の運転状態	原子炉容器スタッドボルトの状態
モード1 （プラント運転中）	出力運転（出力領域中性子束指示値5 %超） 1次冷却材平均温度 約 300℃	全ボルト締付
モード2 （解列時）	出力運転（出力領域中性子束指示値5 %以下）～制御グループバンク全挿入による原子炉停止 1次冷却材平均温度 286℃程度	全ボルト締付
モード2 （起動時）	臨界操作のための制御グループバンク引抜操作開始～出力運転（出力領域中性子束指示値5 %以下）1次冷却材平均温度 286℃程度	全ボルト締付
モード3 （温態停止時）	1次冷却材平均温度 177 ℃以上	全ボルト締付
モード4 （温態停止時）	1次冷却材平均温度 93 ℃超 177 ℃未満	全ボルト締付
モード5 （冷温停止時）	1次冷却材平均温度 93 ℃以下	全ボルト締付
モード6※ （原子炉容器開放時）		1本以上が緩められている

※ 全ての燃料が原子炉容器から取出されている場合（⇒モード外）を除く。

（外部電源　－モード１、２、３および４－）

第 ７７ 条　モード１、２、３および４において、外部電源※1は、表７７－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード１、２、３および４において、１週間に１回、非常用高圧母線に電力供給可能な外部電源２系列以上の電圧が確立していることを確認する。

３．当直課長は、外部電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表７７－２の措置を講じる。

※１：外部電源とは、電力系統または主発電機（当該原子炉の主発電機を除く）からの電力を第８４条および第８５条で要求される非常用高圧母線に供給する設備をいう（以下、各条において同じ）。

表７７－１

項　　目	運転上の制限
外部電源	２系列※2以上が動作可能であること※3

※２：外部電源の系列数は、当該原子炉に対する個々の非常用高圧母線全てに対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機数の合計数とする（以下、各条において同じ）。

※３：送電線事故の瞬停時は、運転上の制限を適用しない。

表７７－２

条　件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能な外部電源が１系列である場合	A.1 当直課長は、動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。 および A.2 当直課長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも１系列を動作可能な状態に復旧する。	４時間 その後の１日に１回 １０日
B. 動作可能な外部電源が１系列である場合 および ディーゼル発電機１基が動作不能である場合	B.1 当直課長は、動作不能となっている外部電源１系列またはディーゼル発電機１基を復旧する。	１２時間
C. 全ての外部電源が動作不能である場合	C.1 当直課長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも１系列を動作可能な状態に復旧する。	２４時間
D. 条件Ａ、Ｂまたは Ｃの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード３にする。 および D.2 当直課長は、モード５にする。	１２時間 ５６時間

（外部電源　－モード５、６および照射済燃料移動中－）

第７８条　モード５、６および照射済燃料移動中において、外部電源は、表７８－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード５、６および照射済燃料移動中において、１週間に１回、所要の非常用高圧母線に電力供給が可能な外部電源１系列以上の電圧が確立していることを確認する。

３．当直課長は、外部電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表７８－２の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

表７８－１

項　　目	運転上の制限
外部電源	所要の非常用高圧母線に電力供給が可能な外部電源１系列以上が動作可能であること※1

※１：送電線事故の瞬停時は、運転上の制限を適用しない。

表７８－２

条　件	要求される措置	完了時間
A. 全ての外部電源が動作不能である場合	A.1 原子燃料課長は、照射済燃料の移動を中止する※2。 および A.2 当直課長は、１次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 および A.3 当直課長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも１系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※２：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

（ディーゼル発電機　－モード１、２、３および４－）

第７９条　モード１、２、３および４において、ディーゼル発電機は、表７９－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 発電室長は、定期検査時に、次の事項を確認する。

(a) 模擬信号によりディーゼル発電機が起動し、１号炉および２号炉については１０秒以内、３号炉および４号炉については１２秒以内にディーゼル発電機の電圧が確立すること。

(b) ディーゼル発電機に電源を求める機器が、母線電圧確立から所定の時間内に所定のシーケンスに従って順次負荷をとることができること。

(c) (b)における所定負荷のもとにおいて、ディーゼル発電機が電圧 6,900±345 V および周波数 60±3 Hz で運転可能であること。

(2) 当直課長は、モード１、２、３および４において、１ヶ月に１回、２基のディーゼル発電機について、待機状態から起動し、無負荷運転時の電圧が 6,900±345 V および周波数が 60±3 Hz であることならびに引き続き非常用高圧母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。

(3) 当直課長は、モード１、２、３および４において、１ヶ月に１回、燃料油サービスタンク※1の貯油量を確認する。

３．当直課長は、ディーゼル発電機が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表７９－３の措置を講じる。

※１：燃料油サービスタンクとは、１号炉および２号炉については燃料サービスタンク、３号炉および４号炉については燃料油サービスタンクをいう（以下、本条において同じ）。

表７９－１

項　目	運転上の制限
ディーゼル発電機	(1) ディーゼル発電機２基が動作可能であること※2 (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が表７９－２に定める制限値内にあること※3

※２：予備潤滑運転（ターニング、エアラン）を行う場合、運転上の制限を適用しない。

※３：ディーゼル発電機が運転中および運転終了後の２４時間は、運転上の制限を適用しない。

表７９－２

項　目	制　限　値	
	１号炉および２号炉	３号炉および４号炉
燃料油サービスタンク貯油量（保有油量）	0.88 ㎥ 以上	0.95 ㎥ 以上

表７９－３

条　件	要求される措置	完了時間
A. ディーゼル発電機１基が動作不能※4である場合	A.1 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りのディーゼル発電機を起動（無負荷運転）し、動作可能であることを確認する。	１０日 ４時間 その後の１日に１回
B. 条件Ａの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直課長は、残りのディーゼル発電機を運転状態（負荷運転）にする。 および B.2 当直課長は、当該ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３０日
C. ディーゼル発電機１基が動作不能である場合 および 動作可能な外部電源が１系列である場合	C.1 当直課長は、動作不能となっているディーゼル発電機１基または外部電源１系列を復旧する。	１２時間
D. 条件ＢまたはＣの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直課長は、モード３にする。 および D.2 当直課長は、モード５にする。	１２時間 ５６時間

※４：燃料油サービスタンクの貯油量（保有油量）が制限値を満足していない場合を含む（以下、本条において同じ）。

（ディーゼル発電機　－モード１、２、３および４以外－）

第　８０　条　モード１、２、３および４以外において、ディーゼル発電機は、表８０－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード１、２、３および４以外において、１ヶ月に１回、ディーゼル発電機について以下の事項を実施する。

(a) ディーゼル発電機を待機状態から起動し、無負荷運転時の電圧が 6,900±345 V および周波数が 60±3 Hz であることを確認する。

(b) 燃料油サービスタンク※1の貯油量を確認する。

３．当直課長は、ディーゼル発電機が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表８０－３の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

※１：燃料油サービスタンクとは、１号炉および２号炉については燃料サービスタンク、３号炉および４号炉については燃料油サービスタンクをいう（以下、本条において同じ）。

表８０－１

項　　目	運転上の制限
ディーゼル発電機	(1) ディーゼル発電機２基が動作可能であること※2※3 (2) (1)のディーゼル発電機に対応する燃料油サービスタンクの貯油量が表８０－２に定める制限値内にあること※4

※２：ディーゼル発電機の予備潤滑運転（ターニング、エアラン）を行う場合、運転上の制限を適用しない。

※３：ディーゼル発電機には、非常用発電機１基を含めることができる。非常用発電機とは、所要の電力供給が可能なものをいう。なお、非常用発電機は複数の号炉で共用することができる。

※４：ディーゼル発電機が運転中および運転終了後の２４時間は、運転上の制限を適用しない。

表８０－２

項　目	制　限　値	
	１号炉および２号炉	３号炉および４号炉
燃料油サービスタンク貯油量（保有油量）	0.88 m^3 以上	0.95 m^3 以上

表８０－３

条　件	要求される措置	完了時間
A. ディーゼル発電機２基および非常用発電機１基のうち、２基以上が動作不能※５である場合	A.1 原子燃料課長は、照射済燃料の移動を中止する※６。 および A.2 当直課長は、１次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。 および A.3 当直課長は、ディーゼル発電機２基および非常用発電機１基のうち、少なくとも２基を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※５：ディーゼル発電機の燃料油サービスタンクの貯油量（保有油量）が制限値を満足していない場合を含む。

※６：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

（非常用直流電源　－モード１、２、３および４－）

第８２条　モード１、２、３および４において、非常用直流電源（蓄電池および充電器）は、表８２－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 発電室長は、定期検査時に、非常用直流電源の健全性を確認する。

(2) 当直課長は、モード１、２、３および４において、１週間に１回、浮動充電時の蓄電池端子電圧が 127.1 V 以上であることを確認する。

３．当直課長は、非常用直流電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表８２－２の措置を講じる。

表８２－１

項　目	運転上の制限
非常用直流電源	２系統（蓄電池および充電器※1）が動作可能であること

※１：充電器とは、充電器または予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能とみなす（以下、本条において同じ）。

表８２－２

条　件	要求される措置	完了時間
A. 非常用直流電源１系統の蓄電池または充電器が動作不能である場合	A.1 当直課長は、当該機器を動作可能な状態に復旧する。 および A.2 当直課長は、残りの非常用直流電源が動作可能であることを確認する。	１０日 速やかに
B. 非常用直流電源１系統の蓄電池および充電器が動作不能である場合	B.1 当直課長は当該機器を動作可能な状態に復旧する。	２時間
C. 条件ＡまたはＢの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 当直課長は、モード３にする。 および C.2 当直課長は、モード５にする。	１２時間 ５６時間

（非常用直流電源　－モード５、６および照射済燃料移動中－）

第８３条　モード５、６および照射済燃料移動中において、非常用直流電源（蓄電池および充電器）は、表８３—１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直課長は、モード５、６および照射済燃料移動中において、１週間に１回、浮動充電時の蓄電池端子電圧が 127.1 V 以上であることを確認する。

３．当直課長は、非常用直流電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表８３－２の措置を講じるとともに、照射済燃料の移動を中止する必要がある場合は、原子燃料課長に通知する。通知を受けた原子燃料課長は、同表の措置を講じる。

表８３－１

項　目	運転上の制限
非常用直流電源	所要の設備の維持に必要な非常用直流母線に接続する系統（蓄電池および充電器※1）が動作可能であること

※１：充電器とは、充電器または予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能とみなす（以下、本条において同じ）。

表８３－２

条　件	要求される措置	完了時間
A. 所要の非常用直流電源の蓄電池または充電器が動作不能である場合	A.1 原子燃料課長は、照射済燃料の移動を中止する※2。	速やかに
	および	
	A.2 当直課長は、１次冷却材中のほう素濃度が低下する操作を全て中止する。	速やかに
	および	
	A.3 当直課長は、当該機器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに

※２：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

１．４電源喪失

〈4〉非常用ディーゼル発電機に対して実施された過去 3 年間のサベイランス試験の結果を提示して下さい。信頼性（故障率）に対しては、どのように評価していますか。

＜当社の回答＞

当社の原子力発電所に設置している非常用ディーゼル発電機について過去 3 年間（平成 21～平成 23 年度）に実施した保安規定要求のサーベランス試験においては、すべて保安規定の要求事項を満足しています。

上記のとおり、これまでの実績からも非常用ディーゼル発電機については、十分な信頼性を有していると考えています。また、故障率に関しては、これまでの国内の運転実績から算出した結果、起動デマンドに対して、1.5×10^{-3}（1/デマンド）、起動後の運転継続に対して 9.5×10^{-5}(1/時間)となっています。

1.4　　電源喪失

〈5〉直流電源系統の設計について、電源バスの上流と下流にある充電器、バッテリー、各分電パネル、インバーターなどと共に、途中のフューズやブレーカーの容量が示された詳細な単線結線図を見せて頂くことは可能でしょうか。

＜当社の回答＞

当社の商業機密を含む資料であることから、開示を差し控えさせていただきます。

1.5　　最終排熱（UHS）の喪失

<1> UHS、非常用ディーゼル発電機、直流電源の間には、複雑な相互関係があると理解されます。例えば、

- UHS による非常用ディーゼル発電機への冷却水の供給、非常用ディーゼル発電機から UHS への給電のような相互依存性。
- 直流電源による非常用ディーゼル発電機燃料ポンプの給電、非常用ディーゼル発電機の交流電源による直流電源バッテリーへの充電のような相互依存性。
- 交流電源系のブレーカーの開閉操作への直流電源の供給。

などです。このような複雑な相互関係についてはしばしば潜在的な問題が見落とされがちですが、貴社はこのような問題に対し、過去にどのようなレヴューを行っていますか。反復的に再チェックを行っていますか。

＜当社の回答＞

ご質問中の相互依存性とは、ＵＨＳである海水ポンプ、非常用ディーゼル発電機、直流電源におけるそれぞれの相互関係である以下の３点と理解しています。

- 海水ポンプにより非常用ディーゼル発電機へ冷却水を供給。非常用ディーゼル発電機による交流電源を、海水ポンプモータへ供給。
- 直流電源により、非常用ディーゼル発電機の始動用の電磁弁に電源を供給、始動用の電磁弁が開放することにより始動用の圧縮空気がディーゼル機関に送られ、非常用ディーゼル発電機が起動、起動後はディーゼル機関に直結している燃料ポンプより、ディーゼル機関に燃料を供給。非常用ディーゼル発電機により交流電源を供給し、この電源を直流に変換し、直流電源を供給するとともにバッテリを充電。
- 海水ポンプのように交流電源で動作する機器のブレーカーの開閉装置へは直流電源が供給。

プラント建設時には、上記の相互依存性が設計通り動作することを使用前検査等で確認しています。

運転開始以降のプラント運転においては、海水ポンプ、非常用ディーゼル発電機、直流電源の３設備が相互に関係する事象に対して、これらが設計通り動作し、健全性が確保されていることを、毎定検時に確認しています。

１．６　その他の過酷事故対応

〈1〉地震、又は津波の影響が同時に複数ユニットにおいて発生し、それぞれにおいてSBOやUHS喪失が発生する場合の対応能力の増強についてはどのように考慮していますか。

＜当社の回答＞

今回の大飯発電所３、４号機のストレステストの評価においては、発電所にある４つのユニットすべてが同時にSBO, LUHSになることを前提としており、必要な水量、燃料、電源車、消防ポンプ、要員等は４ユニットそれぞれについて準備を行っていることを考慮して評価しています。

1.6　その他の過酷事故対応

〈1〉地震、又は津波の影響が同時に複数ユニットにおいて発生し、それぞれにおいてSBOやUHS喪失が発生する場合の対応能力の増強についてはどのように考慮していますか。例えば、以下についてはどのように備えていますか。

① 緊急対策室の設備。(地震、津波に対する耐性。放射線に対する遮蔽能力。電気、空調、通信〔電話回線 - 有線、衛星〕、収容スペース、食料、水。)

＜当社の回答＞

美浜発電所、高浜発電所および大飯発電所の緊急時対策所は以下のような仕様となっています。なお、地震・津波に対しては、止水策を施すとともに、万一、緊急時対策所が使用できない場合には、中央制御室付近などの安全な場所に移動し、緊急時対策本部機能を確保するよう、移動可能な通信設備等を備えています。

	美浜発電所	高浜発電所	大飯発電所
地震の耐性	・建築基準法に基づく必要保有水平耐力の 1.5 倍を確保 ・機器の転倒防止策等実施 ・入口扉を二重化		
津波の耐性	設計想定津波について耐性あり*1		
遮蔽能力	地下構造であり、十分な遮蔽能力がある。		
電気	プラント非常用電源から受電している*2		
空調	ヨウ素除去フィルタを設置している。		
通信	公衆回線、携帯電話、衛星携帯電話、衛星電話、社内 PHS、社内 IP 通信(E メール、TV 会議等)、移動式通話装置、ページング、衛星 IP 通信装置などを備えている。		
スペース	約 300m²	約 300m²	約 280m²
食料	従業員数(約500名)が2日間滞在できる数量を確保。		
水			

*1 免震構造の緊急時対策所を設置予定。

*2 免震構造の緊急時対策所には独立した非常用電源を設置予定

1.6　その他の過酷事故対応

<1> 地震、又は津波の影響が同時に複数ユニットにおいて発生し、それぞれにおいてSBOやUHS喪失が発生する場合の対応能力の増強についてはどのように考慮していますか。例えば、以下についてはどのように備えていますか。

② SBOやUHS喪失に対応するための電源車、消防自動車配備台数。ディーゼル駆動の消火ポンプ、ホース、バッテリー、DC-DCコンバーターなどの員数。それらを格納する倉庫の照明、消火設備（火災報知機、スプリンクラー）、耐震性。

＜当社の回答＞

全交流電源喪失や最終ヒートシンク喪失への対応のために、追加配備している電源や消防ポンプは以下のとおりです。４ユニット同時の全交流電源喪失等発生に対応できる電源容量の確保や予備を含む十分な数の消防ポンプ、ホース等の配備を行っています。（震災前から設置されている本設備となる非常用ディーゼル発電機や蓄電池を除く。）

○電源関係

・震災対策で新たに設置した空冷式非常用発電装置

美浜発電所：５台、高浜発電所：８台、大飯発電所：８台

・電源車

美浜発電所：１台、高浜発電所：１台、大飯発電所：２台

・全交流電源喪失等の対応用に追加配備したバッテリー、コンバータはなし。

○給水関係

・消防ポンプ（炉心および使用済燃料ピットへの冷却水供給用）

美浜発電所：３２台、高浜発電所：７５台、大飯発電所：８７台

・消防ホース（炉心及び使用済燃料ピットへの冷却水供給用）

美浜発電所：２７８本、高浜発電所：６１７本、大飯発電所：６７０本

○消防自動車 については、各発電所で化学消防車、水槽付ポンプ車を、各１台配備

全交流電源喪失時や最終ヒートシンク喪失時の給水対応用の消防ポンプおよび消火ホースは、地震、津波の影響を受けない発電所内の高所にある機材保管場所に、落下するなどして損傷することがないよう保管しています。夜間、全交流電源喪失時等に保管場所の照明が機能しない場合でも、対応要員が、配備された非常用のヘッドライトやハンドライトにより対応できるようにしています。また、各保管場所には給油の際の火災に備えて消火器を配備しています。

1.6　その他の過酷事故対応

〈1〉地震、又は津波の影響が同時に複数ユニットにおいて発生し、それぞれにおいてSBO や UHS 喪失が発生する場合の対応能力の増強についてはどのように考慮していますか。例えば、以下についてはどのように備えていますか。

③　ERSS の伝送能力は十分ですか。伝送方式は、モデム式ですか、VPN 式ですか。

＜当社の回答＞

ERSS データ伝送は、ERSS 側が必要とする「止める、冷やす、閉じ込める」に関する原子炉のデータ等について、常時伝送しており、伝送能力は十分あるものと考えています。

伝送方式は IP プロトコル通信で、国の IP ネットワークに接続しています。このネットワークは国の資料によると VPN 方式となっています。

1.6　その他の過酷事故対応

〈2〉地震や停電による放射線防護設備（呼吸保護具〔自給式呼吸保護具の充填用コンプレッサーも含む〕、KI、ホールボディカウンター、線量計〔充電器も含む〕）、モニタリング・ポスト、放射線分析装置（ゲルマニウム半導体測定器、液体シンチレーション・カウンターなどを含む）、気象塔などの損壊や稼働停止には対応出来ますか。

＜当社の回答＞

放射線防保護具は定検等で使用するため普段から十分な量を保有しています。また、測定器類も乾電池式のものが幅広く使用されているため、地震・津波等の災害時にも幅広く調達や使用が可能です。さらに、環境中の放射能を測定するため移動可能なモニタ車を備えており、線量率、空気中放射性物質濃度、気象条件が測定可能です。

上記に加え、より確実に対応するため以下の対策を実施しました。

- 充電器が必要な線量計については小型発電機を備えました。
- 普段から一定数量以上の資機材を保有し、有事の際には原子力事業者間で融通する仕組みを充実しました。
- モニタリングポストは無停電電源装置を備え、さらに小型発電機を備えました。
- ホールボディカウンター以外にも内部被ばくを迅速にスクリーニングする方法を定めました。
- ゲルマニウム半導体検出器などの計測器類は原子力事業者間で融通する仕組みを充実しました。

1.6　その他の過酷事故対応

〈3〉使用済燃料プールの損壊のシナリオにおいては、漏洩率がポンプの給水容量を上回り、使用済燃料を頂部まで冠水出来ない場合も考慮しなければなりませんが、そのような場合の対応策はありますか。水漏れが続く使用済燃料プールの漏洩を抑え、最終的に止めるまでの修理のプランはありますか。実証は行っていますか。

＜当社の回答＞

使用済燃料ピットは、地震時にも健全性が維持できるよう耐震Ｓクラス設備に分類されており、使用済燃料ピットが設置される補助建屋については、基準地震動Ss に対して耐震安全性が確保できることを確認しています。ストレステストにおいては、基準地震動 Ss を超える地震に対して十分な耐震裕度が確保できていることを確認しています。（大飯３，４号機ではＳｓ の２倍の耐震裕度を有することを確認しています。）

なお、使用済燃料ピット上で使用済燃料を扱う燃料ピットクレーンが基準地震動に対して転倒や落下等が起こらないことを確認していますので、これが使用済燃料ピットの保水能力に影響を及ぼすものではありません。また、使用済燃料ピットに接続される配管は、万一破損しても保管中の使用済燃料が露出せず、その上部に遮へい上も十分な水位が保てるような高さ位置に設置するよう設計しています。

その上で、使用済燃料ピットの冷却系統の機能喪失時に備えた水の補給を行う方法として、耐震Ｓクラスの燃料取換用水タンクから水を供給できる系統がある他、緊急安全対策として、１次系純水タンクからの給水や消防ポンプにより淡水タンクの水や海水を使用済燃料ピットへ供給できるよう対応を強化しています。

１．６　その他の過酷事故対応

〈4〉使用済燃料プールの水位が著しく低下した後で、安全に水位を確認するための手段はありますか。

＜当社の回答＞

事故時における使用済燃料ピットの水位維持のための手段を多数確立しており、使用済燃料ピットの水位が著しく低下することはありません。

なお、使用済燃料ピットの水位確認については、以下のとおり多様な手段を設けています。

- 中央制御室において、全交流電源喪失時にも使用可能となるように非常用の電源系統から電力を供給している水位計により確認することができます。
- 使用済燃料ピットには中央制御室で確認できるカメラを設置しています。
- 使用済燃料ピットに配備している携帯型の水位計により確認することができます。
- さらに万一を考慮し、燃料頂部まで監視可能な安全系から給電する広域水位計の追加設置を順次実施中です。

１．６　その他の過酷事故対応

〈5〉漏洩の続く使用済燃料プールへの補給水は、淡水ですがホウ酸水ですか。淡水が使われる場合の再臨界の危険性に対する解析は行われていますか。

＜当社の回答＞

使用済燃料ピットへの補給水は、ホウ酸水、純水、淡水または海水による補給を考えています。

また、使用済燃料ピットについては純水で未臨界となることを確認しており、淡水、海水が補給される場合でも再臨界の危険性はありません。

1.6　　その他の過酷事故対応

〈6〉海水を水源として利用する場合、波浪の状況や台風などと関わりなく可能ですか。

＜当社の回答＞

取水口には防波堤が設置されていることや比較的穏やかな内海に面していることなどから、取水箇所において直接的な波浪の影響は小さいと考えています。また、台風に対しては、機材を固縛する等飛散防止対策を施すことにより対応可能です。

なお、取水箇所としては１箇所に限定されるものではなく、放水ピットなど他の箇所からの取水も可能です。

1.6　その他の過酷事故対応

〈7〉福島第一原子力発電所では、一部の防護柵が電源喪失と地震、津波の影響により、閉鎖されたままで動作不能となってしまい、消防自動車の移動を妨げ、初期の対応遅れの原因ともなっています。貴社の場合、対策は講じられていますか。

＜当社の回答＞

当社の電動駆動の防護柵については、電源喪失時等においても手動で開閉できる構造となっており、適切に開放することができます。防護柵の開放方法等に係る詳細については、核物質防護の観点から開示を差し控えさせていただきます。

なお、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、津波等により発電所敷地内に瓦礫が散乱するような状況になっても、迅速に瓦礫を撤去し、消防ポンプおよび消防ホース等を所定の場所へ円滑に設置させることできるよう、ホイルローダー等の重機類を配備しています。

1.6　その他の過酷事故対応

〈8〉緊急活動支援による所外−所内間の人員や物品の移動に関しては、通常時のセキュリティ管理が適用出来なくなる可能性があります。貴社は、そのような場合においても必要最小限のセキュリティ管理を維持しなければならないものと思われますが、マニュアルは整備されていますか。

＜当社の回答＞

構内の出入管理の方法については、通常時、緊急時の区別なく、警備員による顔写真付入門証等を用いた本人確認、持込物品の許可証との照合、車両チェック、爆発物等の不審物チェック等を実施することを社内標準に定めています。

1.6　その他の過酷事故対応

〈9〉過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

① 貴社、及び貴社の協力会社には、過酷事故が発生した際に現地に留まり、対応する意思のある従業員が十分いますか。そのことが、強制的でなく、各自の自由意思に基づくものであることを、どのようにして確認していますか。

＜当社の回答＞

過酷事故時における当社従業員および協力会社従業員による復旧作業等にあたっては、安全最優先の業務運営の下、法令等を遵守し、必要な防保護具・測定器の着用等を行った上で、安全に十分配慮して、計画的に行うこととしており、自由意志による高線量下作業等は想定していません。

また、協力会社については、原子力災害発生時に当社が実施する事態収拾活動の円滑な実施のため、契約ではなく協力要請を行う取決めを締結しています。取決めでは各社に対し、協力を要請する主要な項目を明確にし、平常時から活動に必要な体制・連絡体制の構築をお願いしています。各社においては、当社からの要請項目、要員の居住地、員数などを考慮し対応いただいています。

１．６ その他の過酷事故対応

〈９〉過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

② どの時間帯でも、消防自動車、電源車、ブルドーザーなどの特殊車両を運転出来る経験者が配置されていますか。

＜当社の回答＞

発電所構内には、特殊車両の免許や講習修了書を保有している要員が２４時間常駐しており、定期的に特殊車両の運転、操作の訓練を実施しています。

さらに、免許保有者、講習受講者を増やす予定です。

1.6　その他の過酷事故対応

〈9〉過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

③　現場での特定の行動のために配置される対応要員に対しては、高所、狭所、暗所に対する恐怖症がなく、冷静に行動出来ることを確認していますか。

＜当社の回答＞

実際の現場においては、現場で作業指示をする者がその場の環境や実際の作業員の状況を確認し対応することになるため、各作業員は適切に対応できます。

加えて、要求される作業に精通した対応要員を当社からの協力要請により配置していること、さらに、現在実際に対応する場所にて、夜間での訓練など、繰り返し訓練することで対応能力向上に努めています。

１．６　その他の過酷事故対応

〈9〉過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

④ 重傷者の扱いや応急的な救命処置に精通した職員は含まれていますか。

＜当社の回答＞

各発電所には、健康管理スタッフ（産業医、看護師）が勤務しており、負傷者が発生した場合、診察および応急処置を実施することになっています。

また、各課員に対し負傷者発生時の初期対応ができるよう救急処置に関する教育を実施しています。

１．６　その他の過酷事故対応

〈9〉過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

⑤週末、深夜などでも、所外からの支援を期待せずに対応することは可能ですか。

＜当社の回答＞

緊急時の対応要員として運転員、現場の指揮、消防など初動に必要な要員を発電所内に常駐させています

なお、本年４月末を目途に要員については、必要な人員に加え余裕を持った人員を確保いたします。

1.6　その他の過酷事故対応

〈9〉 過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

⑥ 酷暑期、寒冷期、積雪時、台風、落雷の危険のある時などの厳しい条件下でも対応することは可能ですか。

＜当社の回答＞

実際の現場においては、現場で作業指示をする者がその場の環境や実際の作業員の状況を確認し、台風や落雷の危険のある時など状況に応じて、適切に対応できます。

なお、実際の現場において、夏季、冬季、積雪時などの環境下で、繰り返し訓練することで対応能力向上に努めています。

１．６　その他の過酷事故対応

〈9〉 過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

⑦ パンデミックにより、重要な役割を担う職員の多数が欠勤する場合については、対応策が規定されていますか。

＜当社の回答＞

新型インフルエンザの発生、流行時においては、原子力部門が行うべき対応の的確かつ迅速な実施を目的として、 原子力部門インフルエンザ対策通達を制定しています。

具体的には、第３段階（感染拡大期/まん延期/回復期）以降の業務運営への影響を政府のガイドラインに従い、「従業員の最大 40%が休務、流行が 8 週間継続する」ものと想定し、「対策本部」を設置することとし、継続業務の抽出、各事業所の入館制限、従業員およびその家族の健康状態管理ならびに資機材等の確保等の業務運営の取扱いを確立しています。

１．６　その他の過酷事故対応

〈9〉過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

⑧ 福島第一原子力発電所では、津波によるマンホールの蓋の浮き上がりが発生し、復旧時の危険を増す要因になっています。貴社の場合、対策は講じられていますか。

＜当社の回答＞

大飯発電所において、雨水排水管（集水枡）からの津波による浸水を防ぐ目的で止水弁を設置しています。

１．６　その他の過酷事故対応

〈9〉過酷事故対応においては、貴社、及び貴社の協力会社の従業員による統率のとれた献身的行動が求められます。又、遂行が期待されている任務の種類によっては、体力や個人の特殊能力も求められます。一方、事故発生時の状況によっては、その遂行がより困難になる場合も考えられます。以下については、どのように考慮されていますか。

⑨足場のない高所などがないか点検を行い、危険を減らす対策は十分に講じられていますか。現場が著しい高温になる可能性を考慮し、対応要員に体力的に無理な対応を求めていないか確認をしていますか。

＜当社の回答＞

通常時には、各作業場所における労働安全に係るリスク評価を実施し、未然にリスクを共有するとともに、作業員には作業リスクを認識させ、改善が必要と評価されれば現場の設備を改善した上で、無理をして作業をしないよう労働安全衛生マネジメントシステムを導入し、安全を最優先して作業するよう指導しています。

また、作業時における体調不調等が発生した場合も想定して、本年４月末を目途に初動要員に必要な人員に対し余裕を持った人員を確保いたします。

1.7　　二次評価のアプローチ

〈1〉 今後の二次評価においては、地震PSA、津波PSAに基づくより定量的な評価も行われるものと期待されますが、その場合、まずはそれぞれに対する確率論的地震ハザード解析（PSHA）、確率論的津波ハザード解析が出発点になると思います。貴社は、どのような手法に基づいて、地震と津波の設計基準値に対応する予想超過頻度を決める考えですか。例えば、一次評価において用いた地震の設計基準であるベースマットにおける700galと津波の設計基準値である2.85mに対しては、どのような手法によって予想超過頻度を決めますか。又、もしそれらが、例えば10^{-5}/年を超えるような大きな値である場合には、設計基準値の見直し（引き上げ）を行いますか。

＜当社の回答＞

昨年７月２１日に原子力安全・保安院からストレステストの二次評価の実施項目について、地震ＰＳＡや津波ＰＳＡの知見等を踏まえて評価することが示されていますが、具体的な評価方法については、現在、検討中です。

なお、地震ハザード解析、津波ハザード解析の実施については、日本原子力学会の規格基準を参考に実施していくことを検討しております。

１．７　二次評価のアプローチ

〈2〉 貴社がこれまで内部事象によるリスクに対して実施した PSA の評価結果を提示してください。各ユニットに対して、ATWS、LOCA、SBO、LUHS などがどのような比率になっているか示してください。貴社が発表する二次評価による地震 PSA、津波 PSA の結果は、これらの内部事象の PSA の評価結果とも比較出来るものであると考えて良いですか。

＜当社の回答＞

今回のストレステストにおいては、今般実施した緊急安全対策の有効性評価を含め、決定論的な手法を用いてクリフエッジ評価を実施したものであり、確率論的安全評価（PSA）は実施していません。

なお、当社において実施した内部事象 PSA の評価結果(CDF)ならびに、ATWS、LOCA、SBO、LUHS の４つの事象を伴う事故シーケンスの発生頻度の全 CDF に対する各比率については、下表のとおりです。また、ストレステストの二次評価の評価内容については、現在検討中です。

表：全 CDF に対する ATWS,LOCA,SBO,LUHS が含まれる事故シーケンスの比率

事象	美浜 1 号機 (H19)	美浜 2 号機 (H23)	美浜 3 号機 (H18)	高浜 1/2 号機 (H16)	高浜 3/4 号機 (H23)	大飯 1/2 号機 (H20)	大飯 3/4 号機 (H19)
ATWS	約 2%	約 12%	約 3%	約 4%	約 17%	約 3%	約 0.4%
LOCA	約 90%	約 81%	約 82%	約 79%	約 77%	約 92%	約 86%
SBO	約 1%	約 4%	約 1%	約 1%	約 4%	約 1%	約 1%
LUHS	約 1%	約 13%	約 2%	約 2%	約 21%	約 2%	約 2%
CDF	3.0×10^{-7}	1.9×10^{-7}	3.7×10^{-7}	3.4×10^{-7}	1.4×10^{-7}	2.8×10^{-7}	1.3×10^{-7}

※カッコ内は至近の公表時期。高浜 1/2 号機を除くプラントは定期安全レビューにて公表
高浜 1/2 号機は、アクシデントマネジメント整備後 確率論的安全評価報告書にて公表

注）各事象が含まれる事故シーケンスの割合を合計した場合に 100%を超えているのは、複数の事象が含まれるシーケンス（例えば、SBO も LUHS も発生するようなケース）は、それぞれの事象に含めて整理し、比率を評価しているためです。

2.1　　火災

〈1〉中央操作室で火災が発生し、プラント運転員が同室から脱出しなければならなくなった場合には、プラント運転員は、遠隔停止操作パネルまで移動して安全停止操作を行うことになります。しかし最近、そのような操作を行うまでの間に、火災によるケーブル損傷によって惹き起こされる安全停止設備の誤動作によって、これが妨げられてしまう可能性が複数のプラントで指摘されています。貴社の場合、そのような潜在的な問題に対するレヴューは、十分に行われていると思いますか。

＜当社の回答＞

NRC　INFORMATION　NOTICE　92-18では、電動弁の電源回路に過負荷トリップ装置が設置されていない回路構成となっているプラントが米国のワシントン原子力発電所２号機などで見受けられることを指摘しています。

そのような発電所の中央制御室で火災が発生し、火災による中央制御盤内でのホットショートや電動弁のトルクスイッチ回路のホットショートを想定すると、電動弁が開から閉方向へ作動した場合に電源が切れずに弁本体がダメージを被ることがあります。その場合、運転員が中央制御室から退避盤へ移動しても弁本体がダメージを受けていることから安全停止機能に支障が生じることがあると指摘されています。

当社原子力発電所においては、すべての電動弁について過負荷トリップ装置が設置されており、前述のような潜在的な問題がないことを確認しています。

このように、NRCからの情報等についても適切にレビューできているものと考えておりますが、今後も引き続きレビューしてまいります。

2.1　　火災

〈2〉電気品の動力用と制御用、計測制御設備の信号伝送用に布設されているケーブルについては、安全系か非安全系を問わず、全て仕様が把握され、耐火性や燃焼特性（可燃性か難燃性か、熱硬化性か熱可塑性か、有毒ガスを発散するか否かなど）が明らかになっている必要があります。そのようなトレーサビリティは、管理されていますか。

＜当社の回答＞

実用上可能な限り難燃性ケーブルを使用することとしており、それらは、調達要求上明確にしております。また、大飯発電所３、４号機、高浜発電所３、４号機以前のプラントについては、難燃性ケーブルを使用していなかったものがあったことから、延焼の恐れのあるケーブルトレイのケーブルには延焼防止剤を塗布しています。なお、それらについても、ケーブル引き換え時には難燃性ケーブルを使用することとしております。

２．１　火災

〈３〉火災発生時に所外の消防署からの支援を要請する場合、地震や洪水などによるアクセス道路の遮断の可能性をどのように考慮していますか。所外の消防署員が使用する消火活動用の用具（ホースやノズルなど）が、発電所内の設備と接続することは確認していますか。

＜当社の回答＞

アクセス道路の遮断による公設消防隊の到着の遅れを考慮し、発電所構内に自衛消防隊を２４時間常駐させ、化学消防車、泡原液運搬車、水槽車等の消防設備を配備しており、消火訓練、教育を実施しています。

発電所構内の消防設備はすべて消防検定品を採用しており、公設消防隊が所有している消火活動用の用具との接続は可能です。

また、公設消防隊との合同訓練時に消火活動ができることを確認しています。

２．１　火災

〈４〉所外の消防署からの支援を得るまでに長時間を要する場合、貴社の自衛消防隊は、自力でどこまで主変圧器の大規模火災やスイッチギアの HEAF による火災などに対応出来ますか。危機的な状況に陥る恐れがある場合、所外の消防署が貴社の緊急事態に優先的に対応してくれることについては、合意は得られていますか。

＜当社の回答＞

発電所には様々な火災に対応できるよう化学消防車、泡原液運搬車、水槽車等を配備しています。

また、主変圧器の大規模な火災を想定した実火訓練、泡消火訓練・教育を行うとともに、電気室における消火活動についての教育も実施しています。

公設消防隊との優先的な対応の合意はありませんが、合同の消防訓練を実施するなど日ごろより連携を強化しています。

2.1　　火災

〈5〉消火用水の使用が多目的化され、実際の消火活動と、使用済燃料プールへの補給水の供給などとが競合してしまう場合は想定していますか。

＜当社の回答＞

全交流電源喪失等の事故時の緊急安全対策では、炉心や使用済燃料ピットへの給水源の一つとして、消火栓からの水を使用できるよう対応を強化していますが、全交流電源喪失等の事故時には、発電所の消火活動に消火栓からの水を用いない対応が確立できています。

具体的には、ＳＢＯ対応用の資機材となる消防ポンプとは別に発電所に配備されている化学消防車、水槽車により消火活動を行います。

2.2　台風

〈1〉米国の原子力発電所の設計基準では、襲来するハリケーンに対しては 10,000,000 年に 1 回の規模として設定しており、最も厳しい場合（フロリダ半島南端付近）の条件は、風速 130m/s で、車体重量 1,810kg の自動車が 93.6m/s の速度でミサイル化して衝突する場合となっています。今般の原子力安全・保安院からの指示による「ストレス・テスト」では、求められてはいませんが、仮にこのような基準を貴社の発電所に適用した場合、或いは数値を修正して適用した場合であっても、次のようなシナリオについての評価とそれに応じた対応が必要になるものと思われます。状況次第では、地震や津波の脅威にも匹敵すると思われます。

＜当社の回答＞

日本において原子炉を設置する際には、発電用軽水型原子炉の設置許可申請を行い、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下「審査指針」と言う。）に基づき設計の妥当性を審査されます。

自然現象に対する要求についても以下のとおり審査指針において明確にされており、当社原子力発電所はその指針に基づき、妥当であると判断されたものです。

（審査指針）　指針２．自然現象に対する設計上の考慮

１．　（省略）

２．　安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

上記のとおり、「予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力」を考慮するよう求められていますが、現状、日本では米国の 10,000,000 年に 1 回といった確率論的な想定ではなく、観測結果を踏まえた合理的な想定のもと、施設の設計を行っています。なお、台風に付随した自動車の衝突等は考慮しておりません。

（以下参考）

設置許可申請書においては、原子炉を設置しようとする場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書（添付書類六）や原子炉施設の安全設計に関する説明書（添付書類八）が要求されており、具体的には以下のとおりです。

- 添付書類六では、気象について、気象官署や敷地での観測結果がまとめられています。
- 添付書類八では、強度設計の基本方針として、発電所の建物、構築物、機器、配管およびそれらの支持構造物は、自重、内圧、外圧、地震荷重等の条件に対し、十分な強度を有し、かつ、その機能を維持できるように設計することとしています。

なお、災害発生時の対応能力のさらなる強化として、平成２４年３月２３日には初動体制等に係る追加安全対策を公表しており、その中で、初動要員の増強、協力会社による支援体制の構築、災害対応資機材の充実等をあげています。

2.3　セキュリティ対応（カウンター・テロ）

<1> 民間航空機を使ったテロ攻撃、大量の爆薬や殺傷能力の高い武器（兵器）が自爆テロリストによって使われる脅威に対する対処については、現状、規制要件はありません。

① 貴社は、この問題に対する諸外国（米、欧）での対応状況を把握していますか。“B.5.b 対応” の必要性について、貴社はどのように考えますか。

② 貴社は、この問題に対し、今後関係機関と連携して対策を検討していく積りですか。

＜当社の回答①②＞

我が国に対する核物質防護上の様々な脅威に関しては、規制機関（経済産業大臣）が、脅威者の特性（想定される武器の破壊力等）を治安機関と協議した上で、設計基礎脅威として策定し、その内容を事業者に提示しています。なお、設計基礎脅威の内容に関しては、核物質防護の観点から開示を差し控えさせていただきます。

事業者は、規制機関（経済産業大臣）が策定した設計基礎脅威に対して、適切な防護措置を実施するとともに、事業者が講じた防護措置の適切性について、定期的に規制機関（経済産業大臣）による検査を受けています。

米国が策定したB.5.bについては、プラントに大きな喪失を想定した際の炉心冷却等の維持・復旧の方策を要求するものであり東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ実施した緊急安全対策と類似した対応を含むものと認識しています。

この問題に対し、米国でも今回の事故を受けて関連した検討を進めている状況であることから、その動向も踏まえたうえで、必要に応じ、関係機関と連携して適切に対処してまいります。

2.3　　セキュリティ対応（カウンター・テロ）

〈2〉サイバー・テロに対する防衛についても、現状、我が国には規制要件がありません。貴社は、最近発生した事例を鑑み、この問題に対する諸外国（米、欧）での対応状況を把握し、自主的な対応を開始し、運用していますか。

＜当社の回答＞

従来から、原子炉を制御するシステムについて、社外のみならず社内の情報処理システムからも遮断するとともに、同システムにアクセスする者を厳重に制限することやメーカー独自のプログラムを導入するなど、サイバー・テロに対して適切に防衛措置を行っています。

昨年発生した三菱重工業のコンピュータウィルス感染など、サイバー・テロに関する事例については規制機関および他の原子力事業者とも連携して情報把握に努めており、今後も、引き続き、規制機関等と連携してサイバー・テロ対策について、万全を期してまいります。

なお、サイバー・テロに対する防衛については、平成２３年１２月の法令改正（実用炉規則の一部改正）において、新たに法令要求事項として規定されました。

2.3　セキュリティ対応（カウンター・テロ）

〈3〉 貴社は、一般公衆やメディアからの情報開示の要求を受けた場合であっても、それに応じることがセキュリティ上の理由から、これを拒否しなければならない事情が発生します。しかし一方、その権利を乱用した場合には隠蔽性が疑われ、不審に思われます。貴社は、情報開示の要求を受けた場合でもそれを「セキュリティ上の理由」から拒否する際のガイドラインをどのように規定していますか。10CFR73.22項にあるような具体的な項目のリストがあれば提示して下さい。

＜当社の回答＞

核物質防護に関する情報管理に関しては、法令(注)に基づきこれを適切に実施することが求められており、このため、社内ルールを定めて情報管理を行っています。

当社における核物質防護に関する情報の具体的な項目については、核物質防護の観点から開示を差し控えさせていただきますが、基本的に、平成16年12月に、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子力防災小委員会において取りまとめられた「原子力施設における核物質防護対策の強化について」に記載されている内容に基づいて、核物質防護に関する情報管理を行っています。

(注)「実用炉規則第１５条の２」

特定核燃料物質の防護のために必要な措置に関する詳細な事項は、当該事項を知る必要があると認められる者以外の者に知られることがないよう管理すること。

2.3　セキュリティ対応（カウンター・テロ）

〈4〉 貴社は、貴社の原子力発電所のセキュリティ関係の情報に携わる社員、及び当該業務を請け負う協力企業の従業員に対し、厳格な身元調査（当局による犯罪歴調査を含む）や指紋登録などを実施し、定期的に更新を行っていますか。そのような身元調査はどこが実施していますか。そのような社員や協力企業の従業員が、就業期間中と退職後に情報を漏洩させないことや、万一意図的に漏洩した場合の処分について厳格に定めた法的に有効な文書を取り交わしていますか。

＜当社の回答＞

核物質防護に関する情報に携わる社員および当該業務を請け負う協力会社の従業員については、必要最小限に限定し「秘密保持義務者」として当社および協力会社がそれぞれ指定しています。

秘密保持義務者として指定する際には、必要な教育を実施するとともに、人事異動もしくは退職指定解除後も継続して、正当な理由なく業務上知り得た核物質防護に関する情報を関係者以外に漏らさないことなどを約束する確約書に署名・捺印の上、所属する会社に提出させています。

なお、秘密保持義務者の指定および解除に関する状況については、当社および協力会社におけるそれぞれの核セキュリティを所管している部署で一元管理しています。

また、上記の協力会社については、情報管理等に関する適合性を確認した上で、万一意図的に漏えいした場合の処分等について、秘密保持に関する覚書等を取り交わしています。

個人の身元確認については、写真付公的身分証明書等により、厳格な本人確認を実施しているところですが、信頼性確認制度の法的な整備がなされていない現状では、ご指摘のような特別な身元確認はできません。

しかしながら、平成24年3月に原子力委員会原子力防護専門部会において取りまとめられた「我が国の核セキュリティ対策の強化について」において、「信頼性確認制度を導入することを目指して、具体的な制度についての議論を開始すべきである」旨が明記されたことから、今後、国が主体となって、信頼性確認制度に係る法整備等の検討が進められていくものと理解しており、事業者としてはこれに積極的に協力するとともに、制度が導入された際には、同制度に基づく厳格な身元確認について、適切に対処してまいります。

就業期間中と退職後に社員が情報を漏えいさせないことや、万一漏えいした場合の処分等については、就業規則等で明確にしています。

また、協力会社との間では、契約条件として「情報漏えいなきよう管理する条項」

および「万一、情報漏えいがあった場合において、措置や損害賠償を行う条項」を書面により取り交しています。

2.4 緊急対応

〈1〉 貴社は、様々なシナリオに沿って想定される原子炉事故、又は、使用済燃料プールの事故が発生した場合の再臨界性や事故進展状況をリアル・タイムで解析するための最新のプログラム（MELCOR、MAAP またはこれらに相当する信頼性が国際的に認められた解析コード）を整備し、それらを使いこなせる複数の技術者を各原子力発電所に配置していますか。現在未整備である場合、今後の計画を示して下さい。

＜当社の回答＞

MAAP コード等の解析コードを使用する必要がある場合には、解析コードのライセンスを保有するプラントメーカーと協力し、必要な解析や評価を行うことで発電所を支援することにより対応します。

また、原子力安全システム研究所も MAAP を保有し、これを活用できる技術者を配置してシビアアクシデントに係る検討や防災対応の支援ができる体制をとっています。

プラントメーカーとの協力体制については、今回、東京電力福島第一原子力発電所事故を受けたソフト面の対策として、プラントメーカーの緊急時体制の整備として、技術者の若狭地区への常駐、およびこの要員による緊急時初期対応支援体制を確立（※）し、強化を実施しています。

なお、当社自らがプラントの状態を理解して対応するため、技術系事故対策要員に対して、従来から実施している MAAP 解析を含むアクシデントマネジメント教育の充実を図る予定（平成 24 年度開始予定）です。

（※）若狭原子力統括センター（平成 24 年 2 月 1 日設置、11 名）、三菱緊急時原子力安全対策センター（技術者 500 名以上）

放射能の拡散が発電所外に及ぶ場合の周辺住民に対する影響評価のための解析コードには MACCS2 がありますが、貴社はこのような解析コードを各原子力発電所に対して導入し、それを使いこなせる複数の技術者を配置していますか。現在未整備である場合、今後の計画を示して下さい。

＜当社の回答＞

拡散影響評価ツールについては、米国ＮＲＣで使用している RASCAL をベースとし

たＲ－Ｃｕｂｉｃ（アール・キュービック）というシステムを開発し、各発電所に備え付けています。このシステムについては、各発電所が行う原子力防災訓練で、当社社員が自ら使用して「全身の外部被ばくによる予測線量の最大地点」、「甲状腺の予測線量の最大地点」および「方位・距離・被ばく予測線量」の評価を行い、習熟度を高めるよう努めています。

２．４　緊急対応

〈2〉貴社の各原子力発電所の緊急対応マニュアルには、格納容器ベントを行った場合に、周辺地域にどのように放射性物質の拡散が起こり放射線量率の上昇に寄与するかのマップを作成して関係機関に送付するという手順が含まれているものと推測します。又、この作業を迅速に行うためのソフトウェアの入ったコンピューターを所持しているものと推測します。

①　関係機関に対しては、どのような様式を使うことにしていますか。

②　風向＝北北東（風の流れる方向は南南西）、風速＝1.5m/s、大気安定度＝F、ソースターム＝仮想事故規模、その他のインプットは任意、としたときの、1時間後、3時間後、5時間後の等線量率マップを作成して提出して下さい。

③　上記②の作業には、どれだけの時間が掛かりましたか。

④　気象塔が損壊、或いは、停電や信号ケーブルの断線などにより、風向、風速の情報が直ぐに得られない場合の対応は決まっていますか。

＜当社の回答＞

①　ＰＷＲには格納容器ベントが不要なため、対応した緊急時対応マニュアルはありませんが、放射性物質の放出が予想される事態（例えば原子力災害対策特別措置法第１５条に定める事象の発生）となった場合においては、原子力事業者防災業務計画に定める異常事態通報様式により、Ｒ－Cubic（アール・キュービック）を用いて、その時の気象条件下で、「全身の外部被ばくによる予測線量の最大地点」と「甲状腺の予測線量の最大地点」の「方位・距離・被ばく予測線量」を求め、同様式により、国、自治体、防災関係機関へ報告することになります。

②　前述のＲ－Cubic（アール・キュービック）を用いて、大飯３号機を対象として作成した等線量率マップは、次頁以降のとおりです。

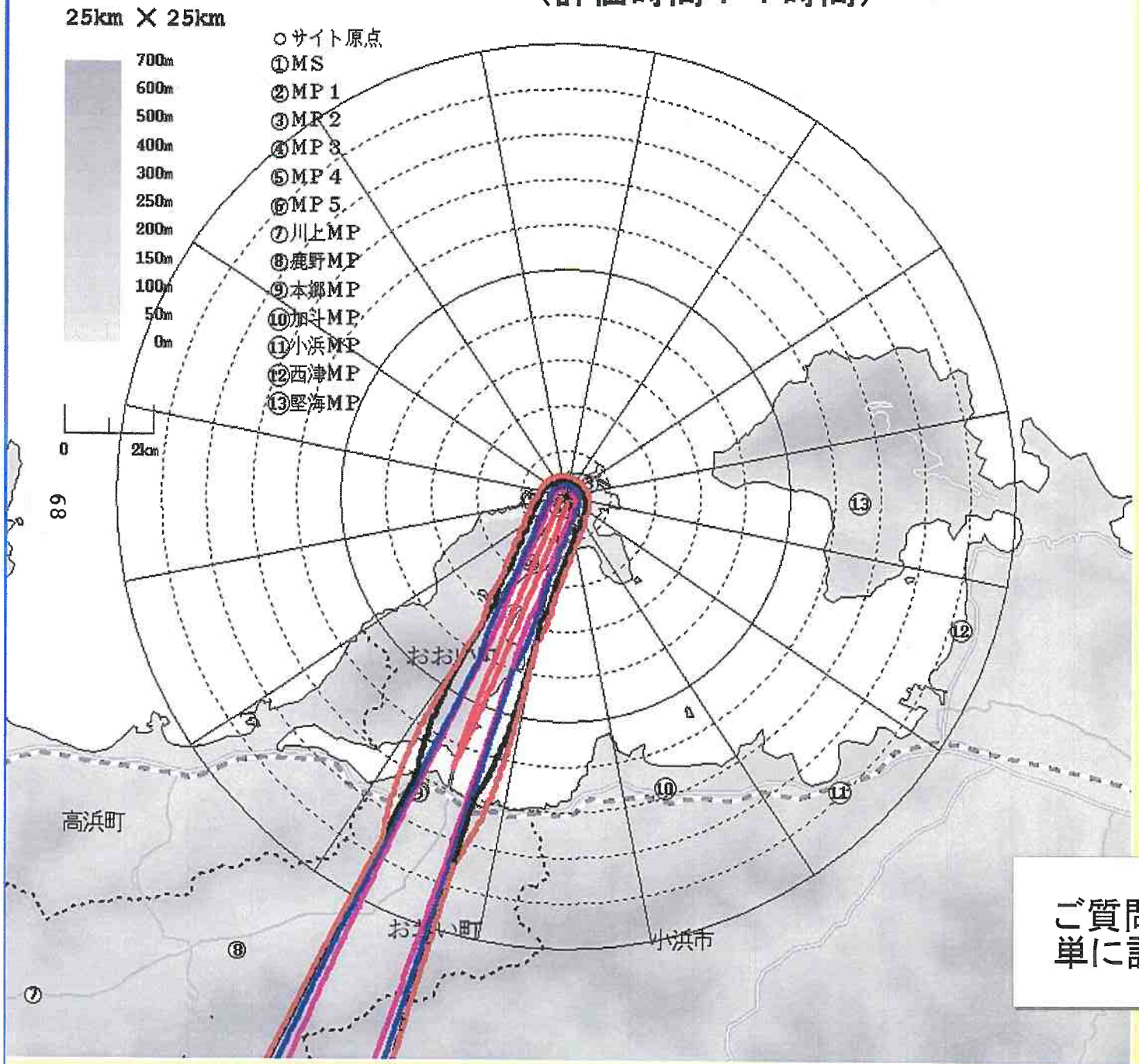
なお、ソースタームは、ヨウ素（ヨウ素131等価）を1.2×10^{14}Ｂｑ／２４時間、希ガス（γ線エネルギー0.5ＭｅＶ換算）を8.5×10^{15}Ｂｑ／２４時間としており、排気筒高さを標高約80mとしています。

③　緊急時において前述のＲ－Cubic（アール・キュービック）は、１ケースにつき、10分程度で前述の等線量マップを作成することができます。

④　原子力発電所の放出点の気象データが得られない場合は、付近の気象観測点（敦賀、小浜、舞鶴）の気象データを用いることになります。

R-cubic

大飯３号機　外部被ばく実効線量評価
（評価時間：１時間）



ご質問の仮想条件を入力して
単に計算し作成したものです。

１次元評価結果　画面ハードコピー　< help

計算条件

放出場所　関西電力 大飯発電所 3号機
評価期間　2012/04/04 10:00 - 2012/04/04 11:00
評価領域　25km × 25km

放出条件表示　放出条件再設定
気象条件表示　気象条件再設定

通報基準

サイト敷地境界で基準値を超過しました。
5μSv/h (第10条通報)：2012/04/04 10:00
500μSv/h (第15条通報)：

防護措置範囲

表示ボタンを押してください。　表示

■ コンクリート屋内退避又は避難
外部被ばく実効線量:50mSv超過　☑ スカイシャイン
小児甲状腺の等価線量:500mSv超過

□ 屋内退避及び安定ヨウ素剤投与
小児甲状腺の等価線量:100mSv超過

■ 屋内退避
外部被ばく実効線量:10mSv超過

評価結果表示

評価項目
○ 小児甲状腺の等価線量(mSv)
◉ 外部被ばく実効線量(mSv)
□ スカイシャイン

最大値
9.6E-02
(南南西 0.38km)

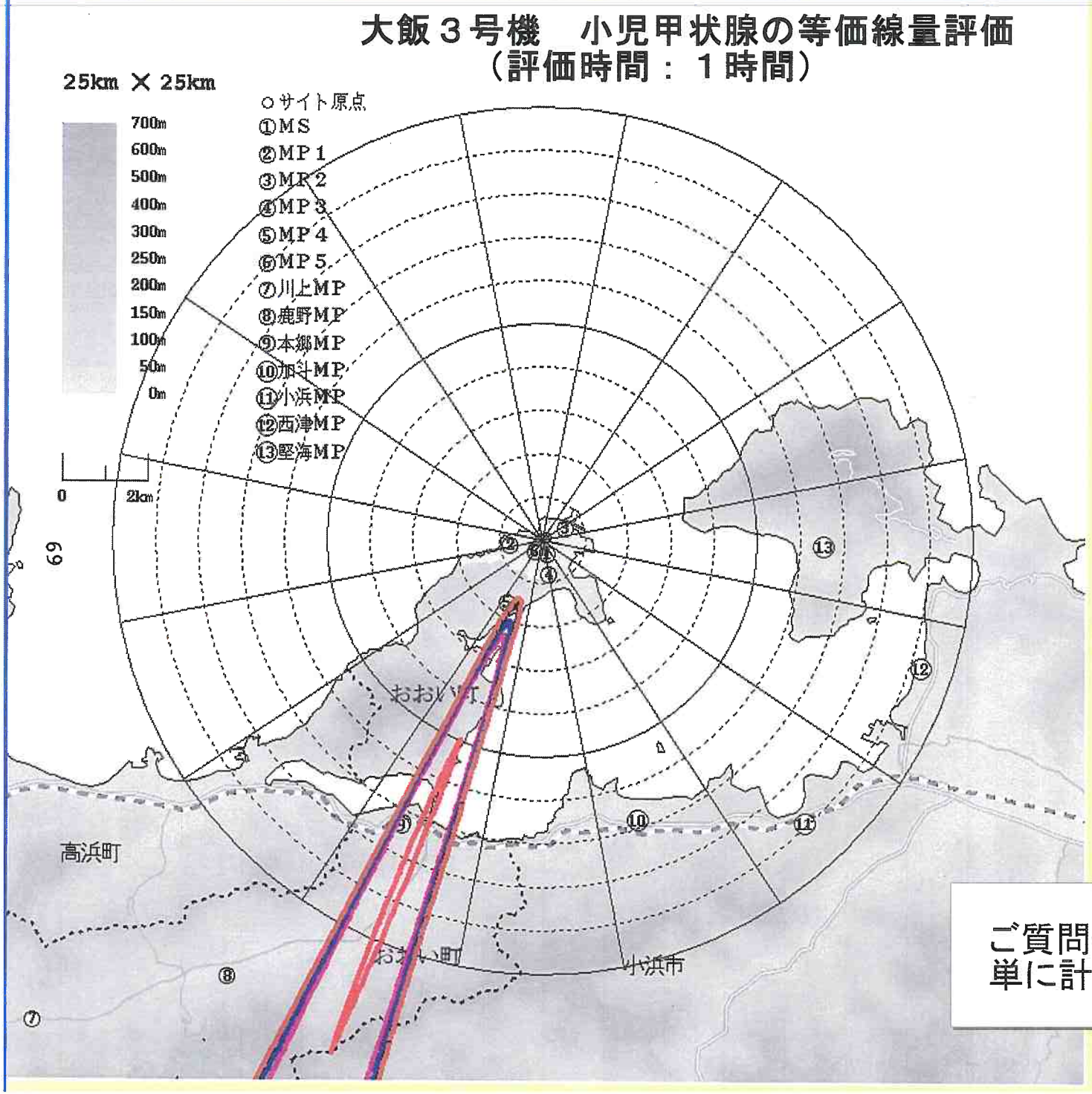
5.0E-02
1.0E-02
5.0E-03
1.0E-03
5.0E-04

デジタル表示

終了　帳票出力　3次元評価結果

R-cubic

大飯３号機　小児甲状腺の等価線量評価
（評価時間：１時間）



1次元評価結果　画面ハードコピー　< help

計算条件

放出場所　関西電力 大飯発電所 3号機
評価期間　2012/04/04 10:00 - 2012/04/04 11:00
評価領域　25km × 25km

放出条件表示　放出条件再設定
気象条件表示　気象条件再設定

通報基準

サイト敷地境界で基準値を超過しました。

5μSv/h (第10条通報)：2012/04/04 10:00
500μSv/h (第15条通報)：

防護措置範囲

表示ボタンを押してください。　表示

- コンクリート屋内退避又は避難
  外部被ばく実効線量:50mSv超過
  小児甲状腺の等価線量:500mSv超過
  スカイシャイン
- 屋内退避及び安定ヨウ素剤投与
  小児甲状腺の等価線量:100mSv超過
- 屋内退避
  外部被ばく実効線量:10mSv超過

評価結果表示

評価項目
- (●) 小児甲状腺の等価線量(mSv)
- ( ) 外部被ばく実効線量(mSv)
  スカイシャイン

最大値
5.8E+00
(南南西 7.63km)

5.0E+00
1.0E+00
5.0E-01
1.0E-01
5.0E-02

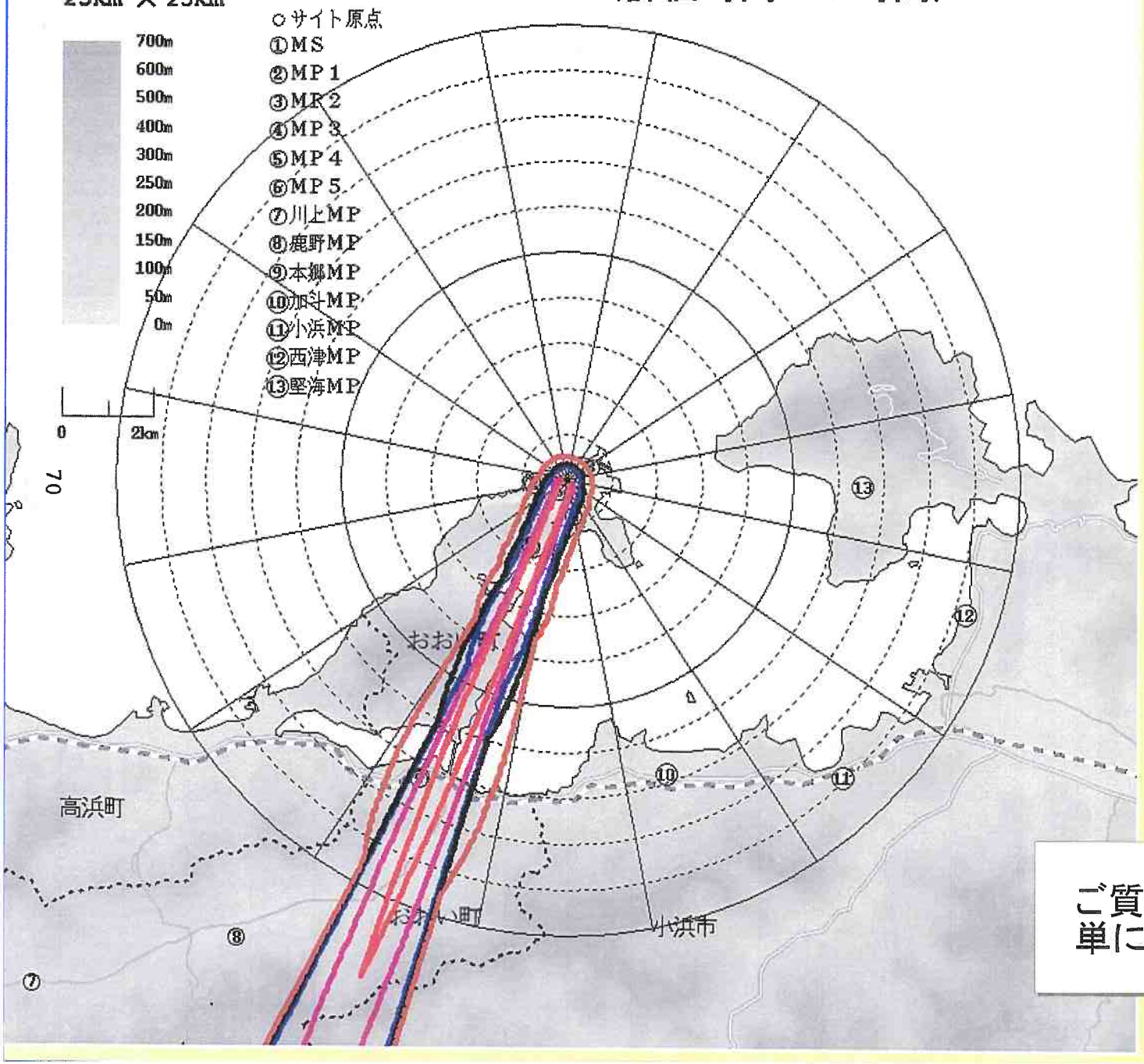
デジタル表示

ご質問の仮想条件を入力して
単に計算し作成したものです。

終了　帳票出力　3次元評価結果

R-cubic

大飯３号機　外部被ばく実効線量評価
（評価時間：３時間）



1次元評価結果　画面ハードコピー　< help

計算条件

放出場所　関西電力 大飯発電所 3号機
評価期間　2012/04/04 10:00 - 2012/04/04 13:00
評価領域　25km × 25km

放出条件表示　放出条件再設定
気象条件表示　気象条件再設定

通報基準

サイト敷地境界で基準値を超過しました。
5μSv/h (第10条通報)：2012/04/04 10:00
500μSv/h (第15条通報)：

防護措置範囲

表示ボタンを押してください。　表示

- コンクリート屋内退避又は避難
  外部被ばく実効線量:50mSv超過
  小児甲状腺の等価線量:500mSv超過
  スカイシャイン
- 屋内退避及び安定ヨウ素剤投与
  小児甲状腺の等価線量:100mSv超過
- 屋内退避
  外部被ばく実効線量:10mSv超過

評価結果表示

評価項目
- ○ 小児甲状腺の等価線量(mSv)
- ◉ 外部被ばく実効線量(mSv)
  □ スカイシャイン

デジタル表示

最大値
2.8E-01
(南南西 0.38km)

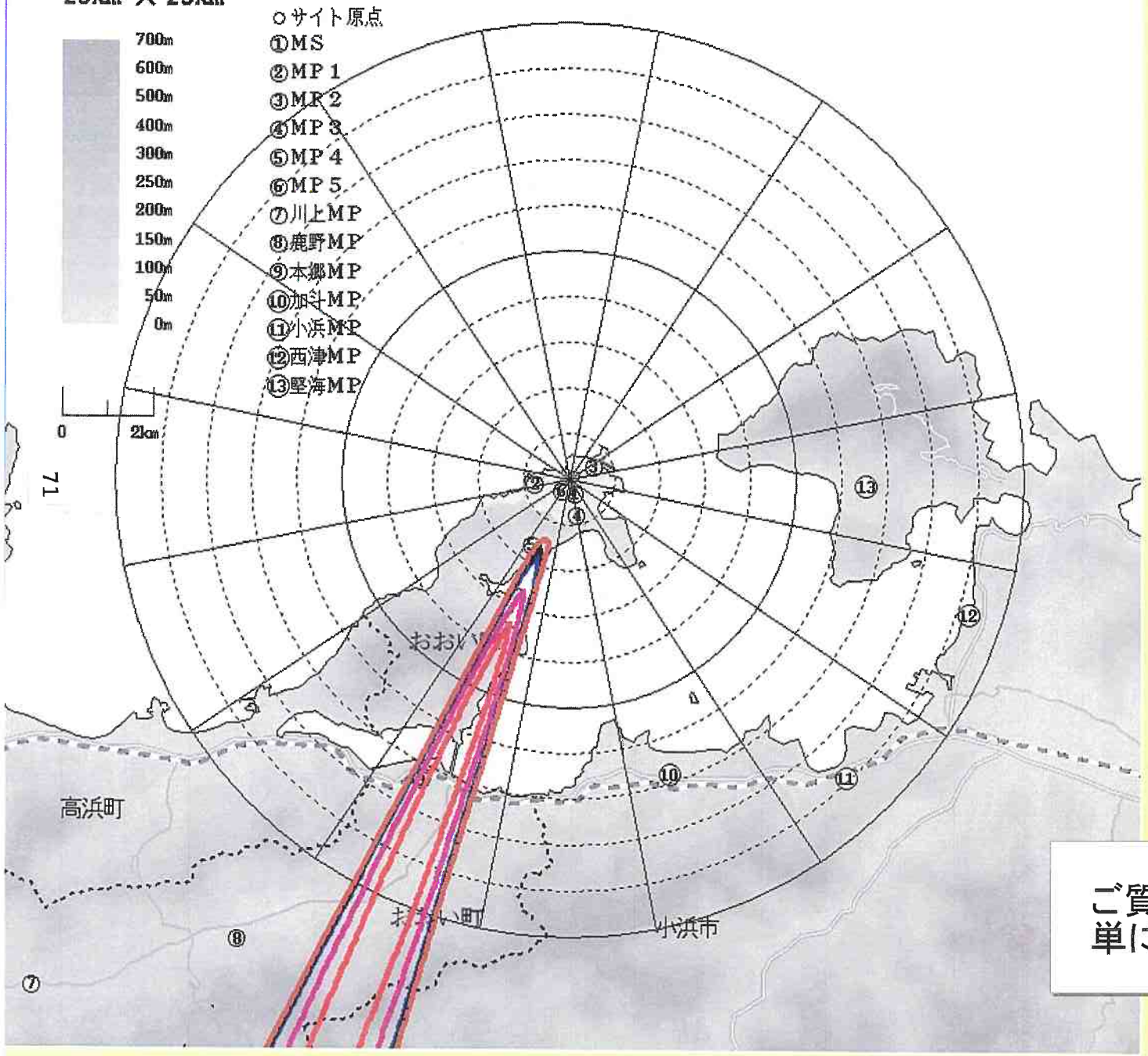
- 1.0E-01
- 5.0E-02
- 1.0E-02
- 5.0E-03
- 1.0E-03

ご質問の仮想条件を入力して
単に計算し作成したものです。

終了　帳票出力　3次元評価結果

R-cubic

大飯３号機　小児甲状腺の等価線量評価
（評価時間：３時間）



1次元評価結果　画面ハードコピー　< help

計算条件

放出場所　関西電力 大飯発電所 3号機
評価期間　2012/04/04 10:00 - 2012/04/04 13:00
評価領域　25km × 25km

放出条件表示　放出条件再設定
気象条件表示　気象条件再設定

通報基準

サイト敷地境界で基準値を超過しました。

5μSv/h (第10条通報)：2012/04/04 10:00
500μSv/h (第15条通報)：

防護措置範囲

表示ボタンを押してください。　表示

- コンクリート屋内退避又は避難
  外部被ばく実効線量:50mSv超過
  小児甲状腺の等価線量:500mSv超過
  スカイシャイン
- 屋内退避及び安定ヨウ素剤投与
  小児甲状腺の等価線量:100mSv超過
- 屋内退避
  外部被ばく実効線量:10mSv超過

評価結果表示

評価項目
- (●) 小児甲状腺の等価線量(mSv)
- ( ) 外部被ばく実効線量(mSv)
  スカイシャイン

最大値
1.9E+01
(南南西 7.63km)

1.0E+01
5.0E+00
1.0E+00
5.0E-01
1.0E-01

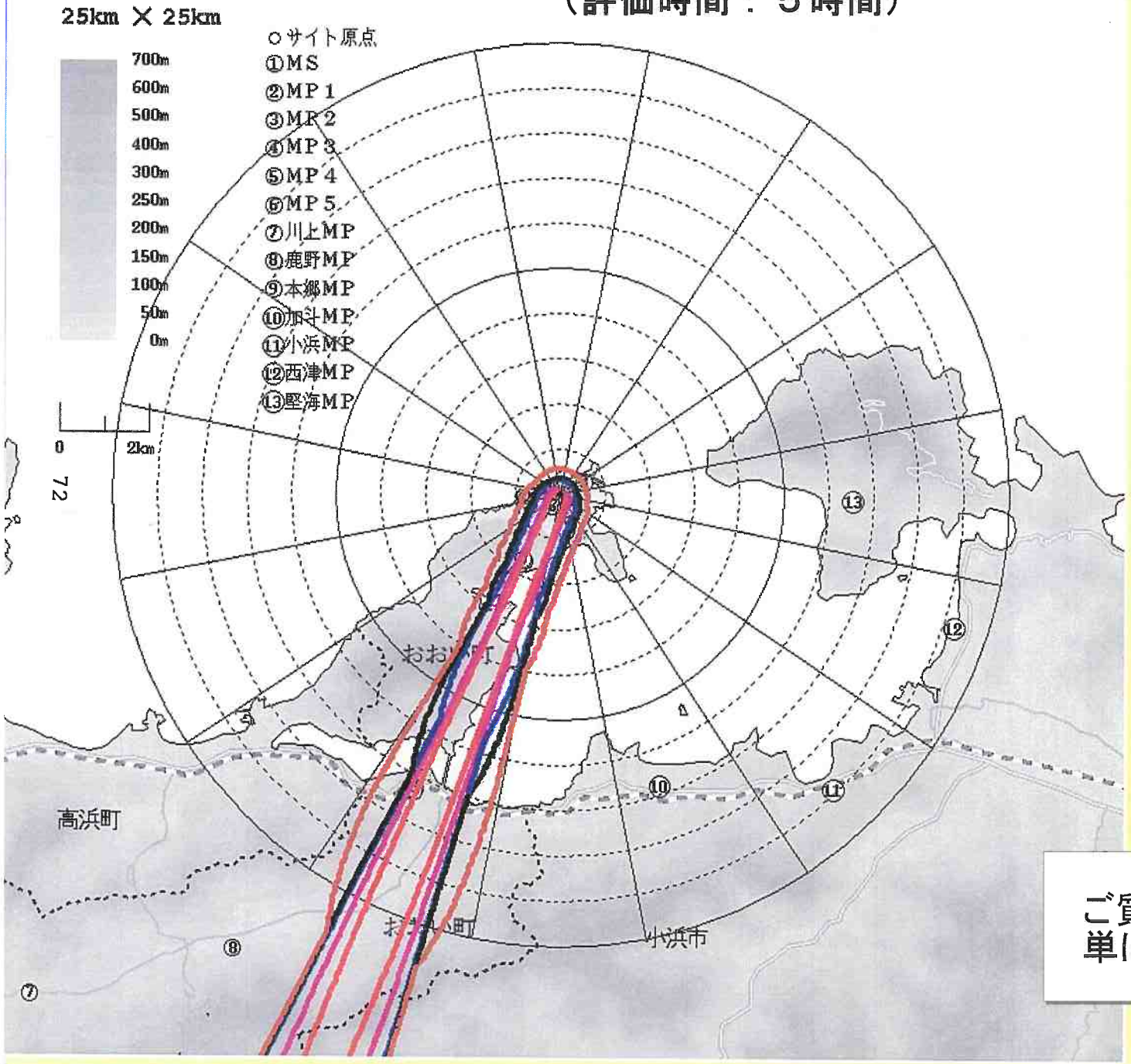
デジタル表示

ご質問の仮想条件を入力して
単に計算し作成したものです。

終了　帳票出力　3次元評価結果

R-cubic

大飯３号機　外部被ばく実効線量評価
（評価時間：５時間）



1次元評価結果　画面ハードコピー　< help

計算条件

放出場所　関西電力 大飯発電所 3号機
評価期間　2012/04/04 10:00 - 2012/04/04 15:00
評価領域　25km × 25km

放出条件表示　放出条件再設定
気象条件表示　気象条件再設定

通報基準

サイト敷地境界で基準値を超過しました。

5μSv/h (第10条通報)：2012/04/04 10:00
500μSv/h (第15条通報)：

防護措置範囲

表示ボタンを押してください。　表示

- コンクリート屋内退避又は避難
  外部被ばく実効線量:50mSv超過
  小児甲状腺の等価線量:500mSv超過
  ☑ スカイシャイン
- 屋内退避及び安定ヨウ素剤投与
  小児甲状腺の等価線量:100mSv超過
- 屋内退避
  外部被ばく実効線量:10mSv超過

評価結果表示

評価項目
- ○ 小児甲状腺の等価線量(mSv)
- ◉ 外部被ばく実効線量(mSv)
  ☐ スカイシャイン

最大値
4.8E-01
(南南西 0.38km)

1.0E-01
5.0E-02
1.0E-02
5.0E-03
1.0E-03

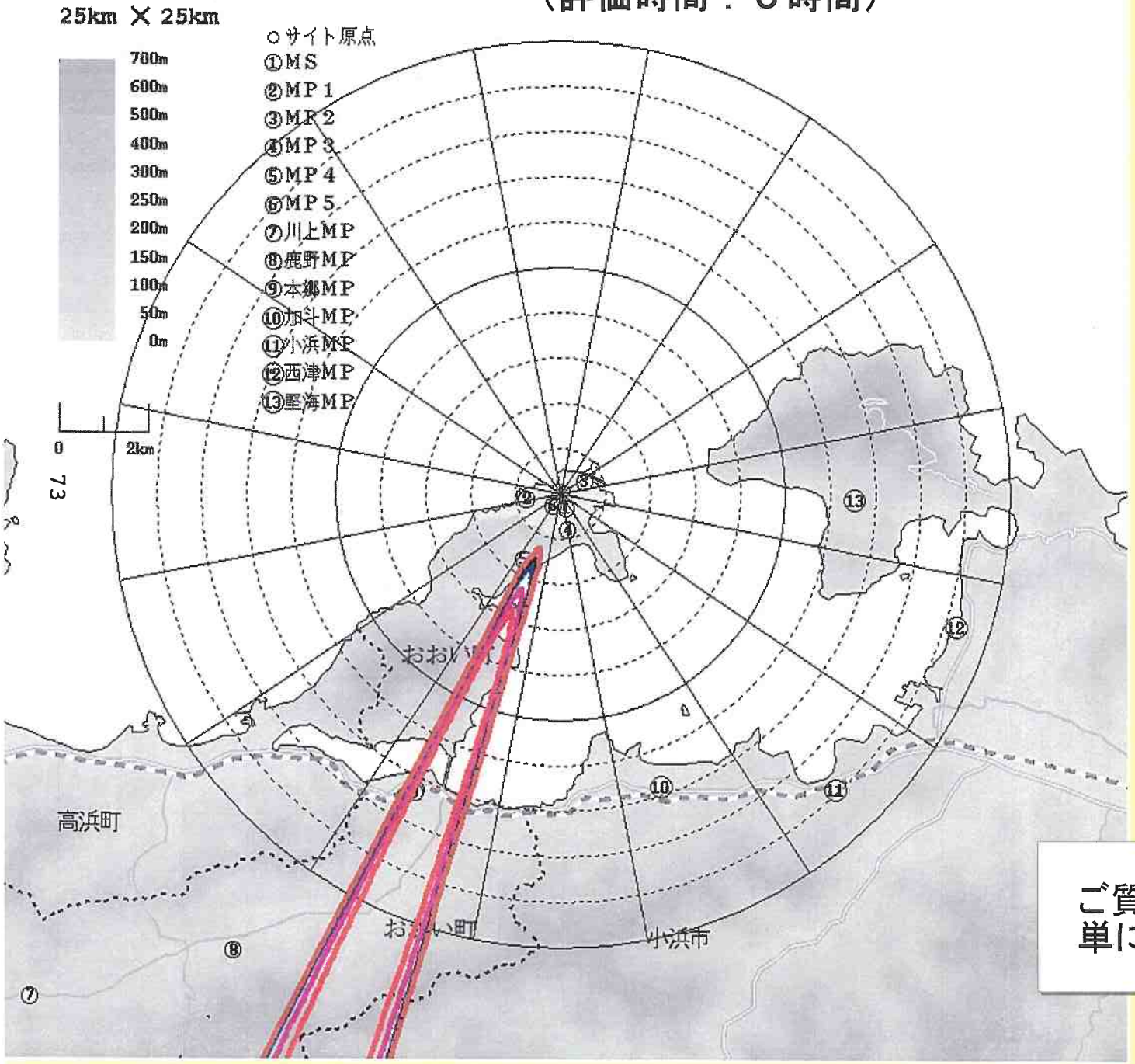
デジタル表示

ご質問の仮想条件を入力して
単に計算し作成したものです。

終了　帳票出力　3次元評価結果

R-cubic

大飯３号機　小児甲状腺の等価線量評価
（評価時間：５時間）



1次元評価結果　画面ハードコピー　< help

計算条件

放出場所　関西電力 大飯発電所 3号機
評価期間　2012/04/04 10:00 - 2012/04/04 15:00
評価領域　25km × 25km

放出条件表示　放出条件再設定
気象条件表示　気象条件再設定

通報基準

サイト敷地境界で基準値を超過しました。
5μSv/h (第10条通報)：2012/04/04 10:00
500μSv/h (第15条通報)：

防護措置範囲

表示ボタンを押してください。　表示

- コンクリート屋内退避又は避難
  外部被ばく実効線量:50mSv超過
  小児甲状腺の等価線量:500mSv超過　スカイシャイン
- 屋内退避及び安定ヨウ素剤投与
  小児甲状腺の等価線量:100mSv超過
- 屋内退避
  外部被ばく実効線量:10mSv超過

評価結果表示

評価項目
- (●) 小児甲状腺の等価線量(mSv)
- ( ) 外部被ばく実効線量(mSv)
  スカイシャイン

最大値
3.4E+01
(南南西 7.63km)

1.0E+01
5.0E+00
1.0E+00
5.0E-01
1.0E-01

デジタル表示

ご質問の仮想条件を入力して
単に計算し作成したものです。

終了　帳票出力　3次元評価結果

２．４　緊急対応

〈3〉緊急時の通報範囲と手段はどのように規定されていますか。ラウドスピーカーによる通報を行う範囲と車の台数は決められていますか。貴社と関係自治体との所掌分担は文書によって明確に規定されていますか。

＜当社の回答＞

緊急情報の通報先と手段は原子力事業者防災業務計画に定めています。通報先としては、国、自治体、防災関係機関などで、通報手段はＦＡＸおよび電話としています。

CATV や防災行政無線を使った住民への広報（周知）は、自治体の災害対策本部等が実施します。具体的には、それぞれの自治体の地域防災計画に定められています。

2.4　緊急対応

〈4〉環境モニタリングの科目、範囲、方法、頻度が規定され、関係自治体との所掌分担は文書によって明確に規定されていますか。

＜当社の回答＞

緊急時モニタリングは、原子力安全委員会の環境放射線モニタリング指針の技術的基準等に基づき、地域防災計画により設置される自治体の緊急時モニタリングセンターを中心に実施されます。

当社は、このセンターに原子力事業者防災業務計画で定める要員を派遣し、資機材を提供することとしています。

このセンターにより実施されるモニタリングの範囲、方法、分担等については、関係自治体の運営要領等に記載があります。

①　琵琶湖の放射能濃度は、どこで実施しますか。

＜当社の回答＞

住民が摂取する可能性のある水、動植物等は、滋賀県地域防災計画（原子力災害対策編）に基づくモニタリング体制により、放射性のヨウ素やセシウムの濃度が測定されます。

②　上記①を貴社が実施する場合、最初の測定時期は事故後何時間で、サンプリング場所、分析対象核種、分析作業場所についてはどのように規定されていますか。予定していた分析作業場所が被災したために使用不能になった場合のバックアップはどのように計画されていますか。上記①が貴社の所掌外である場合、担当する自治体がどこであるのか把握し、その実施予定内容やそのための設備が適切であることの確認は、貴社としても行っていますか。

＜当社の回答＞

前記①の緊急時モニタリング体制は当社の所掌外です。担当する自治体は滋賀県、実施計画については、原子力安全委員会が定める指針に基づくものと、滋賀県地域防災計画（原子力災害対策編）に記載があるため、実施内容や設備は適切であると考えています。

2.4　　緊急対応

〈5〉将来スクラバーを設置した場合、原子炉事故に伴って環境に放散される放射能量は、それが最大限に機能を発揮した場合、どれだけの低減効果を発揮しますか。その設置コストはどの位になると推定されていますか。

＜当社の回答＞

欧州で実績のあるフィルタベントの性能は、長期避難が必要となる放射性物質の放出を1/1000以下まで低減でき、長期避難範囲の極小化が期待できるものです。

今後の契約交渉に支障があることから、個別機器の設置コストについての開示を差し控えさせていただきます。

2.5　安全文化

- 以上の質問のそれぞれについて、貴社の見解として原子力安全とは無関係と思われる項目、既に貴社内で議論されたことがある項目、「ストレス・テスト」の審査で議論されたことがある項目、「ストレス・テスト」の趣旨とは無関係と思われる項目を示して下さい。回答は次表を用い、印(✓)を入れて下さい。

＜当社の回答＞

	該当する項目にチェック(✓)を入れて下さい。			
	安全問題とは関係ない 原子力安全を指している事から、例えば、何かを見せてください等の要求は安全と無関係としました。	既に社内で議論済	既に「ストレス・テスト」で議論済 この2つのチェックについては、対象箇所について、ストレステスト1次評価のので議論したか否かでどちらかに分けました。	「ストレス・テスト」の趣旨とは無関係
1.1				
〈1〉		✔		✔
〈2〉		✔		✔
〈3〉	✔			
〈4〉		✔		✔
〈5〉		✔		✔
〈6〉		✔		✔
〈7〉		✔		✔
〈8〉		✔		✔
〈9〉		✔		✔
〈10〉		✔		✔
〈11〉		✔	✔	
1.2				
〈1〉		✔		✔
〈2〉		✔		✔
〈3〉		✔		✔
1.3				
〈1〉		✔	✔	
1.4				
〈1〉		✔		✔
〈2〉		✔		✔
〈3〉	✔			
〈4〉		✔		✔
〈5〉	✔			
1.5				
〈1〉		✔		✔
1.6				
〈1〉①		✔		✔
〈1〉②		✔		✔
〈1〉③		✔		✔
〈2〉		✔		✔

	該当する項目にチェック(✓)を入れて下さい。			
	安全問題とは関係ない 原子力安全を指している事から、例えば、何かを見せてください等の要求は安全と無関係としました。	既に社内で議論済	既に「ストレス・テスト」で議論済 この2つのチェックについては、対象箇所について、ストレステスト1次評価のので議論したか否かでどちらかに分けました。	「ストレス・テスト」の趣旨とは無関係
〈3〉		✔		✔
〈4〉		✔		✔
〈5〉		✔		✔
〈6〉		✔		✔
〈7〉		✔		✔
〈8〉		✔		✔
〈9〉①		✔		
〈9〉②		✔		✔
〈9〉③		✔		
〈9〉④		✔		
〈9〉⑤		✔		✔
〈9〉⑥		✔		✔
〈9〉⑦		✔		
〈9〉⑧		✔		✔
〈9〉⑨		✔		
1.7				
〈1〉		✔		✔
〈2〉		✔		✔
2.1			[redacted]	
〈1〉		✔		
〈2〉		✔		
〈3〉		✔		
〈4〉		✔		
〈5〉		✔		
2.2				
〈1〉		✔		
2.3				
〈1〉①		✔		
〈1〉②		✔		
〈2〉		✔		

	該当する項目にチェック(✓)を入れて下さい。			
	安全問題とは関係ない 原子力安全を指している事から、例えば、何かを見せてください等の要求は安全と無関係としました。	既に社内で議論済	既に「ストレス・テスト」で議論済 この2つのチェックについては、対象箇所について、ストレステスト1次評価のので議論したか否かでどちらかに分けました。	「ストレス・テスト」の趣旨とは無関係
〈3〉		✔	[redacted]	
〈4〉		✔		
2.4				
〈1〉		✔		
〈2〉①	✔			
〈2〉②	✔			
〈2〉③		✔		
〈2〉④		✔		
〈3〉		✔		
〈4〉①		✔		
〈4〉②		✔		
〈5〉		✔		

2.5　安全文化

- 貴社は、従業員が安全上の問題を感じた時、どのような形の抑圧を受ける不安もなく自由にそれを提起し、議論出来る職場環境を醸成する努力を十分に行っており、達成出来ていると理解していますか。それを裏付けるアンケート調査などを外部の機関に委託して定期的に実施していますか。

＜当社の回答＞

当社では、原子力事業運営における安全最優先の組織風土を継続的に維持、改善するため、平成 19 年度以降、毎年、安全文化評価を実施し、その評価にあたって「トップのコミットメント」、「コミュニケーション」、「学習する組織」の評価の観点の３本柱を設定し、具体的に１４項目の評価の視点を定めています。

ご質問にある「安全上の問題を感じた時、どのような形の抑圧を受ける不安もなく自由にそれを提起し、議論できる」に関しては、評価の視点⑤「経営層、原子力事業本部、発電所幹部は、不具合事象、懸念事項を含めて、現場第一線の状況をしっかり把握しているか」および視点⑥「組織内、組織間の連携は良好か」に照らして確認し、概ね良好な評価結果となっており、安全上の問題を自由に議論できる職場環境が醸成されていると考えております。

それを裏付けるものとして、毎年、安全文化醸成活動状況の評価に資する目的で、原子力安全システム研究所（ＩＮＳＳ）または日本原子力技術協会（ＪＡＮＴＩ）にアンケート調査を委託しています。そのアンケート結果から「職場内は話し合える雰囲気か」などコミュニケーションに関する項目について、緩やかな改善傾向にあることを確認しています。

（参考：社内における安全文化評価活動の評価の視点抜粋）

○コミュニケーションの観点

視点⑤（現場第一線の把握）と⑥（組織内、間の連携）のあるべき姿

当社社員は、トップや上位機関と他事業所、職場間、職場内で、常日頃から不具合やハットヒヤリ等の軽微な事象、安全上の懸念や顕在化した不具合情報を遠慮なく伝え、適切な報告・連絡・相談を行うことにより、トップと現場が同じ認識を共有している。（報告する文化）

当社社員は、他者を一人の人間として尊重し、相互の信頼と理解を深め合うことに価値を置いている。異なった意見を後腐れなく議論できる雰囲気があり、問題点や新しい考え方を受容することができる開放的な雰囲気がある。当社社員が安全上の懸念や顕在化した不具合情報を意見する際、上司や部下など職場の同僚、あるいは所内外の関係組織から不利益を被るおそれがなく（懲罰のおそれがなく）、その意見を確実かつ適正に取り扱うことが組織内の共通認識として存在している。（責任を問わない文化）

2.5　安全文化

- 貴社は、惰性を排し、従業員が常に安全上の問題に関心を払うよう、既存のルールや基準、手順に対しても、「なぜ」を問うことの重要性を指導していますか。

＜当社の回答＞

ご質問にある「なぜ」を問うことの重要性については、作業前等に行う上司から部下への問いかけ活動などにより指導しているとともに、組織風土として醸成されているかについて、毎年実施している安全文化評価において、視点⑫「現状への問いかけや組織全体のリスク感知能力を通じて、トラブル・労災の未然防止に努めているか」の視点で評価しており、「なぜ」を問うことの重要性について問題となることはないことを確認しています。

（参考：社内における安全文化評価活動の評価の視点抜粋）

○視点⑫（未然防止）のあるべき姿

（１）原子力発電の持つ社会への影響を忘れずに細心の注意を払うべく、リスク感性を高め、日常業務の中でリスクの認識、回避のための対応をしている。

（２）不具合やヒヤリハット等の軽微な事象が報告された場合、適切に認識し、迅速かつ適切に問題を解決している。

（３）現状の活動やルール等について疑問を持ち、批判的に内省するといった「常に問いかける姿勢」が奨励され、当社社員一人一人が実践している。

2.5　安全文化

・貴社は、傘下の協力企業に対し、上記のような職場環境の醸成と従業員への指導を奨励していますか。

＜当社の回答＞

各種労働安全施策の中で協力会社とのコミュニケーションを図りながら職場環境の醸成を促すとともに、新規入構者教育等の機会をとらえて従業員への指導を奨励しています。

具体的には、協力会社との積極的なコミュニケーションにより、現場作業員の危険感受性向上、基本動作の徹底など、安全意識の向上に繋がる施策に取り組んでいます。加えて、安全衛生協議会や現場パトロール(労働安全技術アドバイザー等の密着指導)、リスクアセスメント研修等の機会を通じて、労働安全関係の法令遵守や災害防止活動の指導・助言を行っています。

2.5　安全文化

- 貴社は、他の電力会社やその連合組織との安全問題に関する意見交換を定期的に行い、それらからの指摘を受入れ、又それらに対しても指摘をするような活動（ピア・レヴュー）を行っていますか。

＜当社の回答＞

当社は、原子力安全に関する取組みについて、現場観察、書類審査および面談などの意見交換を通して外部の専門的立場から評価を受ける機会として、日本原子力技術協会（ＪＡＮＴＩ）をはじめ、世界原子力発電事業者協会（ＷＡＮＯ）、国際原子力機関（ＩＡＥＡ）運転管理評価チーム（ＯＳＡＲＴ）といった外部機関によるピア・レビューを計画的に受け入れています。ピア・レビューでの指摘や改善提言等については真摯に受け止め、発電所運営の改善に繋げています。

また、当社からもＪＡＮＴＩのピア・レビューへ専門家を派遣し、他の電力会社の安全性向上に貢献しています。

さらに、上記のピア・レビューに加えて、安全文化の共有化や向上を図るためにＪＡＮＴＩが実施している「安全キャラバン」を利用した当社発電所関係者と他の原子力事業者との意見交換会やメーカーおよび国内ＰＷＲ電力会社で構成する「ＰＷＲ事業者連絡会」を実施し、故障・不具合情報、海外情報、最新技術知見等の情報共有を行うなど、電力会社間で意見交換する機会を設けています。

3.　参考情報の提供依頼

3.1 美浜、高浜、大飯原子力発電所の各ユニットにおける原子炉圧力容器の母材（鍛造、板材）、及び溶接部の RT_{NDT} について、次のデータを示して下さい。

<1> 現時点で、母材においては 132℃（華氏 270 度）に対する余裕、溶接部においては、周溶接については 149℃（華氏 300 度）に対し、縦溶接については 132℃に対する余裕が最小である部位の RT_{NDT} と当該部位における銅とニッケルの含有量（重量パーセント）。データは、各ユニットに対し 1 セットだけで結構ですが、どの部位のものか示して下さい。（当該部位について、高さ、方位、ノズル番号（名称）によって特定出来る場合には、図示は不要です。）

＜当社の回答＞

原子力発電所では原子炉容器と同じ材料でできた監視試験片を、あらかじめ原子炉容器内の炉心に近い位置に装荷しておき、この試験片を計画的に取り出して RT_{NDT} 実測値を取得しています。

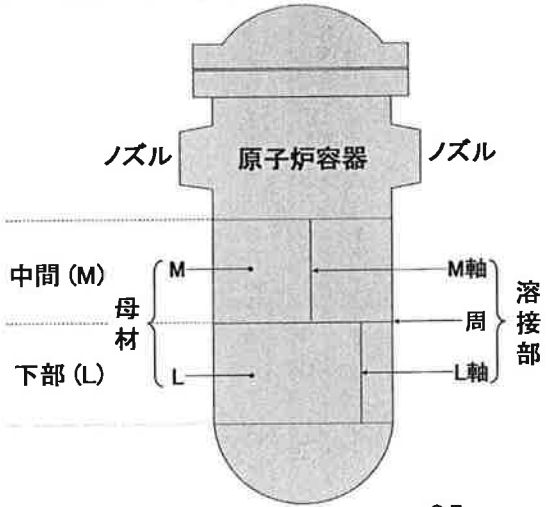
現時点で監視試験により取得している RT_{NDT} 実測値、および、132℃との温度差、銅とニッケルの含有量、当該材料の使用部位は次頁の表のとおりです。

表　監視試験により取得している RT_{NDT} 実測値及び 132℃との温度差

ユニット	種類	RT_{NDT} 実測値 (A)	温度差 132℃-(A)	Cu 含有量	Ni 含有量	使用部位 位置/角度(°)※2
美浜１号機	母材	74℃	58℃	0.16%	0.59%	L/120-240
	溶接部	81℃	51℃	0.19%	1.08%	L 軸/0,120,240
美浜2号機	母材	78℃	54℃	0.12%	0.58%	M/165-285
	溶接部	30℃	102℃	0.10%	0.90%	周/0-360 L 軸/105
美浜3号機	母材	30℃	102℃	0.09%	0.55%	L/225-345
	溶接部	-26℃	158℃	0.09%	0.84%	M 軸/45,165,285 L 軸/105,225,345
高浜1号機	母材	95℃	37℃	0.16%	0.61%	L/345-105
	溶接部	53℃	79℃	0.14%	0.80%	L 軸/105,225,345
高浜2号機	母材	18℃	114℃	0.10%	0.57%	L/105-225
	溶接部	8℃	124℃	0.13%	0.84%	L 軸/105,225,345
高浜3号機	母材	26℃	106℃	0.03%	0.57%	L/345-105
	溶接部	1℃	131℃	0.02%	0.88%	L 軸/105,225,345
高浜4号機	母材	24℃	108℃	0.050%	0.58%	L/225-345
	溶接部	-19℃	151℃	0.014%	0.86%	L 軸/105,225,345
大飯1号機	母材	30℃	102℃	0.07%	0.56%	M/0-120
	溶接部	12℃	120℃	0.10%	0.84%	周/0-360
大飯2号機	母材	70℃	62℃	0.13%	0.58%	L/180-300
	溶接部	7℃	125℃	0.06%	0.86%	周/0-360
大飯3号機※1	母材	-20℃	152℃	0.029%	0.73%	L/0-360
大飯4号機※1	母材	-15℃	147℃	0.03%	0.73%	L/0-360

※1　炉心領域に溶接部がない設計となっています

※2　位置については下図をご参照ください。角度は原子炉容器製作時の基準位置を 0° とした値です。



3.参考情報の提供依頼

3.1 美浜、高浜、大飯原子力発電所の各ユニットにおける原子炉圧力容器の母材（鍛造、板材）、及び溶接部の RT_{NDT} について、次のデータを示して下さい。

〈2〉 今後、各ユニットの原子炉圧力容器において、RT_{NDT} が 132℃（母材、及び縦溶接）、又は 149℃（周溶接）に到達するのが最短である部位を示し、それぞれ定格出力運転を続けた場合何時間後であるのか示して下さい。データは、各ユニットに対し、1 セットだけで結構です。

＜当社の回答＞

ご質問にある RT_{NDT}132℃、149℃は、米国基準に規定されている加圧熱衝撃事象に対する原子炉容器健全性評価のスクリーニング基準と推察されます。加圧熱衝撃事象とは、事故などにより原子炉容器に冷水が注入される際、原子炉容器内外間の温度差により容器内面に高い引張応力が発生する事象です。原子炉容器材料は中性子の照射により脆化して RT_{NDT} が上昇するため、米国では RT_{NDT} に基づくスクリーニング基準が加圧熱衝撃事象に対する原子炉容器の健全性の観点から設けられ、RT_{NDT} がこの基準を下回っている場合には詳細評価を行わなくても運転継続が認められています。

一方、日本国内では加圧熱衝撃事象に対する将来の原子炉容器健全性を、米国のように RT_{NDT} で判断するのではなく、材料の抵抗力と事故時の破壊力を詳細に評価して確認しています。具体的には、下図に示すように、監視試験で取得している破壊靭性実測値と脆化予測法により評価される RT_{NDT} 上昇量とを組み合わせることで中性子照射脆化が進む将来における材料の抵抗力を評価し、この抵抗力が事故時に冷水が注入されることで発生する破壊力を常に上回っていることを確認しています。また、破壊力の評価は、原子炉内面に欠陥を想定するなど保守的な条件のもと実施しています。

60 年時点の評価結果については、高経年化技術評価書に記載しています。

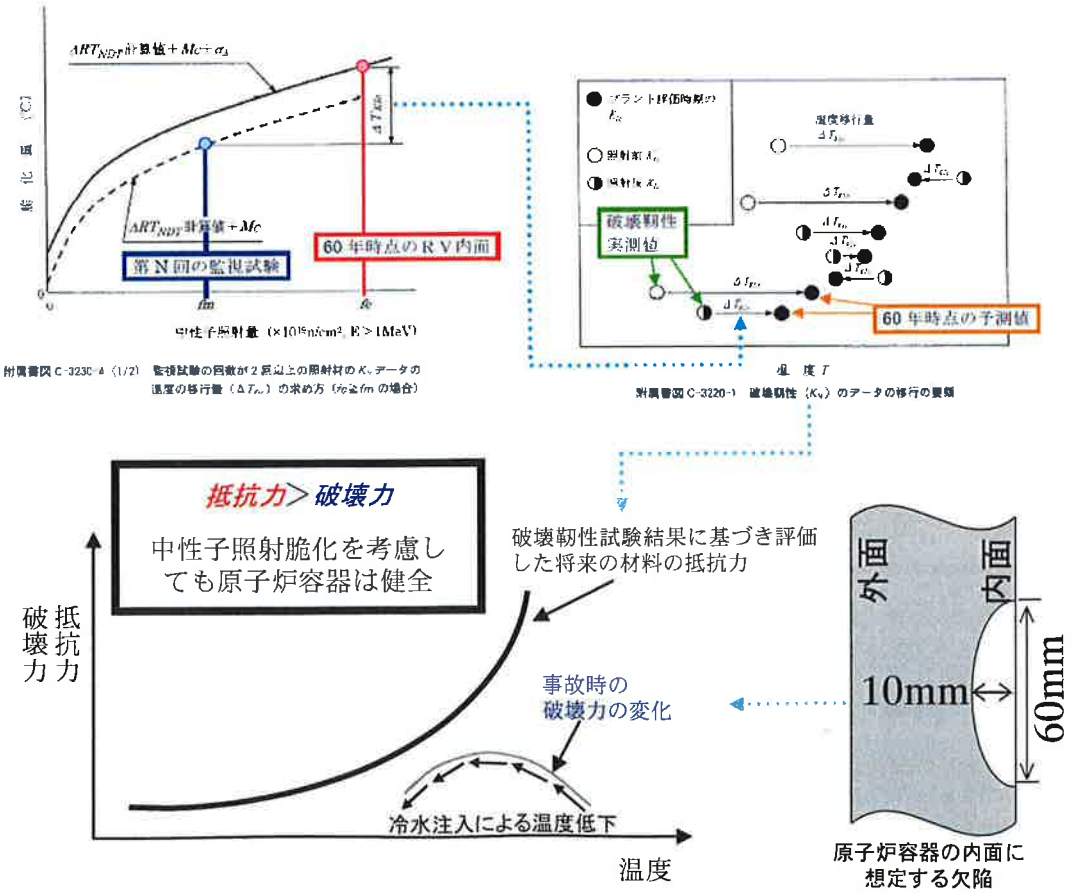


図　加圧熱衝撃事象に対する原子炉容器健全性の国内評価手法概要

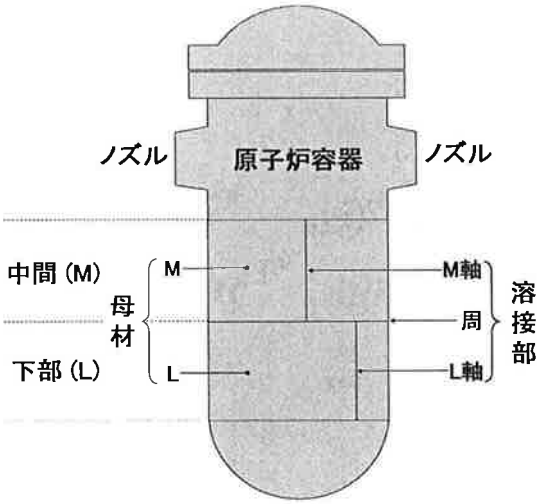
なお、3.1<1>の表に示した RT_{NDT} が 132℃に到達するまでに要する EFPY（定格負荷相当年数：定格出力で連続運転したとして計算した運転年数）の計算結果は下表のとおりです。

表　RT_{NDT} が 132℃に到達するまでに要する EFPY の計算結果

ユニット	現時点の EFPY (A)	種類	RT_{NDT} が 132℃に到達する EFPY (B)	EFPY 差 (B)－(A)	使用部位 位置/角度(°)※2
美浜 1 号機	約 22EFPY	母材	約 153 EFPY	約 131 EFPY	L/120-240
		溶接部	約 130 EFPY	約 108 EFPY	L 軸/0, 120, 240
美浜 2 号機	約 25EFPY	母材	約 154 EFPY	約 129 EFPY	M/165-285
		溶接部	約 252 EFPY	約 227 EFPY	周/0-360 L 軸/105
美浜 3 号機	約 25EFPY	母材	約 168 EFPY	約 143 EFPY	L/225-345
		溶接部	約 249 EFPY	約 224 EFPY	M 軸/45, 165, 285 L 軸/105, 225, 345
高浜 1 号機	約 26EFPY	母材	約 99 EFPY	約 73 EFPY	L/345-105
		溶接部	約 170 EFPY	約 144 EFPY	L 軸/105, 225, 345
高浜 2 号機	約 25EFPY	母材	約 183 EFPY	約 158 EFPY	L/105-225
		溶接部	約 201 EFPY	約 176 EFPY	L 軸/105, 225, 345
高浜 3 号機	約 23EFPY	母材	約 180 EFPY	約 157 EFPY	L/345-105
		溶接部	約 202 EFPY	約 179 EFPY	L 軸/105, 225, 345
高浜 4 号機	約 22EFPY	母材	約 189 EFPY	約 167 EFPY	L/225-345
		溶接部	約 221 EFPY	約 199 EFPY	L 軸/105, 225, 345
大飯 1 号機	約 22EFPY	母材	約 394 EFPY	約 372 EFPY	M/0-120
		溶接部	約 444 EFPY	約 422 EFPY	周/0-360
大飯 2 号機	約 24EFPY	母材	約 338 EFPY	約 314 EFPY	L/180-300
		溶接部	約 510 EFPY	約 486 EFPY	周/0-360
大飯 3 号機※1	約 16EFPY	母材	約 529 EFPY	約 513 EFPY	L/0-360
大飯 4 号機※1	約 16EFPY	母材	約 510 EFPY	約 494 EFPY	L/0-360

※1　炉心領域に溶接部がない設計となっています

※2　位置については次頁をご参照ください。角度は原子炉容器製作時の基準位置を 0° とした値です。


ノズル
原子炉容器
ノズル
中間 (M)
下部 (L)
母材
M
L
M軸
周
L軸
溶接部

3. 参考情報の提供依頼

3.1 美浜、高浜、大飯原子力発電所の各ユニットにおける原子炉圧力容器の母材(鍛造、板材)、及び溶接部の RT_{NDT} について、次のデータを示して下さい。

<3> 上記において、もし RT_{NDT} の計算方法が銅とニッケルの化学成分値に拠らない場合には、何の化学成分値に基づいたものなのか示し、その根拠となる規格(基準)も示して下さい。

＜当社の回答＞

RT_{NDT} 上昇量の評価手法は、(社) 日本電気協会　電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201) に規定されています。この評価手法では銅とニッケルの化学成分値も考慮されています。

3.　参考情報の提供依頼

3.2 地下に布設されている安全系の動力ケーブル、及び制御ケーブル（土壌に直接接触するものだけでなく、暗渠内に布設されているものも含む）について、そのパフォーマンスとトラブル（短絡、地絡、絶縁低下などの原因についての情報も含む）、メンテナンスの実績、及び今後の保全計画に関して概述して下さい。又、ケーブル自体に問題がなくても、それが布設されている暗渠に大雨や台風の後で大量の水溜りが出来ていたりする事象は劣化を促進するものであり、対策が必要と考えられます。従って、そのような事例についても、該当する場合には含めて下さい。実績については 2000 年以降に限定して結構です。

＜当社の回答＞

安全系の動力ケーブル、および制御ケーブルについては、ほとんどが建屋内に布設されており、一部の屋外布設のケーブルについては、水に浸からないように、コンクリート製のトレンチ内でケーブルトレイやケーブルハンガーに布設、または電線管内に布設しています。

ケーブルには、高い絶縁性を有した仕様のものを使用しており、大飯発電所３、４号機用の海水ポンプの動力ケーブルを例にすると、架橋ポリエチレンの絶縁体を使用しています。

メンテナンスについては、定期的に絶縁抵抗測定と劣化診断（高圧動力ケーブル）を実施し、ケーブルの健全性を確認しております。また、トレンチに水がたまった場合、恒設の排水ポンプで自動的に排水するようになっています。

ケーブル劣化によるトラブルは、ニューシア（原子力情報公開ライブラリー）情報から確認できますが、実績としてありません。

3.　参考情報の提供依頼

3.3　貴社が 2004 年の事故以来強化した流れ加速型腐食現象（FAC）による配管の減肉に対する対策、監視強化の活動内容について概述して下さい。

＜当社の回答＞

2004 年の美浜発電所 3 号機事故の再発を確実に防止するために行っている対策、活動のうち、主なものについて以下のとおり、概述します。

・配管肉厚の余寿命（注）に対して余裕を持った点検時期とするために、配管の点検時期を従来の余寿命が２年前となる時期から、余寿命が５年未満となる時期に前倒ししました。（さらに，運転期間が３０年以上のプラントについては、余寿命 10 年未満となる時期に点検を実施しています。）

（注）：点検実施時期を設定するために算出するパラメータであり、配管厚さが必要最小厚さまで低下する予測時間

・検査会社と当社との役割分担が不明確であったという反省を踏まえ、２次系配管肉厚管理において、現場での測定作業を除く計画から評価まで、当社が直接的に管理を実施することとし、必要な要員を配置しました。

・２次系配管肉厚管理を行うシステムを検査会社から当社に移管するとともに、人的ミス防止の観点等からプログラム改善を行いました。

・事故後直ちに２次系配管肉厚管理の点検リストを整備するとともに，定期的にレヴューすることにより、点検対象箇所を適切に管理しています。

3.　参考情報の提供依頼

3.4　以下の最近米国で実施された（一部は現在も継続中）安全対策が、貴社においてどのように展開されたのか（或いは、現在展開中か）概述して下さい。

<1> 格納容器サンプの閉塞問題：　特にZOIが最も厳しい部位の特定方法、ストレーナの大型化、保温材、pH緩衝剤、その他の改造についての説明を含むこと。

＜当社の回答＞

格納容器サンプスクリーンの閉塞問題については、米国等の状況も踏まえ、サンプスクリーンを大型化するなど対応済みです。特記された事項については、次のとおりです。

①ZOIが最も厳しい部位の特定方法

米国のNEI手法と同様に、破断配管から球形のジェット影響範囲(ZOI)内にある保温材が破損しデブリとなるものとします。具体的な発生量の算出にあたっては、ZOIが球形であること、またデブリ量が過度に保守的にならないようにすることから、3D-CAD上で保温設備のモデルを作成し、これにZOIを表した球形と干渉する部分の体積を算出します。

各破断想定配管で任意点破断とし、NEI手法に基づき、具体的には5ft（約1.5m）ピッチで破断箇所を想定します。

②ストレーナの大型化

平成17年4月22日付の原子力安全・保安院の指示を受け、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の運転マニュアルの整備等の暫定対策を実施しています。そして、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の審査基準が検討され、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号）が改正されたことを受け、格納容器再循環サンプスクリーンの性能、耐震および構造強度等の評価に基づいた設備上の対策を省令の経過措置の期限である平成23年3月末までに行いました。具体的には、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等に関する審査基準を満たすよう、格納容器再循環サンプスクリーンをより表面積の大きいものに取り替える工事を全号機で実施し、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞を防止する設備上の対策を完了しています。

③保温材

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）にて、「非常用炉心冷却設備は、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響につき想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能する能力を有するものでなければならない。」となっており、この技術基準への適合性の判断基準を定

めた原子力安全・保安院文書「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20 年 2 月 27 日 平成 20･02･12 原院第 5 号）および「格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象に関する対応について」（平成 20 年 2 月 29 日 平成 20･02･28 原院第 3 号）が発出されています。

それを踏まえ、当社は、上記内規に従ったスクリーンの有効性評価を実施したうえで、現在設置しているスクリーンについては、「格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象に関する対応について」（平成 20 年 2 月 29 日 平成 20･02･28 原院第 3 号）に要求がある平成２３年３月までに、原子力安全・保安院の認可を受けています。

上記の評価では 1 次冷却材管の破断による保温材の破損を想定する破損影響範囲の保温材の破損量を評価し、破損保温材の ECCS 水源への移行量を評価したうえで、移行した異物がスクリーンへ付着することによる圧損上昇の評価を行っています。

④ｐＨ緩衝材

サンプスクリーンの設計、特性評価を行う際には、ＬＯＣＡ時にサンプスクリーンに流入する水のｐＨ値も考慮した水、異物の特性をふまえた評価を行っています。

3.　参考情報の提供依頼

3.4　以下の最近米国で実施された（一部は現在も継続中）安全対策が、貴社においてどのように展開されたのか（或いは、現在展開中か）概述して下さい。

<2>一次冷却系のAlloy 600系ニッケル基合金溶接部（Alloy 182）におけるPWSCC対策：特に加圧器ノズルと原子炉圧力ホットレグの溶接部における点検についての説明を含むこと。

＜当社の回答＞

当社プラントにおいては、溶接部に600系ニッケル基合金を使用し、ＰＷＳＣＣの発生が懸念される箇所については、応力腐食割れに強い690系ニッケル基合金への材質変更の対策工事やウォータージェットピーニング（ＷＪＰ）工事を行うなど、ＰＷＳＣＣに対する具体的な対策を実施済みです。

加圧器ノズル（加圧器管台）、原子炉圧力ホットレグ（原子炉容器出口管台）の溶接部についても上記対策を実施済ですが、点検についても、超音波探傷検査等の非破壊検査を計画的に実施しています。

（参考）ウォータージェットピーニング（WJP）とは、水中で高圧ジェット水を噴射した際に発生する気泡が、金属表面近傍で崩壊することで生じる衝撃力で金属表面をたたく（ピーニング）ことをいいます。これにより金属表面近傍の残留応力を圧縮応力へと変化させることができます。

３．　参考情報の提供依頼

3.4　以下の最近米国で実施された（一部は現在も継続中）安全対策が、貴社においてどのように展開されたのか（或いは、現在展開中か）概述して下さい。

<3> ECCS 系、停止時冷却系配管のガス溜まり対策：　ベント弁の設置状態に対する P&ID 及び配管アイソメ図上のチェックとウォークダウンの実施、ガス溜まりの検知方法、サイズの特定方法、当該ガス溜まりによる系統への影響評価（ポンプのバインディング、配管に対するウォーターハンマー現象など）に関する手順の確立。

＜当社の回答＞

1988 年に米国規制局（ＮＲＣ）より、事故時の高圧注入ポンプのガスバインディングの可能性が指摘されて以降、当社では、本件について情報収集、技術検討、設備対策を行っています。

具体的には、1992 年から、他のＰＷＲ電力、プラントメーカーである三菱重工業と協力して研究活動を行い、ＥＣＣＳ系のポンプ・配管について、アイソメ図と現場確認を踏まえ、ガス溜まり発生の可能性を評価するとともに、実機を模した試験装置により、ガス発生原因、蓄積過程および蓄積速度の検討や、ポンプの機能に対する影響評価を実施しています。これらの研究成果に基づき、対策が必要なプラントを特定し、ポンプの入口配管にガスを除去するためのベントラインを設置するといった対策を実施してきました。また、実機においては、運転員が１日１回ＥＣＣＳ系のポンプの待機状態、配管状態を巡視点検で確認しています。さらに、毎月実施しているポンプの定期運転の際、各部からの異音や配管に対するウォーターハンマー現象などがないことを確認しています。

3.　参考情報の提供依頼

3.5　貴社は、放射性物質を含む水、又は蒸気の埋設配管（外面が直接土壌と接触するものだけでなく、コンクリート製のダクトによって保護されているものも含みます。）が破損し、発電所内の土壌と地下水を汚染させた場合、又はその可能性が疑われた場合、その影響評価を行うためのサンプリング井戸を各原子力発電所内の適所に設置していますか。その場合のサンプリング井戸の設置点は、発電所内の水理地質学調査に基づくものですか。その調査はいつ実施したものですか。地下の汚染プリュームの三次元的な拡散を予想するためのモデルや評価ソフトはありますか。そのような事態が発生した場合に回収井戸を掘削する位置と深さを速やかに決定するためにはこのような備えが必要であり、逆にその場合の対応の遅れは、後々将来の廃炉コストを引き上げてしまうことになってしまいます。現在、整備が未完、又は未着手である場合、貴社の今後の取組みについての見解を示して下さい。

尚、原子力発電所内の地下水と土壌の汚染問題は、それ自体としては原子力安全の範疇には属さないと考えられていますが、米国においては、昨今の類似事象の多発と公衆の関心に応えるため、積極的に取組んでいる活動の好例です。

＜当社の回答＞

ご指摘の地下水と土壌の汚染問題への対処としては、まずは漏えいを防ぎ、また、より施設や構造物に近いところで漏えいを検知し対処することが重要と考えています。

当社が採用しているＰＷＲにおいては、海水放出管、循環水管とその付属設備については十分な保全が実施されている。また、管理されない漏えいについては、国内ＰＷＲには放射性物質を含有する埋設配管はなく全て地上配管であり定期的に点検されていること、使用済燃料ピットには漏えい監視装置が設けられ漏えい監視されていることから、問題ないと考えています。

なお、原子力発電所周辺では、海産物などとともに陸水（水道、河川水）、雨水、海水について定期的なサンプリング測定を福井県・京都府とともに実施しており、例えばトリチウムはバックグランドレベルしか検出されておらず、周辺環境に影響がないことが確認されています。

Ｐａｒｔ３　大飯原子力発電所視察の所見と質問

１．保安対策の脆弱性

①設計脅威の定義を秘密にするとの国の方針には、それが不作為を隠す口実になっていないか再検討が必要な課題であると思われます。現に、悪意の侵入や情報収集、破壊活動の問題点について、国が十分な審査や検査を行ったのか疑念が感じられます。因みに米国では、10CFR73.1項において、具体的に設計脅威についての主要な特性が記載され、その中には、専門的訓練を積んだ集団、自爆攻撃、複数の標的の同時攻撃、水陸両面からの攻撃、高度な武器の使用、内通者の存在、サイバー攻撃などが言及されています。貴社は、貴社自身のためにも国の曖昧な方針を甘受せず、この問題に対してより前向きに国と折衝し、強化を推進すべきと考えます。

＜当社の回答＞

設計基礎脅威につきましては、ＩＡＥＡ技術指針において秘密にすべき情報とされ、「原子力施設における核物質防護対策の強化について（平成16年12月　総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子力防災小委員会）」にも記載されているとおり、秘密にすべき情報であると考えています。

また、ＩＡＥＡの勧告（ＩＮＦＣＩＲＣ２２５）におきましても、国の責任において、さまざまな信頼性のある情報源を用いて設計基礎脅威を策定するよう勧告しており、国は、治安機関などからの情報も踏まえて十分な審査や検査を行ったうえで、設計基礎脅威を策定されていると考えています。ご指摘いただいています主要な特性につきましても、日本としての設計基礎脅威をどのような脅威とすべきかについて、検討されていると考えています。

当社としては、国で策定された設計基礎脅威に対応した防護措置を法令に基づいて厳正に行ってまいります。

１．保安対策の脆弱性

②防護区域内の撮影制限、又は禁止については、単に法的要件を唱えるだけでなく、その理由と範囲に関し、もう少し分かり易く親切な説明がなされるべきだと思われます。又、このようなことに対する協力を求めるに当たっては、他の保安対策についても厳格に実践されていることが前提であり、「悪意を持った潜在的なテロリストに対しては脇が甘く、善良な取材者に対しては厳しく不親切」との印象を改めるため、貴社にとって過度に負担にならない範囲で、工夫と努力をすべきと感じられます。

＜当社の回答＞

「原子力施設における核物質防護対策の強化について（平成16年12月　総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子力防災小委員会）」に記載されているとおり、核物質防護上重要な施設の建屋図面に関する防護上重要な出入口、窓、機器の配置等のデータは、テロリストが侵入する際の有用な情報となるため、従来から、ご視察や取材の方々に撮影制限、または禁止をお願いしています。

当社としては、核物質防護の観点から、ご視察いただく際に撮影制限、または禁止のご協力をお願いしていますが、ご指摘を踏まえて、これまで以上に丁寧な説明を心がけ、ご視察や取材の方々のご理解を得たいと考えています。

また、その他の核物質防護対策についても厳格に実施してまいります。

2.　北側の法面について

3、4 号機のパワー・ブロック北側に聳える法面は、防波堤以上に重要で、より高い設計尤度が必要であると思われます。貴社が最近導入したディーゼル発電機などのバックアップ用発電設備はまさにその直下に設置されており、更にそこから直ぐ近くには、緊急対応時の水源として担保しているかなり背の高いタンクが林立しています。法面の崩壊をイメージした場合に直感するのは、まずバックアップ用発電設備の瞬間的な埋没で、次にこれらのタンク群をなぎ倒し、最後に発電設備そのものに土砂と岩石が直撃する光景です。このようなシナリオは、福島第一原子力発電所における津波の威力をも圧倒し、水と違って引くことがないだけに、復旧活動が長期に亘って妨げられるものと想像されます。従って貴社は、このシナリオの発生頻度が十分に低いことを裏付けるための工学的検証を十分保守的に、且つ、多重に行い、そのことを原子力安全・保安院と原子力安全委員会に対してだけでなく、公衆に対しても十分可視化して説明することが望ましいと思われます。

以下、具体的な質問と所見です。

〈1〉　地震による当該法面の崩壊に対しては、今般のストレス・テストの一環として評価していますか。除外した場合、その理由は何ですか。

＜当社の回答＞

ストレステストでは、緊急安全対策の成立性を評価するに際して、斜面の安定性評価を行っています。

〈2〉貴社の現地での口頭説明によれば、当該法面の強度は、設計地震加速度に対して2倍の尤度があるとのことでした。しかし当該法面は、設計地震加速度700galが設定されているベースマット上にはある構造物ではなく、「2倍」の基準が何に対してなのか不明です。この基準について明確にして下さい。又、仮に2倍を超過した場合、直ちに法面の崩壊が起こるのか、それとも崩壊が起こるまでの「安全係数」があるのかについても説明して下さい。

＜当社の回答＞

当該斜面の評価を行うに際して、用いる入力地震動は、原子炉建屋基礎の下の位置で定義された基準地震動（700gal）が、当該斜面に伝わって増幅することを評価したものを用いています。その結果、基準地震動Ｓｓに対する最小すべり安全率として４以上を確保しています。

なお、「すべり安全率」とは、斜面が有する「すべり抵抗力」を「すべろうとする力」で除したものであり、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-2008）」ではすべり安全率の評価基準値を１．２としています。

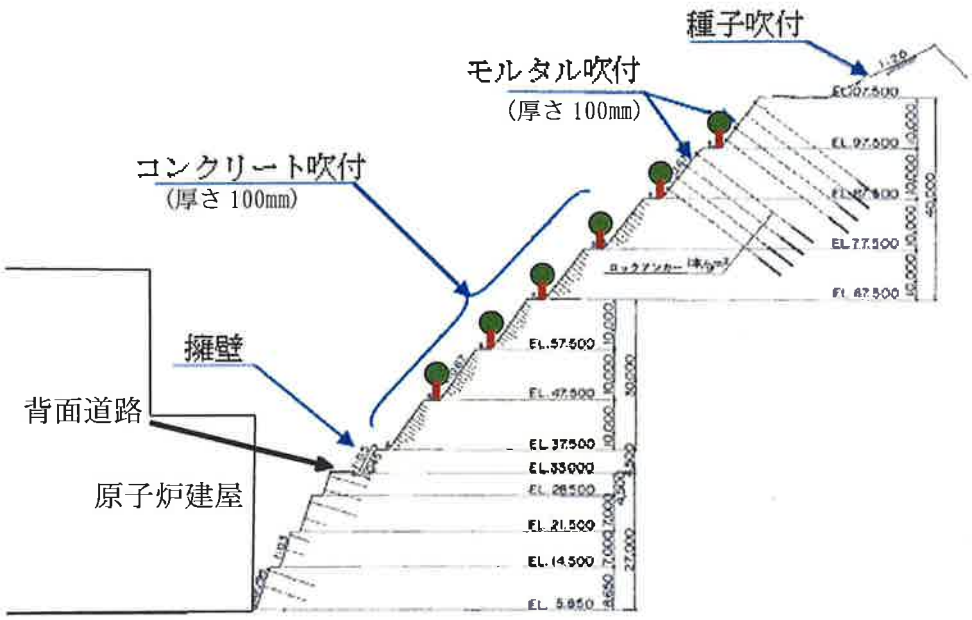
また、斜面の評価においては基準地震動の２倍の地震力に対して確認しているわけではありません。

〈3〉 貴社の安全確認の根拠を理解するため、以下の情報を提示して下さい。未評価の項目については、当該評価を不要と考える根拠を説明して下さい。

① 法面補強の構造と主要な寸法を示した図面。

＜当社の回答＞

ご質問の図面は以下のとおりです。



大飯 3･4 号機背後斜面断面図

② 形状と構造が同等である法面補強が崩落した過去の事例の有無。

＜当社の回答＞

大飯発電所においては、形状と構造が同等である法面補強が過去に崩壊した事例はありません。

なお、原子炉施設の周辺斜面は、重量もあり耐震安全上重要な施設である原子炉建屋を設置するために強固な岩盤まで深く切り取ったものです。切取り工事はダイナマイトを用いた発破により行うほどきわめて硬い岩盤で構成された斜面です。

③ 法面の土壌の物性に関するデータ。（四季による変化、集中豪雨や長期の降雨があった後の状態も包絡。）破砕層や破断面がないこと、又は、あったとしても問題がないことの裏付け。経年変化のモニタリングについての説明。

＜当社の回答＞

ご質問の斜面については、これまでの地質調査結果等をもとに安定性を評価し、原子力施設の安全機能に重大な影響を及ぼすような崩壊を起こさないことを確認し、平成 24 年 2 月 29 日に「平成２３年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価のうち大飯発電所周辺斜面の安定性評価報告書」（別添）として国に報告し、意見聴取会において専門家に評価をしていただいております。

なお、報告書において、斜面の物性値として単位体積重量、変形特性、強度定数について報告しています。

また、斜面は、建設時に建屋建設の為に地山を深く切り取ったものです。切取り工事はダイナマイトを用いた発破により行うほど硬い岩盤部であり、強い強度を有した斜面です。経年変化のモニタリングについては行っていませんが、斜面は法面保護工を行っており、経年劣化は少ないものと考えています。

④ 法面補強の層が地震発生時に剥離しないことの根拠。又は、剥離しても問題ないことの根拠。

＜当社の回答＞

原子炉背後斜面の大部分は，コンクリート擁壁，コンクリート吹付（厚さ 100㎜、ロックボルトおよび金網入り），モルタル吹付（厚さ 100㎜、ロックアンカーあり）のいずれかで保護されております。表層に剥離しうる岩塊が形成された場合でも、コンクリート吹付等の法面補強工には、剥離や滑落を防ぐ効果があります。なお、今後、念のため落石防護柵を設置する予定です。

⑤ 法面補強の強度が経年劣化しないこと、又は、経年劣化を見込んでも必要な強度が十分維持できることの根拠。それを確認するための定期的な検査の実施状況。

＜当社の回答＞

コンクリート擁壁等の保護工は，巡視（１回／月）および点検（１回／年）において定期的に目視点検を実施し，剥離・変形・はらみ出し等の変状や有害な欠陥が

ないことを確認しています。

⑥ ベッドロックから法面までの全体を含んだ耐震評価モデル図と解析に用いた入力値。耐震評価結果。耐震解析の方法が信頼出来ることを裏付けるための実験的な検証（ベンチマーキング）。尚、この評価については、施工業者による他、施工業者以外の第三者機関によっても完全に独立的に実施されていることが望ましい。

＜当社の回答＞

③と同様、平成 24 年 2 月 29 日に「平成２３年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価のうち大飯発電所周辺斜面の安定性評価報告書」として国に報告し、意見聴取会において専門家に評価いただいております。

耐震評価モデル図、および解析に用いた入力値（強度定数、変形特性、物理定数等）は、その報告書に記載しています。解析の方法は、「原子力発電所耐震設計技術指針　JEAG4601-2008」に示される手法により実施しています。

⑦ クリフ・エッジを超えた時の法面の崩壊モードと滑落する土砂、岩石の予想体積、及び運動エネルギー。

＜当社の回答＞

ご質問の斜面は基準地震動Ｓｓに対する最小すべり安全率として４以上を確保しており十分な裕度を有しています。したがって、クリフエッジを越えた検討（法面の崩壊モードと滑落する土砂、岩石の予想体積、運動エネルギー等の検討）は行っていません。

⑧ 法面において想定される最大の降雪量と雪崩の評価。

＜当社の回答＞

切取法面については、１：0.67 の勾配であり、積雪するような勾配ではありません。

一般に、大きな雪崩が起こった場合、樹木をなぎ倒すため、樹林帯の中に一部分だけ樹木の生えていない場所が発生する傾向にありますが、現地では過去にこうい

った雪崩が発生した形跡はありません。

なお、当社の美浜、高浜、大飯発電所が属する福井県嶺南地方の海沿いの地域は、対馬暖流の影響から内陸と比べて気温が高く、降雪量も少ないことから、各発電所において大規模な雪崩が発生する危険性はないと考えられ、また、過去に大規模な雪崩が発生した記録も認められていません。

⑨ 法面に航空機が衝突した場合の機械的影響とジェット燃料の燃焼による影響評価。

＜当社の回答＞

ご質問にあるような影響評価を行っていませんが、運輸省通達（空航第 263 号昭和 44 年 7 月 5 日）において、原子力施設の安全確保のため、原子力施設付近の上空の飛行はできる限り避けるよう指示されています。

⑩ 法面補強の強度に関する原子力安全・保安院の承認は何を根拠としましたか。上述①～⑨ の各項については議論していますか。

＜当社の回答＞

ご質問の斜面の安定性評価においては、安全側の観点から、法面補強の効果を考慮していません。この安定性評価についてはストレステストにおいて原子力安全・保安院に説明するとともに、平成 24 年 2 月 29 日に「平成２３年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価のうち大飯発電所周辺斜面の安定性評価報告書」として報告し、意見聴取会において専門家に評価いただいております。

〈4〉一般参観者や視察者のため、当該法面の断面模型があるべきと思われます。一般参観者や視察者には、外観だけからでは当該法面の内部構造が分からず、法面直下の現場には恐怖感があります。そのような部分に対しては特に視覚的に分かり易い説明を心掛けるべきであると思われます。

＜当社の回答＞

今後も、わかりやすい説明を心がけます。

３．観察所見、質問

〈1〉台風 - 土砂崩れ：　トンネルが閉塞し、海と空が荒れている場合の貴社の当直職員の移動方法や物資補給の手段は考えていますか。

〈当社の回答〉

発電所構内には緊急時に必要な初動対応の要員、外部支援が期待できるまでの間の物資を確保しています。

しかし、運搬が必要な場合に備え、陸路、海路、空路の運搬手段の多様化を図るとともに要員召集、物資の輸送の訓練も実施しています。

〈2〉　送電線：所外からの送電線２系が、開閉所近くの山の斜面でかなり隣接しています。地震による地崩れ、ヘリコプターなどの墜落（及びその後の樹林の火災）、森林火災などによって、両系同時に損傷する可能性があるように感じられました。

①　我が国の安全審査指針によれば、「指針 48.　電気系統」第２項において、「2 回線以上の送電線により電力系統に接続された設計であること。」とあるだけで、現状でも適合すると解釈されますが、より基準の厳しい米国においては次のように規定されており、現実的に可能な限りの物理的独立性の確保が謳われています。貴社は、現状の 2 系の送電線の物理的独立性についてどのように評価していますか。そのような貴社の評価については、過去においてどのように原子力安全・保安院の同意を得ていますか。

Criterion 17—Electric power systems.
(抜粋) Electric power from the transmission network to the onsite electric distribution system shall be supplied by two physically independent circuits (not necessarily on separate rights of way) designed and located so as to minimize to the extent practical the likelihood of their simultaneous failure under operating and postulated accident and environmental conditions. A switchyard common to both circuits is acceptable.

＜当社の回答＞

当社では、複数の送電系統を並行して建設する場合、相互の送電系統への影響を考慮し、極力、送電鉄塔間の離隔距離を確保することとしており、現実的に可能な限りの物理的独立性の確保に努めています。

なお、各原子力発電所は、当該発電所に直接接続する送電線の１ルート断事故や極めて過酷なケースとなる第一変電所(※)の全停事故などの場合にも外部電源が受電可能となるよう系統の多重化（２ルート４回線以上を確保）を行っております。また、これにつながる５００ｋV 基幹系統も多重化を行っており、これらにより、送電系統の機能喪失が生じる可能性は極めて低いと考えています。この結果については、平成２３年４月１５日付の原子力安全・保安院からの指示を受けて報告し、「電力系統の供給信頼性は確保されている」との評価を得ています。

（※）第一変電所とは原子力発電所に直接接続する変電所をいう。

②　送電線上空の飛行禁止、又は制限は、どのように運用されていますか。

＜当社の回答＞

送電線の上空の飛行禁止または制限を定めるものはありませんが、航空法等により、人または物件の安全および航空機の安全を考慮した飛行高度が定められているほか、原子力関係施設上空の飛行規制があります。

なお、送電鉄塔等の物件の設置者は、航空法の規定に基づき、必要な物件への航空障害灯や昼間障害標識を設置することが義務付けられており、航行の安全性を確保しています。

〈3〉非常用海水ポンプ：

①ロータリー・スクリーンが完全に閉塞した場合は、循環水ポンプだけでなく海水ポンプへの取水も停止してしまいますか。

＜当社の回答＞

海水ポンプのロータリースクリーンが閉塞すれば、海水ポンプ吸込水頭の確保ができにくくなります。これにより、海水ポンプ入口の潮位が低下した場合は、海水ポンプを一時的に停止します。また、ロータリースクリーンが、閉塞した場合は、ロータリースクリーン洗浄ポンプ等によりスクリーンのゴミを除去し、ロータリースクリーンの機能を回復させた後、海水ポンプの運転を再開することができます。

なお、福島第一原子力発電所での事故を踏まえた安全性向上対策として、当社の全プラントに対して、海水ポンプが使用できない状況においても、非常用ディーゼル発電機へ、海水を供給できる可搬式エンジン駆動海水ポンプを配置（平成23年6月）した。さらに非常用ディーゼル発電機と原子炉補機冷却水系統へ、海水を供給する大容量ポンプを配置（平成23年12月）しており、これらのポンプにより海水を供給することができます。

〈3〉　非常用海水ポンプ：

②取水口付近での船舶事故による油漏れやクラゲの大量発生、海藻の流入などによる海水ポンプへの影響については、どのように評価されていますか。

＜当社の回答＞

海水ポンプまわりの設計にあたっては、海水ポンプへの異物混入を極力抑えるべく取水側にロータリースクリーンを設ける設計としています。また、取水口付近で油漏れが発生した場合においても、海水ポンプの取水面は水面より深い位置で設定していることから海水面表層に存在する油を吸い込むことはないと判断しています。

上記に加えて、以下のようなソフト面での対応策も実施しています。

- 事故時マニュアルには、クラゲの大量発生、海藻の流入などが発生した場合の対応措置が定められており、これらの事象が発生した場合に備えています。
- 春から秋にかけては取水口にクラゲ用の網を設置し、クラゲの取水口への侵入を防いでいます。
- 海上で油漏れが発生した場合に備え、油フェンス、油吸着マットなどの器材が準備されており、油の取水口への流入を防ぐとともに油吸着マットにて油を回収します。

〈3〉非常用海水ポンプ

③スクリーンが閉塞した場合の「圧損大」信号によって、海水ポンプは自動トリップしますか。津波の下げ潮によって海水ポンプの吸い上げが低下したときには自動トリップしますか。それらの自動トリップ信号は必要に応じ、中央制御室で遠隔的にリセット、又はバイパスさせ、状況回復後直ぐに再起動出来ますか。

＜当社の回答＞

ロータリースクリーンが閉塞した場合や引き津波による潮位低下によっても、海水ポンプは自動的に停止することはありません。

なお、ロータリースクリーンが閉塞した場合は海水ポンプの切替えを実施し、引き津波が発生した場合には、潮位が定められた状態となった段階で運転員が手動で海水ポンプを停止します。

また、海水ポンプにそれら自動停止等のインターロックが存在しないため、状況が回復して、海水ポンプの運転が可能な状態となれば、ポンプを再起動することは可能です。

〈4〉バッテリー室

①シンクの蛇口（鉛蓄電池の硫酸が手に付いたときに洗うための蛇口）が開いたままの状態で上流側の元弁が誤って開けられ、長時間放置された場合、どのような事態に進展するか評価していますか。元弁のハンドルは、施錠管理されていますか。

②元弁～蛇口の配管が同室天井部を貫通している箇所はどのようにシールされていますか。上階において大量の溢水が発生した場合、同室への浸水は防止されますか。

＜当社の回答①②＞

元弁については、閉止状態で施錠をした運用としています。また仮にご質問で想定されている状態になっても、シンクから水が排出されるのでバッテリー室に貯まらない設計となっています。

貫通部については、シール材にてシールされており、上層部で溢水しても同室に浸水はしません。

<5>使用済燃料プール

①使用済燃料プールに消火栓を使って注水した場合、その放水口付近にバキューム・ブレーカーが付いていないため、ポンプが停止した場合にはサイフォン効果によって使用済燃料プールの水が消火栓を介して逆流し、建屋外に放出されてしまう可能性があるように思われます。プール水が著しく放射性物質によって汚染されてしまった後でこれが発生した場合、これは不要な放射能漏れとなるため、バキューム・ブレーカーなどの逆流防止が必要であるように思われます。

＜当社の回答＞

消火栓を使って注水する場合は、ホースの入口側を消火栓に接続し、出口側を使用済燃料ピットの縁まで気中に設置されている配管に接続して注水します。出口側が水中にないため、逆流することはありません。

〈5〉使用済燃料プール

②貴社の使用済燃料プールには、水位計と温度計は取付けられていますか。取付けられている場合、水位計は燃料集合体の頂部まで監視可能ですか。何系統ありますか。電源は SBO の場合でも働きますか。現在まだ水位計が取付けられていない場合、将来設置する予定はありますか。

＜当社の回答＞

当社の既設プラントにおける使用済燃料ピット監視計器として、水位計 1 系統および温度計 1 系統を設置しています。これらの電源は安全系からの給電への振替えを実施済みあるいは実施中です。なお、既設の水位計は燃料頂部まで監視できないため、さらに燃料頂部まで監視可能な安全系から給電する広域水位計 1 系統の追加設置を順次実施中です。また、使用済燃料ピット監視計器とは別に携帯型水位計、携帯型水温計を配備しています。

〈5〉使用済燃料プール

③使用済燃料プールの水が完全に抜ける事象が発生した場合、その後の淡水、又は海水の注水、又は散水（スプレー）によって臨界が発生する条件、及び、そのような手段による冷却が行われず、その後にジルコニウム火災に進展する条件についての解析は行われていますか。前者については臨界条件マップ（ウラン濃縮度、水の密度、燃焼度などを変数としたときの臨界条件を示した図）を、後者については解析コード名と解析結果（時間を関数にした温度上昇の予想グラフ）を提示して下さい。

＜当社の回答＞

使用済燃料ピットは耐震Sクラスで設計され、基準地震動Ssの約２倍の耐震裕度を有しており、十分な耐震性を確保していることを確認しています。さらに、燃料ピットポンプの吸込口および流入口は使用済燃料ピットの上部に設けられているため、万一冷却系の配管破損等により漏えいが生じたとしても吸込口および流入口高さ以下には水位低下せず、水位は確保されます。

また、緊急安全対策として、消火栓やガソリン駆動の消防ポンプ等を用いた給水手順を整備したことにより、淡水タンクの淡水、１次系純水タンクの純水に加え、海水を使用済燃料ピットに給水できるようになっており、崩壊熱による水の蒸発を補うことができます。

なお、使用済燃料ピットは、純水で満たされる等保守的な条件を想定しても、未臨界が確保できることを確認しています。

〈6〉安全意識の高揚と維持を図る工夫（提案）

例えば、構内の所々に「100,000年に1回の津波のレベル」のようなマーキングを入れたポストを立て、防波堤の増強や可搬式の消火ポンプ、電源設備の配備の意義を常に思い出せるようにすることで、安全意識の高揚と維持を図ることなど。

＜当社の回答＞

安全意識の高揚と維持については、美浜発電所3号機事故以降数多くの施策を講じています。

例えば、「安全の誓いの日」を制定し全従業員に対して安全最優先の意識を再認識させている等の取組みを行っていますが、ご提案も踏まえ引き続き安全意識の高揚と維持に努めてまいります。

4. 貴社からの説明に対する所見と質問

〈1〉津波の想定高さ： ストレス・テストにおいては 2.85m を基準としている一方、更に安全側に、外海（放水口側）で 11.4m、内海（取水口）で 6m を想定しているとの事に関し、このダブル・スタンダードの技術的根拠を説明して下さい。我が国では公式に採用されていない PG&E が行ったような確率論的ハザード解析に基づくものですか、それとも単に、福島第一原子力発電所で観察された津波の高さをそのまま想定した技術的根拠に基づかないものですか。

＜当社の回答＞

大飯発電所で想定される津波高さは、不確かさも考慮して検討した結果、T.P.＋2.85m であり、この値は十分な保守性を有していると考えています。

しかしながら、外海に直接面している福島第一原子力発電所では浸水高さが 15m であり、同発電所における平成 14 年評価値 5.5m を 9.5m 上回るものであったことから、さらなる安全性の向上を図るための一つの考え方として、念のため津波が直接到達する外海側（放水口側）には、平成 14 年評価値＋9.5m の津波を念頭におき、放水口と直接つながっている放水路ピットを T.P.15m に嵩上げすることとしています。

一方、内海側についても外海側から津波が回り込んでくることを考慮し、想定される津波高さに対し十分な余裕をみて T.P.＋6m の高さまで想定しているもので、ダブルスタンダードというものではないと考えています。

〈2〉ガソリン・ポンプによる送水：　4 台直列で運転して送水する場合において、最下流が閉め切られた場合、下流側にあるポンプのケーシングやホース、継手などは、締切り圧力に耐えられますか。そのことの確認は行っていますか。

＜当社の回答＞

当社で保有している消防ポンプ（ガソリンポンプ）は、すべてのポンプについてサーモバルブ(注)もしくは逃がし弁を搭載しています。万一の締切運転時には、これらの弁が作動し、圧力が過度に上昇しない設計となっています。

また、１年ごとの消防法に基づいた総合点検において締切運転を行い、各弁の機能確認を実施しています。

（注）サーモバルブ：送水温度が一定以上になると開く弁であり、当該弁に接続された管により高温水を外部へ排出し、締切連続運転時のオーバーヒートを防止します。

〈3〉高圧母線のA系とB系の間にクロスタイがないこと：　米国プラントにおいては、むしろそのような例が見当たりません。このようなクロスタイがない場合には、例えば、非常用ディーゼル発電機（A）の故障と余熱除去ポンプ（B）の故障を考えた場合、両余熱除去ポンプが使用出来なくなります。これに対し、クロスタイがある場合には、故障していない非常用ディーゼル発電機（B）と余熱除去ポンプ（A）の組合せによって、余熱除去系の運転が可能になります。このように、クロスタイの存在は、安全性の向上に有意に寄与します。同クロスタイの存否について、再確認をお願いします。

同様に、海水冷却系のクロスタイについてはどうでしょうか。このクロスタイの目的は、例えばA系の海水ポンプが故障しても、弁の切替え操作によって、B系の海水ポンプからA系に冷却水を送水出来るようにするもので、やはり安全性の向上に有意に寄与します。

＜当社の回答＞

米国プラントにおいても、当社が把握している範囲では、建設時設計として高圧母線のクロスタイがない発電所が４箇所（６基）存在しており、クロスタイがない設計が特殊なものではないと認識しています。

＜米国プラントにおける建設時設計として高圧母線のクロスタイがない発電所＞

- Comanche Peak #1/2　（PWR）
- Beaver Valley　#1/2　（PWR）
- Millstone #3　（PWR）
- William B.McGuire　#1　（PWR）

米国プラントにおける状況を踏まえたうえで、安全系高圧母線のクロスタイに関する、当社の設計の考え方を以下に示します。

当社原子力発電所の安全系高圧母線は、クロスタイで接続してＡ系とＢ系を組み合わせた運転を行う設計にはなっていません。

原子炉施設の安全設計審査指針には、安全保護系設備に対して多重性を持ち、また、これらの間の独立性を要求されています。

初期のプラントではクロスタイを設けたうえで、しゃ断器により分離する設計としており、最新プラントである大飯発電所３，４号機では、クロスタイを設けないことによって、分離設計をより明確にしています。米国プラントにおいても、世代に応じて同様の設計となっているものと思われます。

クロスタイを設けているプラントにおいても、運転中など多重性要求がある期間にクロスタイを結んで使用することはありません。今回のご質問にある使用方法は、設計事象を超える何らかの事象により多重性が損なわれた後のアクシデントマネジメント対応であり、このような状態を想定した場合には、大飯発電所３，４号機

についても空冷式非常用発電機用に新たに設置したしゃ断器および電路を使用することにより、Ａ系とＢ系を接続することが可能です。

また、海水系統については、Ａ系、Ｂ系の海水ポンプは同一のヘッダー配管に接続されており、Ａ、Ｂ系統間のヘッダー配管には隔離弁が設置されている系統構成となっています。よって、ある系統の海水ポンプから別系統の海水系統に海水を供給できます。

〈4〉「電気火災に水は禁物」：　一般にはそのように思い込まれていますが、ケーブル火災がある程度進行して中心部にまで及んだ場合、一旦は酸素を遮断することで消火しますが、残熱によってその後再発火し、なかなか鎮火が成功しない場合があることが経験的に知られています。その場合、電気品への通電を遮断してから水を使い、熱を奪うことで漸く鎮火に成功しているケースが多くあります。米国においてTMI-2 事故に次ぐ重大事象と評されているブラウンズ・フェリー1 号機の火災（1975年 3 月発生）においても、折角要請を受けて消火に駆け付けた消防署員に発電所員が水を使用させなかったため重大な火災に進展してしまい、結局消防署員の諫言を受け入れ水を使って消し止めたという教訓が報告されています。
貴社が 1975 年のブラウンズ・フェリーと同じ失敗を繰り返さないためには、専門の消防署員と一緒にエリア毎に消火方法についての入念なウォークダウンを実施し、予め適切な消火方法を決めておくことが重要と思われます。以下、視察させて頂いた 3 号機安全補機開閉器室に対する本件との関連質問です。

①　電源パネルに対し、発火前の発熱の段階で電気的な異常を検知するインシピアント火災検知器は導入されていますか。

＜当社の回答＞

インシピアント火災検知器は設置していません。

しかしながら、消防法に則した火災報知設備を設置しており、安全補機開閉器室であれば、煙感知器が設置されております。そのことによって、予兆検知は難しいですが火災の早期検知は可能と考えております。

②　扉は耐火仕様ですか。

＜当社の回答＞

耐火仕様とは異なりますが、防火仕様の扉です。

③　消火栓の水を使った場合の排水口の排水容量は十分ですか。

＜当社の回答＞

排水は、機器室または通路にある床ドレンを経由して排水できます。

安全補機開閉器室には、消防法に定める 1 号消火栓をプラントに設置していますが、消防法では、消火水源やポンプ容量は、消火栓を最大２個同時に使用できる容

量を求めていますので、これに合わせて消火栓を２個同時使用して放水されることを想定して、放水された消火水は、機器室または通路にある床ドレン配管の排水能力から十分に排水可能であることから、十分な排水容量を確保できるものと考えております。

④　適切な排煙装置はありますか。

＜当社の回答＞

安全補機開閉器室には、換気空調設備があることから、排煙は可能です。

〈5〉水素爆発対策：　ジルコニウム・水反応（$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$）が 100% 起こり、水素が格納容器内の雰囲気に均一に拡散した場合、何% （体積比） になると計算されていますか。均一だった水素の初期濃度が、その後の冷却過程に伴う水蒸気の凝縮などによって局所的に濃縮されるプロセスについては、研究（文献調査、実験、解析）していますか。
触媒式の水素再結合器が機能するための条件（電源の要否、温度、湿度）と、機能しなくなる条件は何ですか。

＜当社の回答＞

ＰＷＲプラントでは、全炉心領域で使われているジルコニウムの 75%（燃料有効長被覆管の約 100%に相当）の Zr-水反応による水素発生量を評価しており、大型ドライ型格納容器プラントにおいて最も水素発生量の多い４ループプラントで約 12%以下となることを確認しています。一方、アイスコンデンサ型格納容器プラント（大飯発電所１、２号機）では、格納容器の体積が小さいため水素発生量は13%を超える評価となり、格納容器健全性に影響を及ぼす爆轟領域に入ることから、シビアアクシデント対策として水素燃焼装置を設置しています。

国内におけるシビアアクシデント時の原子炉格納容器内での可燃性ガス混合挙動および燃焼挙動に係る実証試験は完了しており、過酷状況下での実証を含め大規模な水素爆轟による原子炉格納容器破損を防止するための技術的な確認は既になされています。

水素燃焼装置を設置済みの大飯１，２号機を除く大型ドライ型格納容器プラントに対して設置を計画している静的触媒式水素再結合装置は、水素濃度の上昇に応じて自動的に反応が始まる電源を必要としない静的な装置で、事故時の格納容器内の温度、湿度等の環境条件下で機能するものです。

4.　貴社からの説明に対する所見と質問

〈6〉送電系統設計：　貴社の若狭湾沿岸の３原子力発電所の全発電ユニットが全基定格出力で運転中、若狭湾一帯の地震によって全基同時にスクラムした場合、どのように送電系統へのインパクト（最悪は広域停電）を回避、又は最小化し、原子力発電所への所外電源の確保を図るように設計していますか。送電先の分散という点から、設備容量の喪失分をどのように余剰設備容量によって補充する計画なのか定量的に説明してください。

＜当社の回答＞

ご質問は、若狭湾一帯の地震発生に伴う、原子力発電所へ電源を供給する送電系統の機能喪失に係る回避策および各原子力発電所の所内電源必要量に対する送電容量に係るものと認識し回答させていただきます。

全基同時スクラム等、発電機の発電量が電気の使用量に比べて少なくなると、連鎖的に発電設備が停止し、大規模停電が発生するおそれがあります。

そこで、発電量と使用量のバランスをとるため、コンピュータにより瞬時に計算し、自動的に一部の電気が切れる保護装置があります。

なお、この装置が動作した場合でも原子力発電所の所外電源は、確保されるようになっております。

一方、各原子力発電所は、当該発電所に直接接続する送電線の１ルート断事故や極めて過酷なケースとなる第一変電所(※)の全停事故などの場合にも外部電源が受電可能となるよう系統の多重化（２ルート４回線以上を確保）を行っています。また、これにつながる５００ｋＶ基幹系統も多重化を行っており、これらにより、送電系統の機能喪失が生じる可能性は極めて低いと考えています。

なお、万一全ての外部電源が喪失した際にも、これらの送電系統とは別に、従来から設置している所内の非常用発電装置に加え、空冷式非常用発電装置の設置や電源車の配置等の対策を講じており、これらの所内電源により炉心冷却を継続することができ、炉心損傷に至ることはありません。

また、原子力発電所につながる送電系統については、いずれの回線においても、各原子力発電所の所内電源を維持できる容量を確保しております。

（※）第一変電所とは原子力発電所に直接接続する変電所をいう。

〈7〉ストレス・テストの問題点：　　下表の評価概要のうち、SBO と LUHS に対する貴社のクリフ・エッジの考え方は、妥当でないと考えます。

	クリフエッジ 評価の指標	クリフエッジ 下段：対象となる設備		緊急安全対策前 下段：対象となる設備	安全確保対策の効果[*1]
地震 （津波との重畳も同じ）	基準地震動Ss (700gal)との比較	1.80倍(1260gal相当) 高電圧用開閉装置		1.75倍(1225gal相当) 原子炉補機冷却水ポンプ	約3%向上
津波 （地震との重畳も同じ）	設計津波高さ (2.85m)との比較	約4.0倍(11.4m) タービン動補助給水ポンプ		約1.6倍(4.65m) 海水ポンプ	約145%向上
全交流電源喪失 （SBO）	外部からの支援がない条件で、燃料の冷却手段が確保できなくなるまでの時間	炉心	約16日後[*2] 水源補給用消防ポンプガソリン	約5時間後[*1] 蓄電池	約76倍向上
		使用済燃料	約10日後(停止中)[*2] ピット水補給用消防ポンプガソリン	約12時間後[*1](停止中) (水温が100℃到達時点)	約20倍向上
最終ヒートシンク喪失 （LUHS）		炉心	約16日後[*2] 水源補給用消防ポンプガソリン	約6日後 蒸気発生器給水用水源	約2.8倍向上
		使用済燃料	約10日後(停止中)[*2] ピット水補給用消防ポンプガソリン	約12時間後[*1](停止中) (水温が100℃到達時点)	約20倍向上

即ち、貴社はガソリン・ポンプの燃料がどれ位長くもつかで評価していますが、それよりも厳しい真のクリフ・エッジになる要因は、ガソリン・ポンプなどの必要な機材の段取りや運転を、緊急時にどれだけ迅速に行えるかであると考えます。例えば、補助給水ポンプが事故発生の瞬間から起動しない場合、蒸気発生器のドライアウトまでの時間以内に、どれだけ余裕をもってそのような対応が可能であるかということです。尚、そもそも、本来は恒久的に設置された機器が担保だったものが、完全に人的な対応が担保に替わっている点にも問題があると感じられます。以下、この点に関する質問です。

①電源復旧活動、及び、補助給水ポンプの入口に給水用のホースを繋ぐ訓練の結果、何分で実施出来ていますか。

＜当社の回答＞

電源確保は、全交流電源喪失が発生した場合、直流電源が枯渇するまでの約５時間の間に電源が確保できれば、事象の進展を防ぐことができ、これまでの訓練実績から約３８分／号機でできることを確認しており、大飯発電所１，２号機と大飯発電所３，４号機で並行作業を行い、大飯発電所１～４号機では約７６分（約１．３時間）で電源確保できます。

また、蒸気発生器への給水は、補助給水ポンプの水源となる復水ピットへ給水し確保することとしており、海水を復水ピットに給水するための消防ポンプ、消火ホースの配置には約６７分／号機の時間を要し、大飯発電所１～４号機では、約２６８分（約４．５時間）で給水が確保できます。

②予告なしでの訓練は行っていますか。

＜当社の回答＞

対応要員を召集するための連絡訓練など、予告なしでの訓練が効果的であると思われるものについては、実施しています。

③降雪時、路面凍結時、夜間、暴風雨時、休日、所内に救護すべき負傷者が多数発生した場合などには、予定していた人的な対応が大いに妨げられるか遅れる可能性があります。そのような場合のファクターをどのように考慮していますか。

＜当社の回答＞

不慮の事象を考慮し、休日、夜間にも発電所構内に十分対応できる要員を確保するとともに、事象発生に伴い対応要員を招集し、対応体制を強化いたします。

別添

平成２３年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価のうち大飯発電所周辺斜面の安定性評価報告書

平成２４年２月２９日

関 西 電 力 株 式 会 社

目次

1. まえがき ……1

2. 評価方針 ……2
2.1 一般事項 ……2
2.2 評価方法 ……2
(1) 解析手法 ……2
(2) 入力地震動 ……2
(3) 評価内容 ……2

3. 1・2号機周辺斜面の安定性評価 ……9
3.1 周辺斜面の状況 ……9
3.2 評価斜面の選定 ……9
3.3 評価条件 ……9
(1) 解析モデル ……9
(2) 解析用物性値 ……9
(3) 地下水位 ……9
(4) 想定すべり面 ……9
3.4 評価結果 …… 22
3.5 表層部の安定性評価 …… 38

4. 3・4号機周辺斜面の安定性評価 …… 44
4.1 周辺斜面の状況 …… 44
4.2 評価斜面の選定 …… 44
4.3 評価条件 …… 44
(1) 解析モデル …… 44
(2) 解析用物性値 …… 44
(3) 地下水位 …… 44
(4) 想定すべり面 …… 44
4.4 評価結果 …… 53

【参考資料】変位量評価手法（Newmark 法）について

1. まえがき

当社は，平成 18 年 9 月 19 日付けで原子力安全委員会により「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が改訂されたことに伴い，原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）による「「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う既設発電用原子炉施設の耐震安全性の評価等の実施について」（平成 18・09・19 原院第 6 号 平成 18 年 9 月 20 日）に基づき，改訂された耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設の耐震安全性評価を実施している。

これまでに，活断層評価，基準地震動 S_s の策定及び主要な施設の耐震安全性評価については，平成 20 年 3 月 31 日に保安院に耐震安全性評価結果中間報告書を，平成 21 年 3 月 31 日に中間報告書（追補版）を提出し，国による審議を経て，平成 22 年 11 月 25 日に保安院に「耐震安全性評価結果（原子力安全・保安院での審議状況の反映）」を提出し，平成 22 年 11 月 29 日に「耐震安全性に係る評価について（基準地震動の策定及び主要な施設の耐震安全性評価）」を受領した。

その後，平成 23 年 3 月 11 日に発生した平成 23 年東北地方太平洋沖地震に伴い，保安院より「平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価の実施について（指示）」（平成 23・11・02 原院第 4 号 平成 23 年 11 月 11 日）を受け，「平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価　実施計画書」（以下「計画書」という。）を平成 23 年 11 月 18 日に保安院に提出した。

本報告書は，計画書に基づき，大飯発電所周辺斜面の安定性評価結果について取りまとめたものである。

2. 評価方針

2.1 一般事項

耐震安全上重要な機器・配管系を内包する建物・構築物（以下「対象施設」という。）の周辺斜面について，基準地震動 S_s による地震力に対して，対象施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こさないことを確認するため，すべりに対する安定性を評価する。

周辺斜面の安定性評価は，対象施設と周辺斜面の離間距離に基づき選定した斜面を評価対象とし，想定すべり面におけるすべり安全率により評価する。

2.2 評価方法

(1) 解析手法

基準地震動 S_s に対する地震応答解析を二次元動的有限要素法解析により行う。地震応答解析は，周波数応答解析手法を用い，等価線形化法によりせん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存性を必要に応じて考慮する。

地震時の応力は，静的解析による常時応力と，地震応答解析による動的応力を重ね合わせることにより求める。常時応力は地盤の自重計算により求まる初期応力，建屋基礎掘削に伴う解放力および建屋・埋戻土の荷重を考慮し，動的応力は水平地震動および鉛直地震動による応答の同時性を考慮して求める。

周辺斜面の安定性評価フローを第 2.2-1 図に示す。

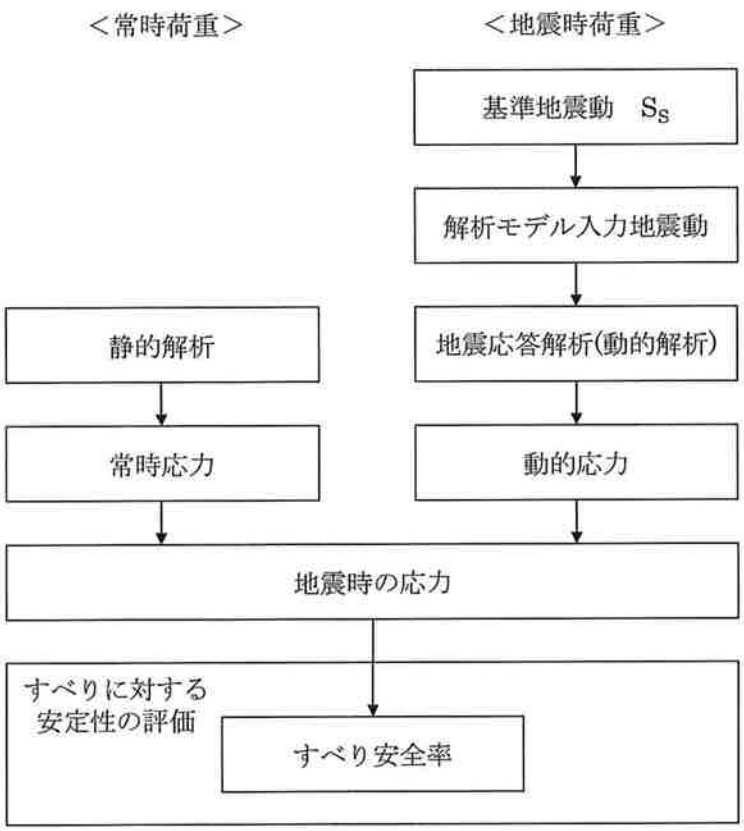
常時応力を算定する静的解析における境界条件は，モデル下端を固定境界，側方を鉛直ローラ境界とする。また，動的解析における境界条件は，モデル下端を粘性境界，側方をエネルギー伝達境界とする。境界条件を第 2.2-2 図に示す。

(2) 入力地震動

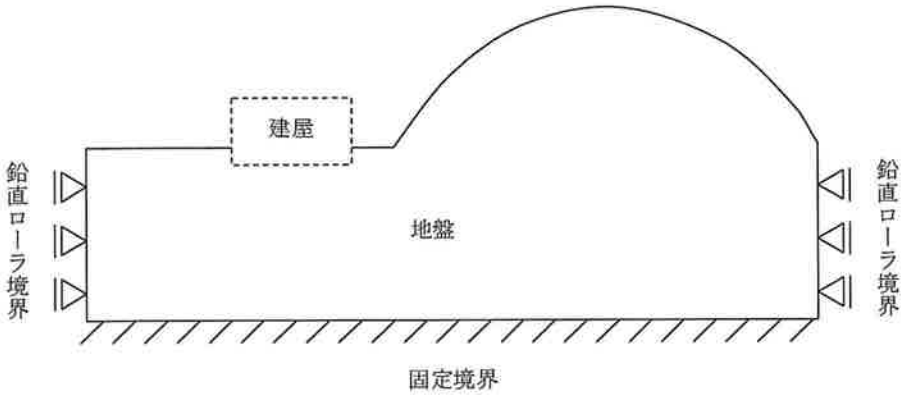
入力地震動は，解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を一次元波動論によって地震応答解析モデルの入力位置で評価したものを用いる。入力地震動の考え方を第 2.2-3 図に，基準地震動 S_s を第 2.2-1 表に，加速度時刻歴波形と加速度応答スペクトルを第 2.2-4 図～第 2.2-6 図に示す。断層モデルを用いた手法による地震動評価結果による基準地震動については，検討対象断面方向に方位補正を行なって解析モデルへ入力する。

(3) 評価内容

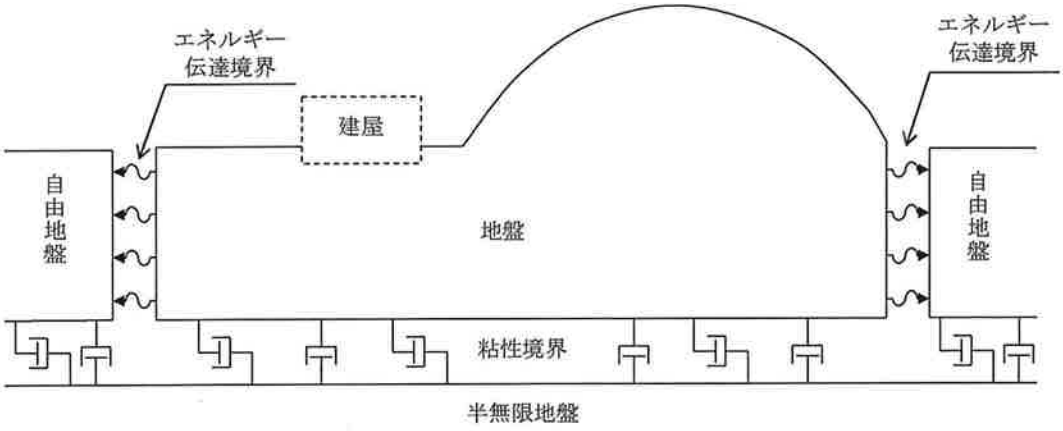
すべりに対する安定性は，想定すべり面におけるすべり安全率により評価する。すべり安全率は，想定したすべり面上の応力状態をもとに，すべり面上のせん断抵抗力の和をすべり面上のせん断力の和で除して求める。引張応力が発生した要素については，すべり面に対して直応力が引張応力の場合には強度定数を 0 とし，圧縮応力の場合は残留強度を用いる。また，せん断強度に達した要素では残留強度を用いる。



第 2.2-1 図　周辺斜面の安定性評価フロー

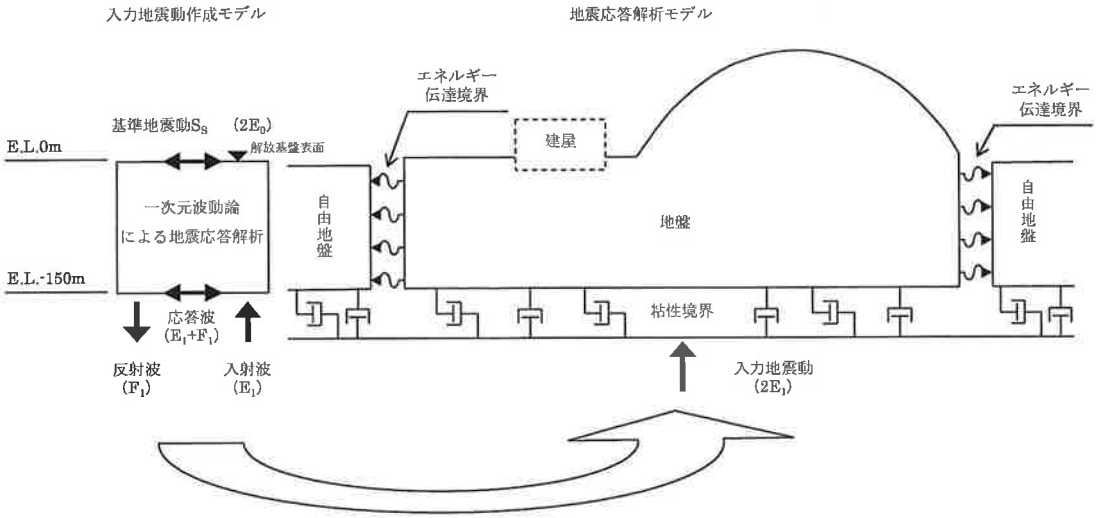


(a) 静的解析時



(b) 動的解析時

第 2.2-2 図　境界条件

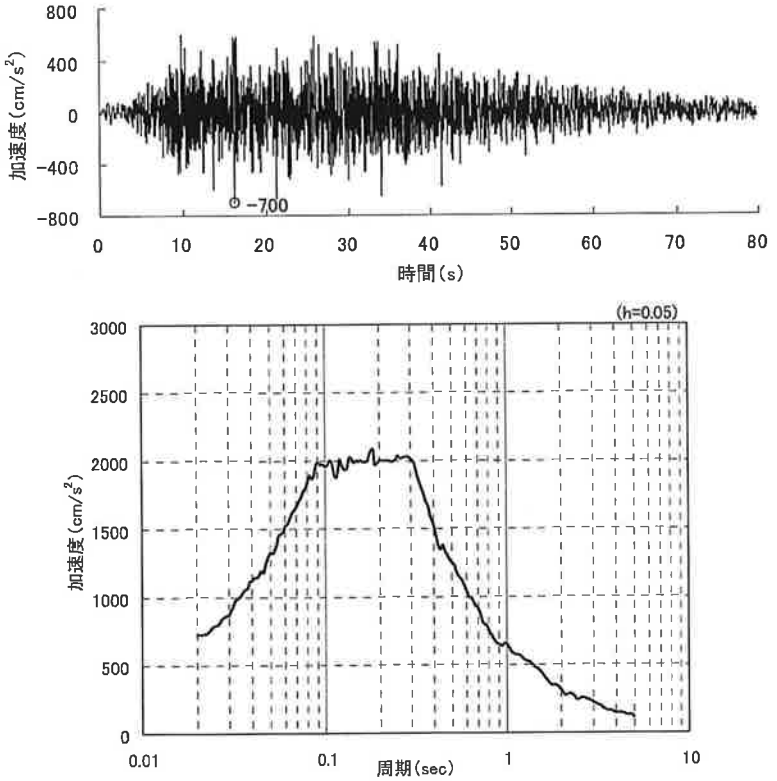


第 2.2-3 図　入力地震動の考え方

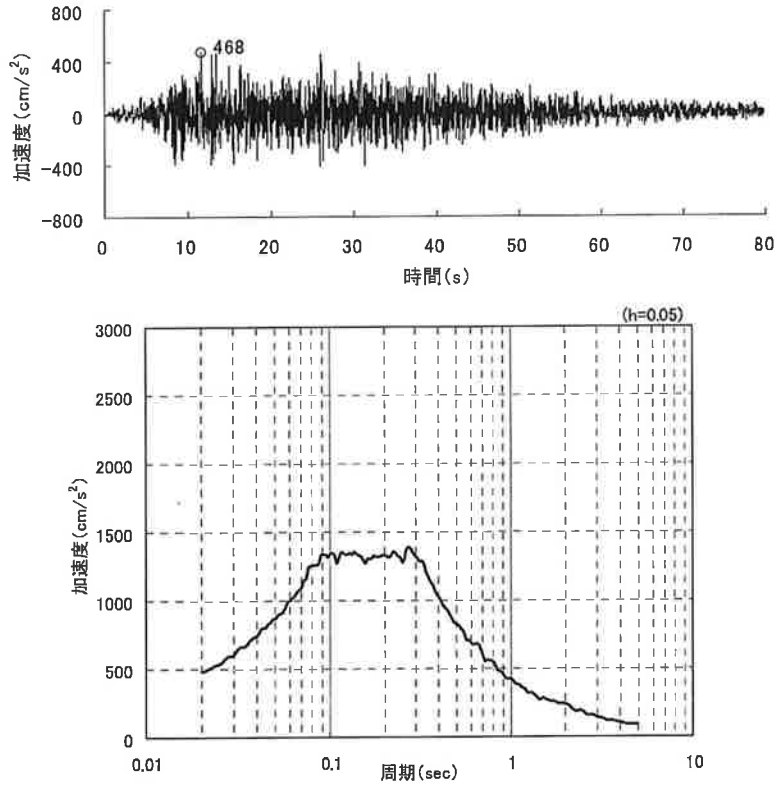
第 2.2-1 表　基準地震動 Ss

基準地震動 Ss			備考
名称	水平方向	鉛直方向	
Ss-1	Ss-1H	Ss-1V	応答スペクトルに基づく地震動評価
Ss-2	Ss-2NS Ss-2EW	Ss-2UD	断層モデルを用いた手法による地震動評価
Ss-3	Ss-3NS Ss-3EW	Ss-3UD	

断層モデルを用いた手法による地震動評価結果による基準地震動は，検討対象断面方向に方位補正を行なって解析モデルへ入力する

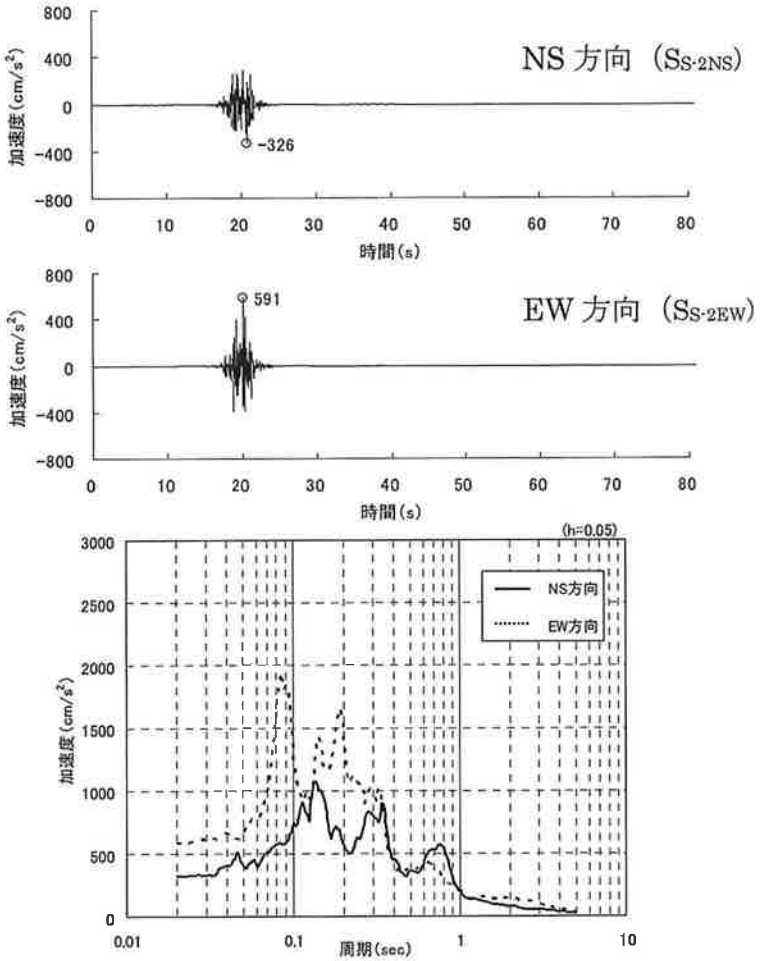


(a) 水平方向 (S_{S-1H})

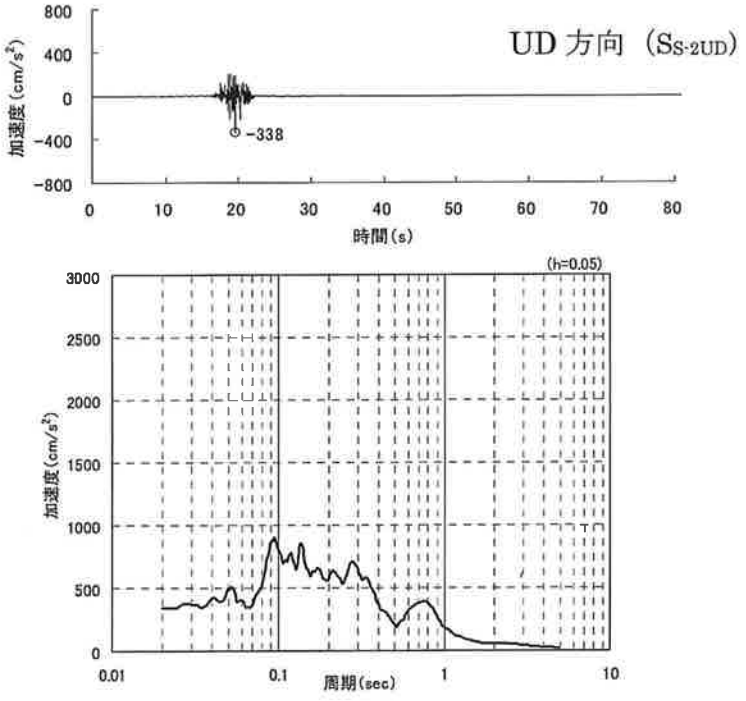


(b) 鉛直方向 (S_{S-1V})

第 2.2-4 図　基準地震動 S_{S-1} の加速度時刻歴波形と加速度応答スペクトル

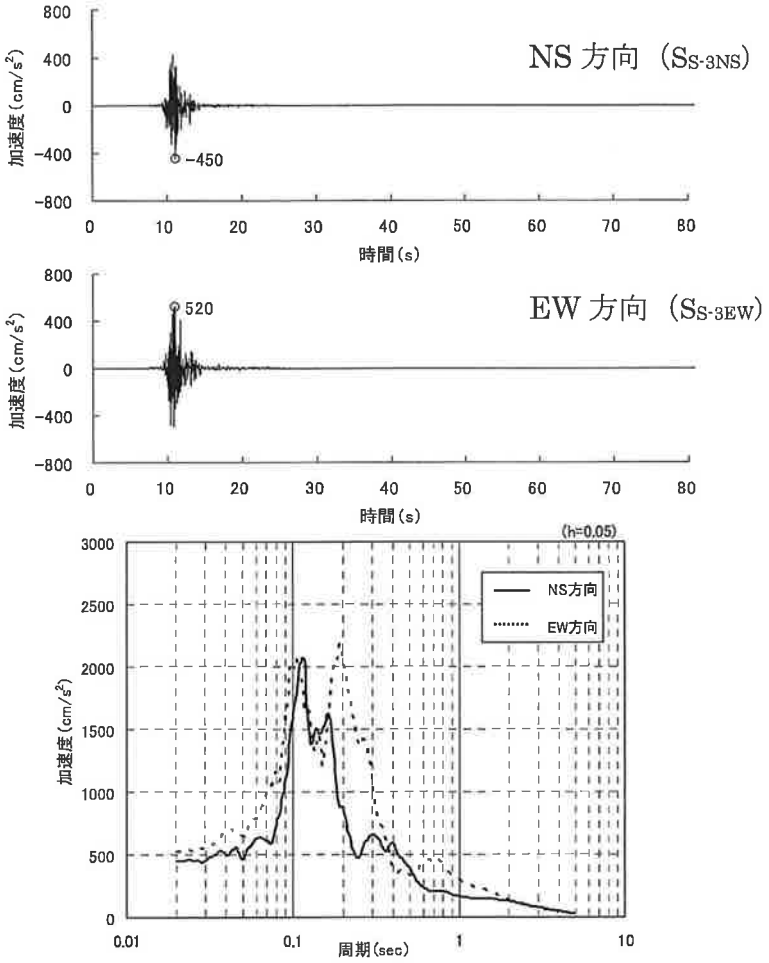


(a) 水平方向

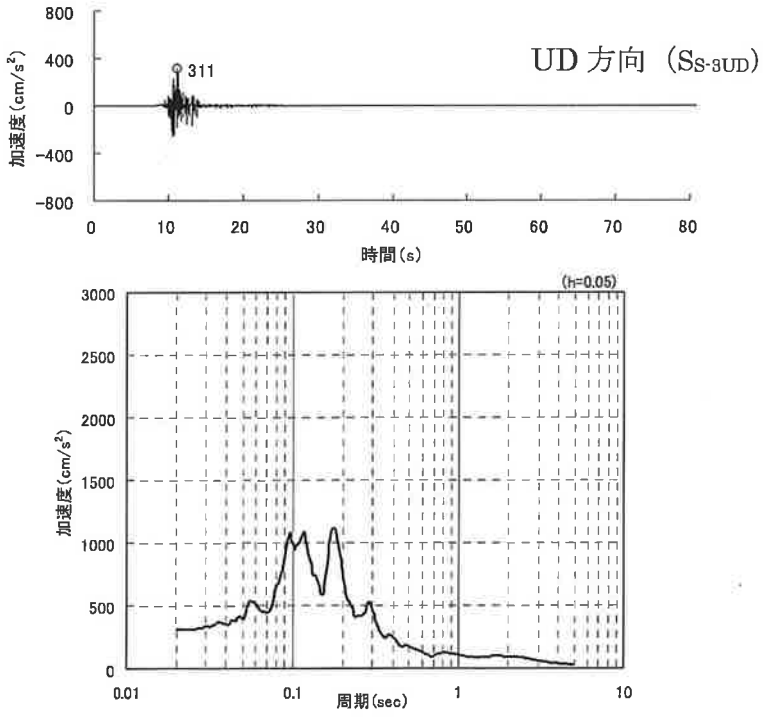


(b) 鉛直方向

第 2.2-5 図　基準地震動 S_{s-2} の加速度時刻歴波形と加速度応答スペクトル



(a) 水平方向



(b) 鉛直方向

第 2.2-6 図　基準地震動 S_{s-3} の加速度時刻歴波形と加速度応答スペクトル

3. 1・2号機周辺斜面の安定性評価

3.1 周辺斜面の状況

第3.1-1図に1・2号機周辺敷地平面図を示す。

周辺斜面は，原子炉建屋の背後に位置し，斜面高さはおよそ60mである。斜面の地質は，輝緑岩，斑れい岩からなり，頁岩が貫入している。

3.2 評価斜面の選定

「原子力発電所耐震設計技術指針　JEAG4601-2008」（以下「JEAG4601-2008」という。）では，安定性評価の対象とすべき斜面は斜面法尻と対象施設の離間距離が約50m以内の斜面，あるいは斜面高さの約1.4倍以内の斜面としている。

上記に基づき，原子炉建屋の背後斜面を評価斜面として選定し，基準地震動S_sによる地震力に対する安定性評価を行う。

3.3 評価条件

(1) 解析モデル

評価斜面のうち，斜面形状および斜面高さを考慮し，動的有限要素法解析による評価を実施する断面として，F－F’断面，①－①’断面，②－②’断面を選定する。解析用モデルには地盤および原子炉補助建屋，タービン建屋を考慮する。解析用建屋モデルは，それぞれの多質点系モデルを基に作成する。

F－F’断面，①－①’断面，②－②’断面の地質断面図を第3.3-1図～第3.3-3図に，解析用要素分割図を第3.3-4図～第3.3-6図に示す。

(2) 解析用物性値

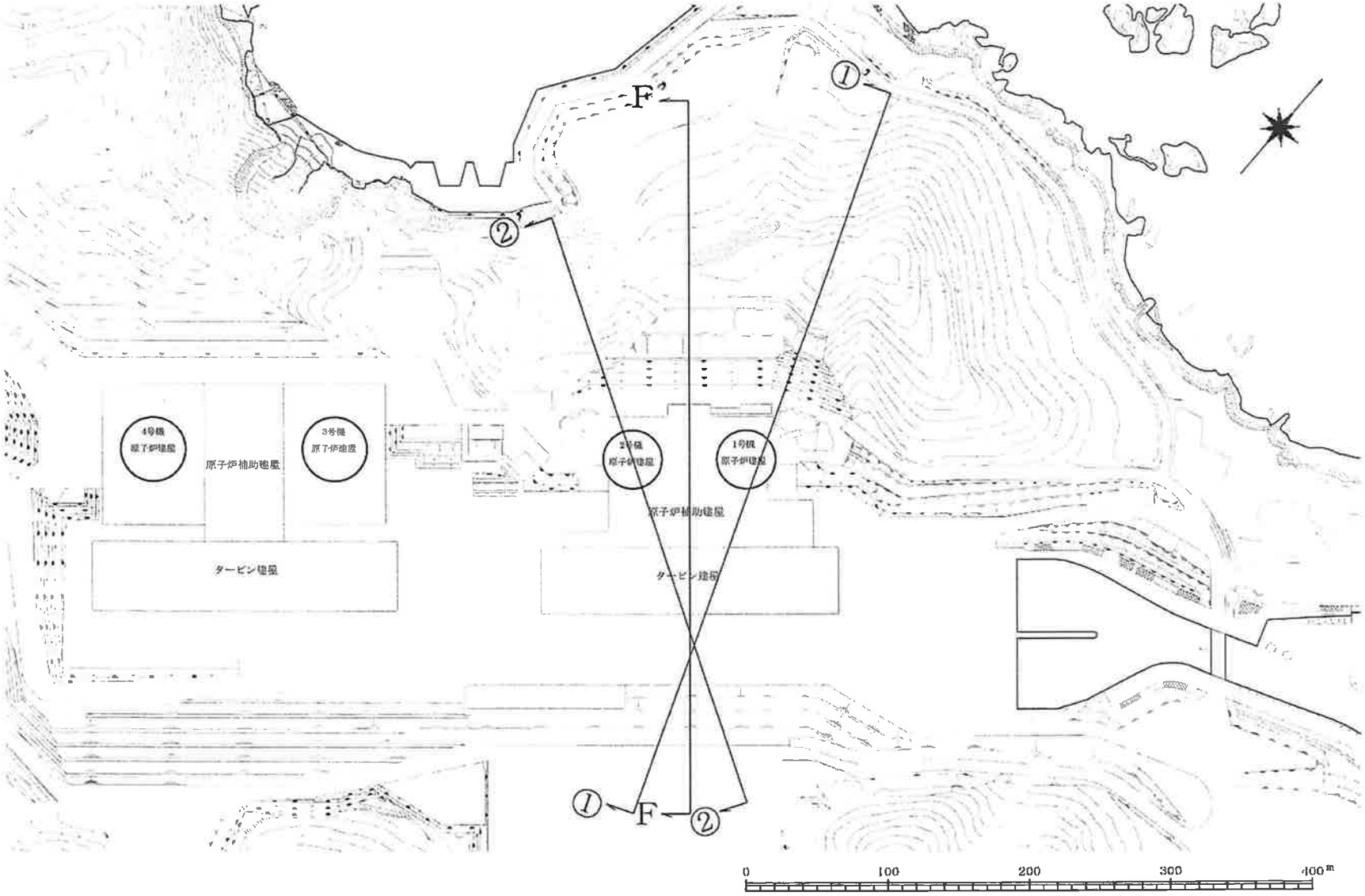
解析用物性値は，既往の試験結果および発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴い新たに実施した各種試験結果に基づき設定する。解析用物性値設定の考え方を第3.3-1表に，解析用物性値を第3.3-2表，第3.3-7図～第3.3-10図に示す。

(3) 地下水位

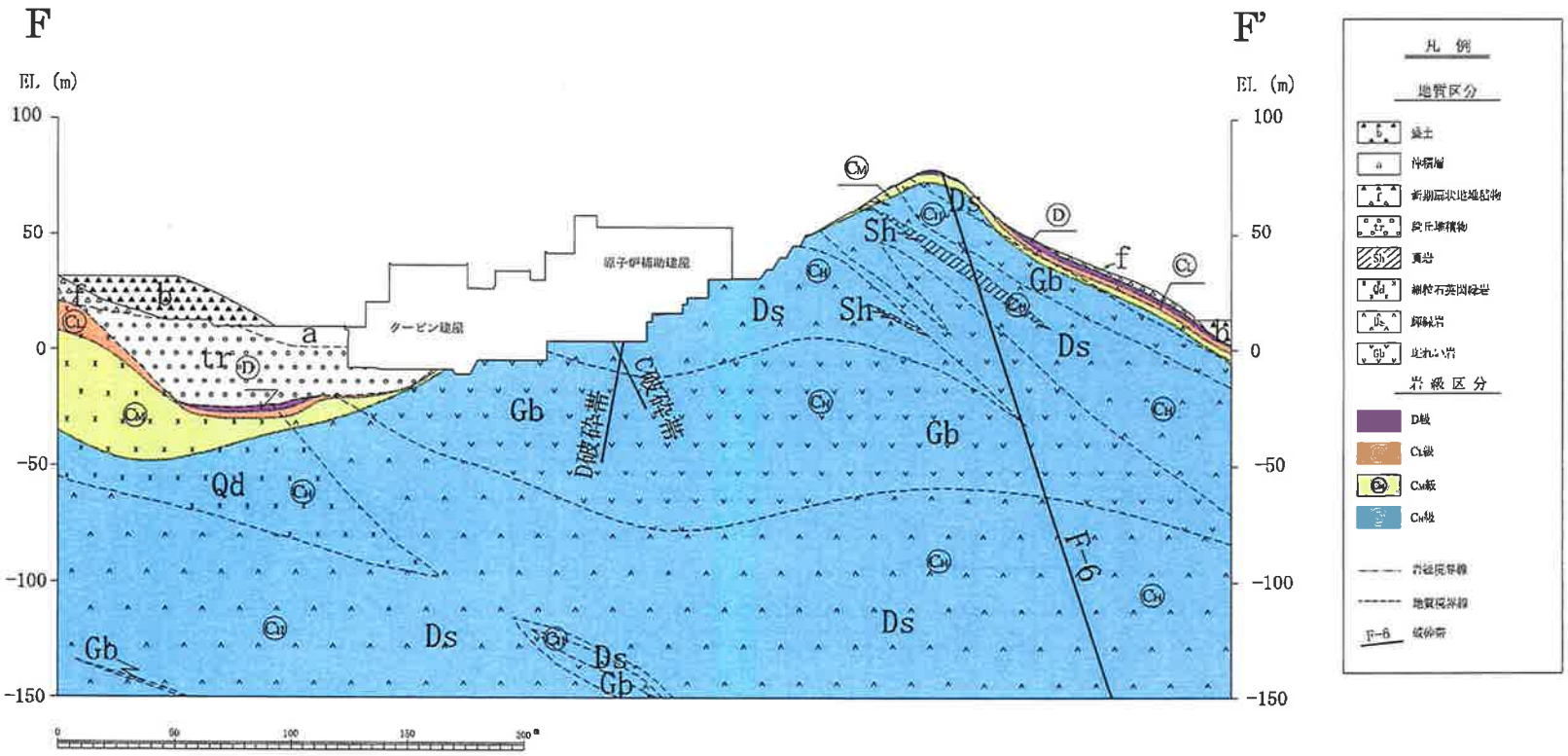
解析用地下水位は，地表面に設定する。建屋基礎部については，建屋基礎底面に設定する。

(4) 想定すべり面

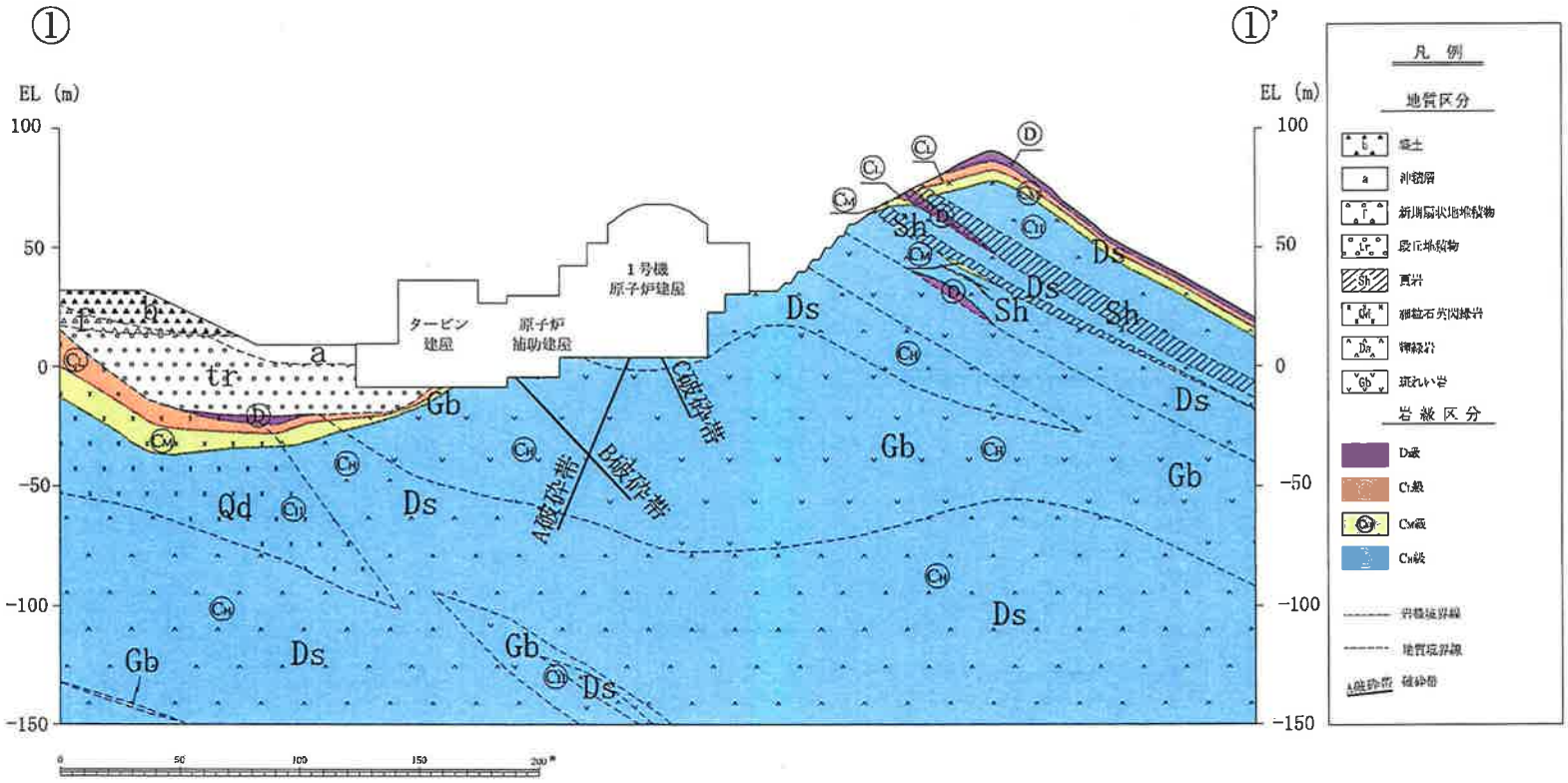
想定すべり面は，斜面部の岩級区分と応力状態を考慮してすべり面法により絞り込んだすべり面とする。



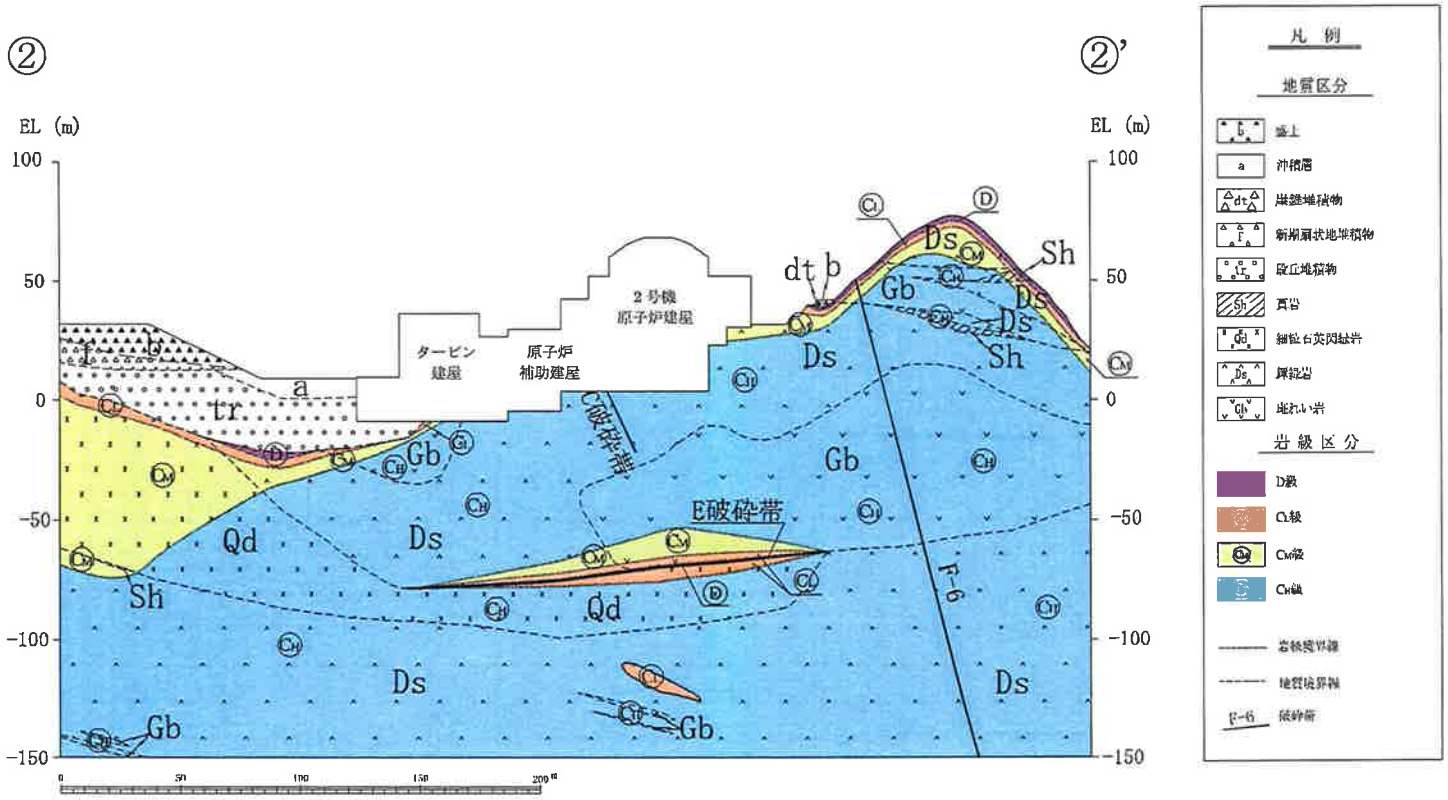
第 3.1-1 図　1・2 号機周辺敷地平面図



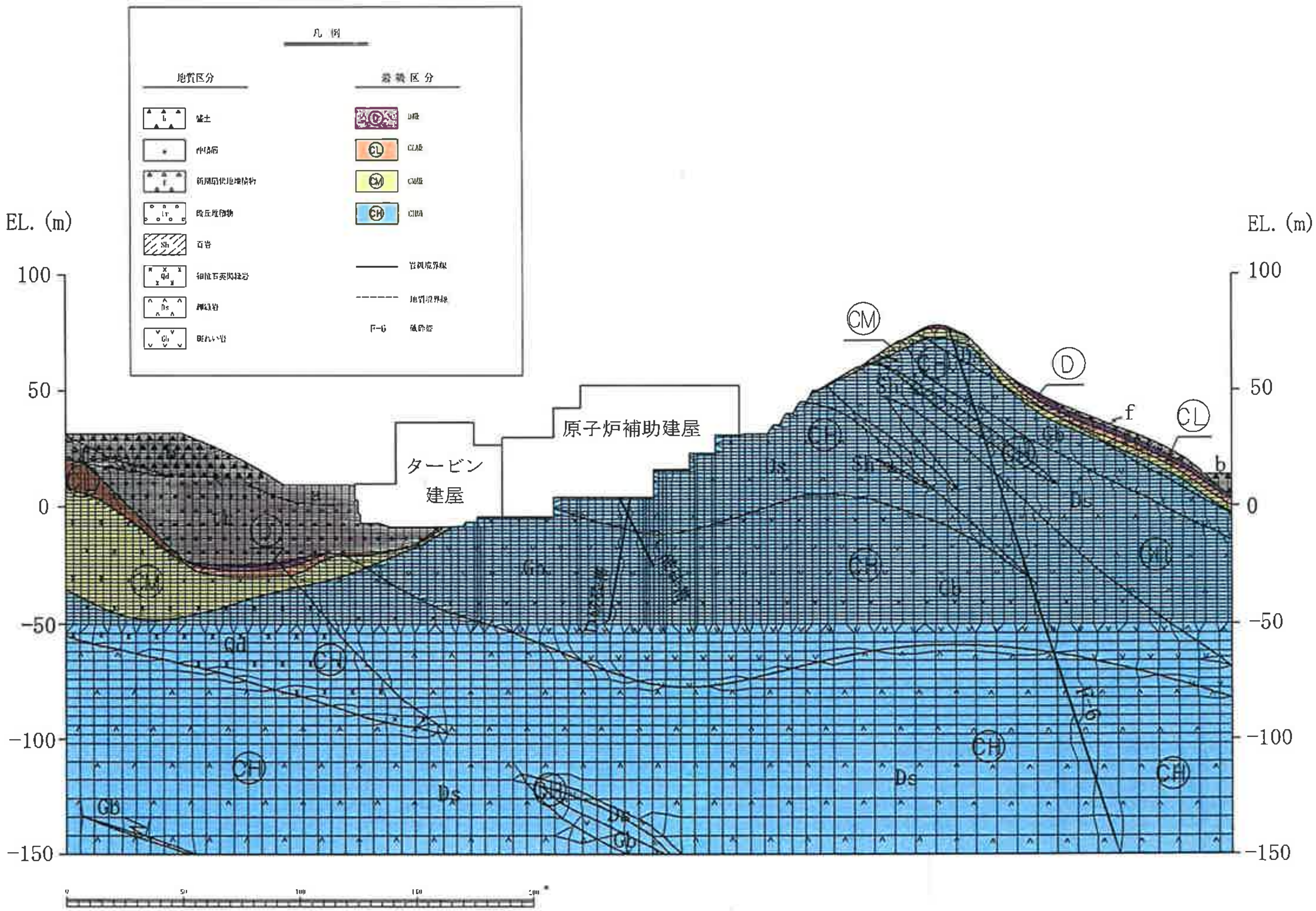
第 3.3-1 図　地質断面図（F－F’断面）



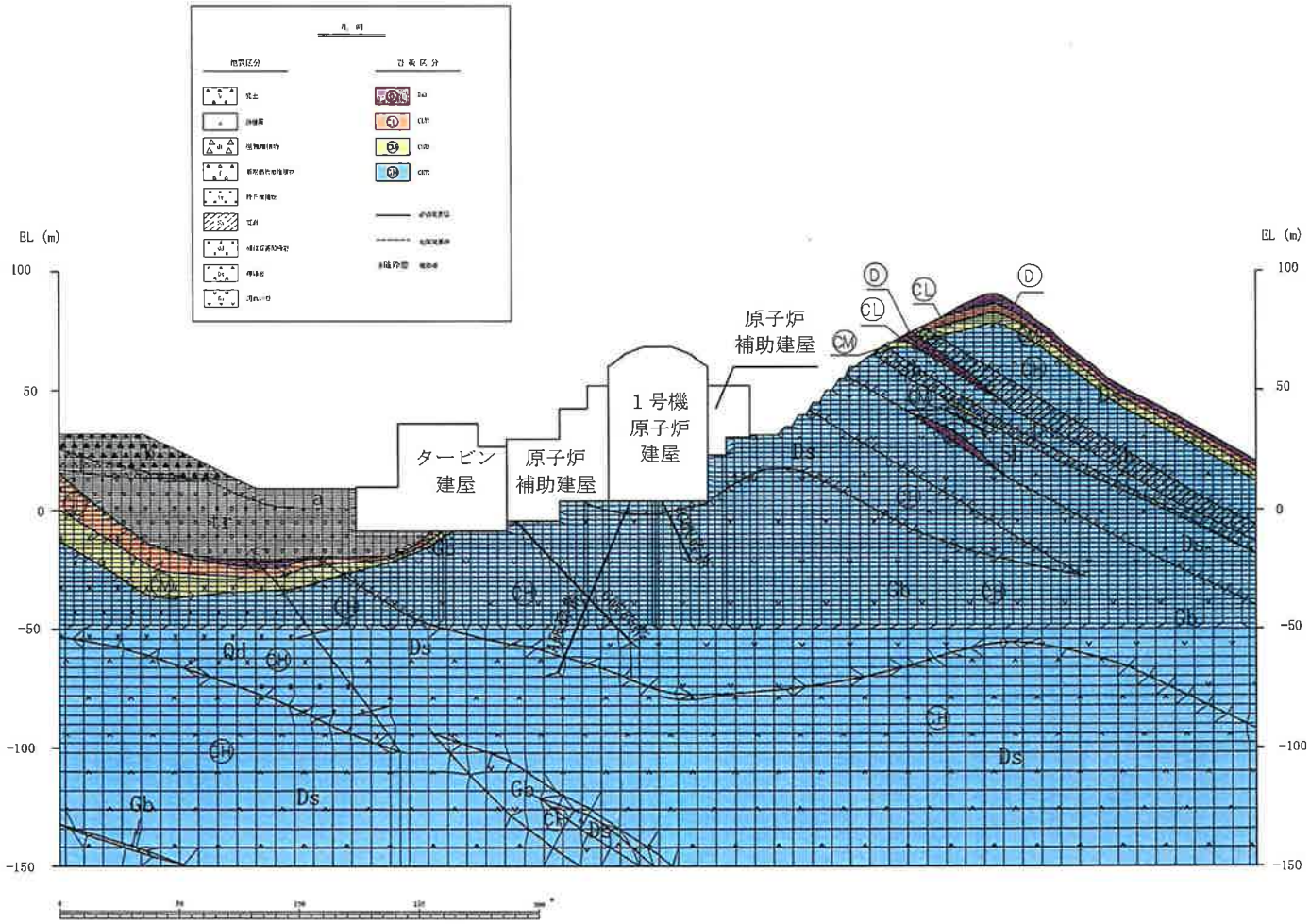
第 3.3-2 図　地質断面図（①－①’断面）



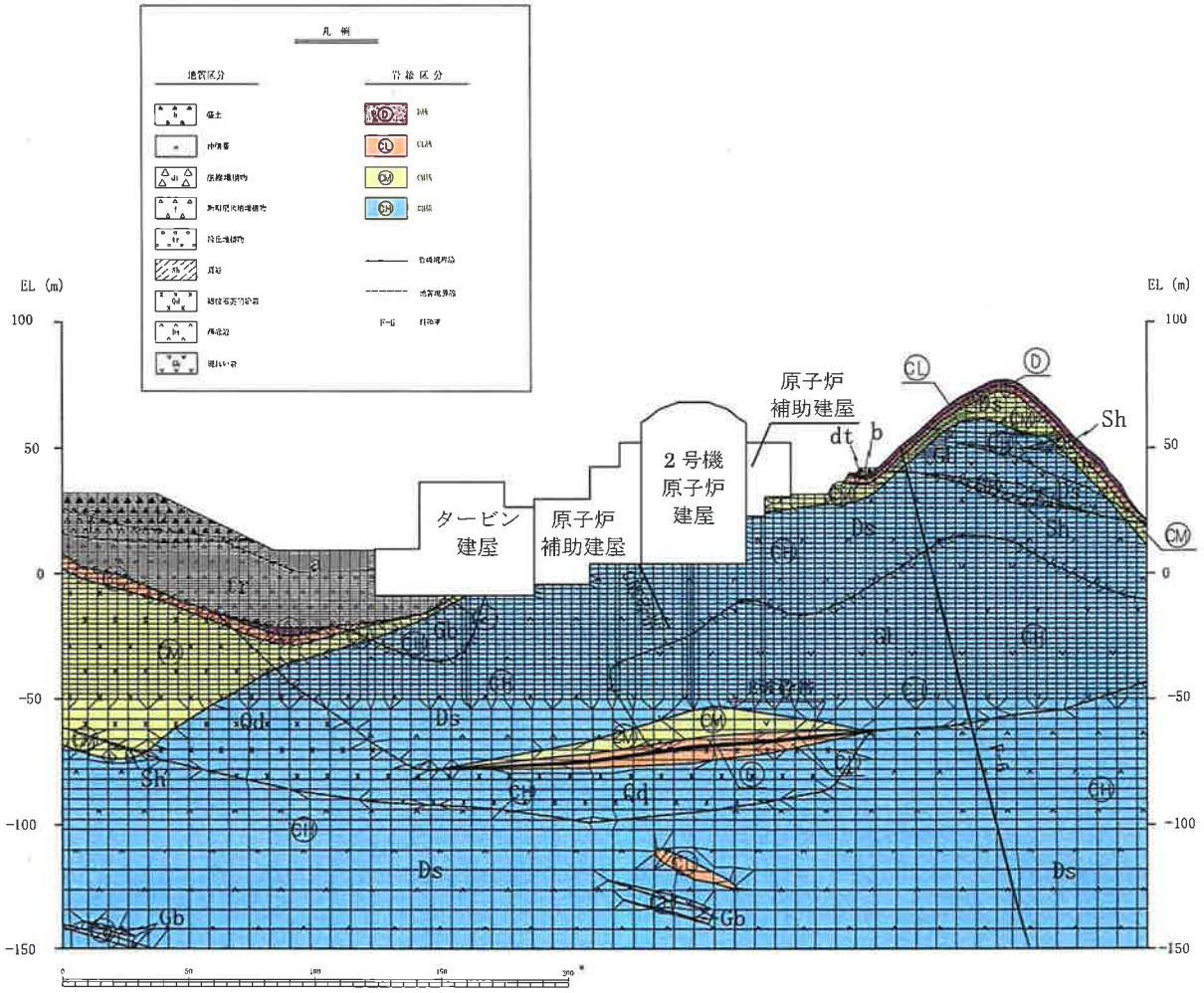
第 3.3-3 図　地質断面図（②－②’断面）



第 3.3-4 図　解析用要素分割図（F - F’ 断面）



第 3.3-5 図　解析用要素分割図（① - ①’ 断面）



第 3.3-6 図　解析用要素分割図（② - ②’断面）

第 3.3-1 表　解析用物性値設定の考え方

	物理特性	強度特性		静的変形特性		動的変形特性		減衰定数
	単位体積重量	せん断強度，内部摩擦角	残留強度	静弾性係数	静ポアソン比	せん断弾性係数	動ポアソン比	
CH級	室内物理試験	岩盤せん断試験	岩盤せん断試験	平板載荷試験（※孔内載荷試験）	岩石試験	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	慣用値
CM級	室内物理試験	岩盤せん断試験	岩盤せん断試験	平板載荷試験	岩石試験	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	慣用値
CL級	室内物理試験	岩盤せん断試験	岩盤せん断試験	平板載荷試験	岩石試験	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	慣用値
D級	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	慣用値	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	繰返し三軸試験
崖錐堆積物，新期扇状地堆積物および沖積層	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	慣用値	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	繰返し三軸試験
段丘堆積物	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	慣用値	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	崖錐堆積物の試験結果を使用
盛土	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	崖錐堆積物の試験結果を使用	慣用値	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	繰返し三軸試験
破砕帯	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	一面せん断試験	一面せん断試験	静的単純せん断試験	慣用値	動的単純せん断試験	超音波速度測定結果より算出	動的単純せん断試験

※斑れい岩の解析用物性値設定の考え方

第 3.3-2 表　解析用物性値（a）

		物理特性	静的変形特性		動的変形特性		減衰定数
		単位体積重量 (kN/m^3)	静弾性係数 (N/mm^2)	静ポアソン比	初期せん断弾性係数 (N/mm^2)	動ポアソン比	
輝緑岩	CH級	28.2	3,400 (6,200)	0.26	16,000	0.34	0.03
	CM級	28.1	1,800 (3,200)	0.26	11,000	0.34	0.03
	CL級	26.9	610 (1,100)	0.26	1,900	0.34	0.03
	D級	16.8	24	0.40	390 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第3.3-7図参照	0.37	h～γ曲線は第3.3-7図参照
班れい岩	CH級	29.0	5,800	0.26	13,000	0.33	0.03
	CM級	27.9	1,800	0.26	11,000	0.33	0.03
	CL級	26.9	610	0.26	1,900	0.33	0.03
	D級	16.8	24	0.40	390 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第3.3-7図参照	0.37	h～γ曲線は第3.3-7図参照
細粒石英閃緑岩	CH級	26.7	14,100 (15,900)	0.23	13,000	0.34	0.03
	CM級	26.2	2,600 (3,100)	0.23	11,000	0.34	0.03
	CL級	26.1	970 (1,500)	0.23	2,800	0.34	0.03
	D級	16.8	24	0.40	390 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第3.3-7図参照	0.37	h～γ曲線は第3.3-7図参照
頁岩	CH級	26.8	14,100	0.23	13,000	0.34	0.03
	CM級	25.7	2,600	0.23	11,000	0.34	0.03
	CL級	23.8	970	0.23	2,800	0.34	0.03
	D級	17.6	21	0.40	370 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第3.3-7図参照	0.37	h～γ曲線は第3.3-7図参照
崖錐堆積物，新期扇状地堆積物および沖積層		19.3	32	0.40	280 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第3.3-8図参照	0.43	h～γ曲線は第3.3-8図参照
段丘堆積物		22.1	38	0.40	620 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第3.3-8図参照	0.45	h～γ曲線は第3.3-8図参照
盛土		21.2	32	0.40	280 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第3.3-9図参照	0.46	h～γ曲線は第3.3-9図参照
破砕帯		19.4	$97.0\,\sigma_v^{0.89}$	0.40	$187\sigma_v^{0.75}$ $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第3.3-10図参照	0.48	h～γ曲線は第3.3-10図参照

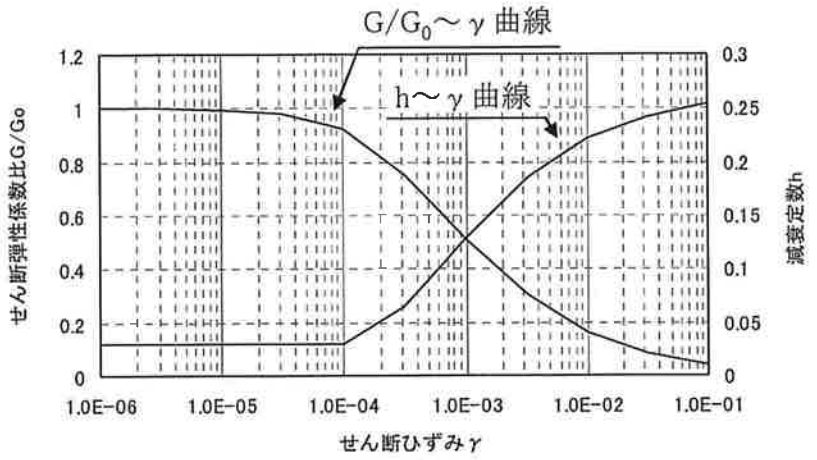
（　）内数値は除荷時のもの

σ_v（N/mm^2）：鉛直応力，G（N/mm^2）：せん断弾性係数，G_0（N/mm^2）：初期せん断弾性係数，γ：せん断ひずみ　h：減衰定数

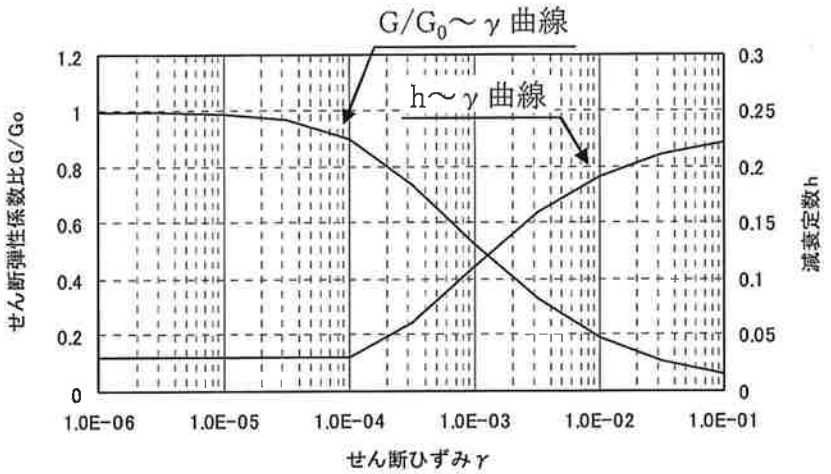
第 3.3-2 表　解析用物性値（b）

		強度特性（平均値）			強度特性（地盤のばらつきを考慮）		
		せん断強度 (N/mm^2)	内部摩擦角 (度)	残留強度 (N/mm^2)	せん断強度 (N/mm^2)	内部摩擦角 (度)	残留強度 (N/mm^2)
輝緑岩	CH級	2.1	56.1	$2.6\sigma_n^{0.65}$	1.1	56.1	$2.2\sigma_n^{0.65}$
	CM級	1.4	38.9	$2.2\sigma_n^{0.41}$	0.88	38.9	$1.9\sigma_n^{0.41}$
	CL級	0.20	35.1	$0.8\sigma_n^{0.65}$	0.13	35.1	$0.6\sigma_n^{0.65}$
	D級	0.07	17.4	$0.07+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$	0.05	17.4	$0.04+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$
班れい岩	CH級	2.1	56.1	$2.6\sigma_n^{0.65}$	1.1	56.1	$2.2\sigma_n^{0.65}$
	CM級	1.4	38.9	$2.2\sigma_n^{0.41}$	0.88	38.9	$1.9\sigma_n^{0.41}$
	CL級	0.20	35.1	$0.8\sigma_n^{0.65}$	0.13	35.1	$0.6\sigma_n^{0.65}$
	D級	0.07	17.4	$0.07+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$	0.05	17.4	$0.04+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$
細粒石英閃緑岩	CH級	2.1	60.3	$2.2\sigma_n^{0.62}$	1.2	60.3	$2.0\sigma_n^{0.62}$
	CM級	1.6	50.3	$2.2\sigma_n^{0.58}$	0.78	50.3	$1.9\sigma_n^{0.58}$
	CL級	0.20	35.1	$0.8\sigma_n^{0.65}$	0.13	35.1	$0.6\sigma_n^{0.65}$
	D級	0.07	17.4	$0.07+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$	0.05	17.4	$0.04+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$
頁岩	CH級	2.1	60.3	$2.2\sigma_n^{0.62}$	1.2	60.3	$2.0\sigma_n^{0.62}$
	CM級	1.6	50.3	$2.2\sigma_n^{0.58}$	0.78	50.3	$1.9\sigma_n^{0.58}$
	CL級	0.20	35.1	$0.8\sigma_n^{0.65}$	0.13	35.1	$0.6\sigma_n^{0.65}$
	D級	0.06	18.3	$0.06+\sigma_n \cdot \tan 18.3°$	0.05	18.3	$0.04+\sigma_n \cdot \tan 18.3°$
崖錐堆積物，新期扇状地堆積物および沖積層		0.02	26.7	$\sigma_n \cdot \tan 26.7°$	0.01	26.7	$\sigma_n \cdot \tan 26.7°$
段丘堆積物		0.03	25.0	$\sigma_n \cdot \tan 25.0°$	0.02	25.0	$\sigma_n \cdot \tan 25.0°$
盛土		0.09	18.2	$\sigma_n \cdot \tan 18.2°$	0.08	18.2	$\sigma_n \cdot \tan 18.2°$
破砕帯		0.08	19.5	$\sigma_n \cdot \tan 19.5°$	0.06	19.5	$\sigma_n \cdot \tan 19.5°$

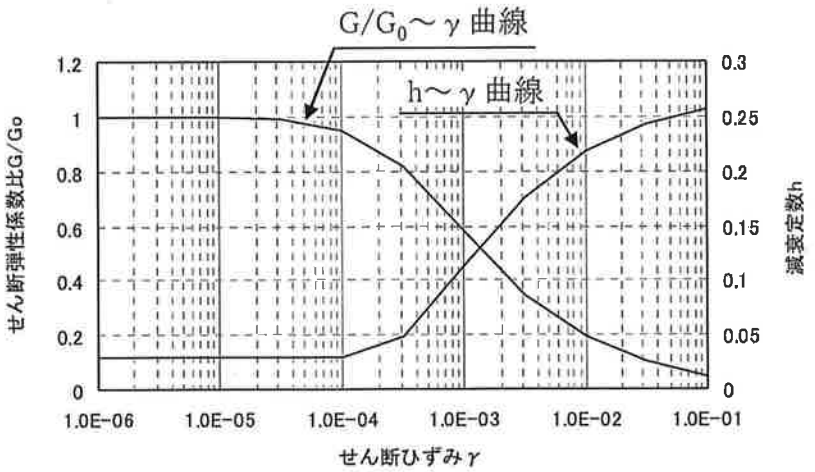
σ_n (N/mm^2) ：すべり面に対する直応力



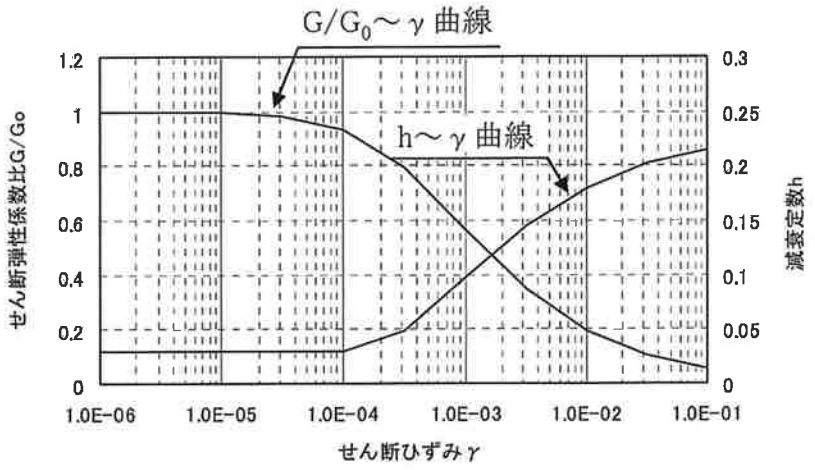
第 3.3-7 図　せん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存特性
(D 級)



第 3.3-8 図　せん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存特性
(崖錐堆積物，新期扇状地堆積物，沖積層および段丘堆積物)



第 3.3-9 図　せん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存特性
（盛土）



第 3.3-10 図　せん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存特性
（破砕帯）

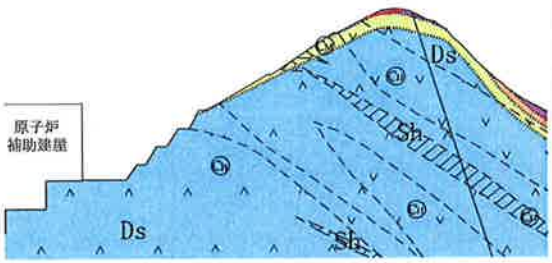
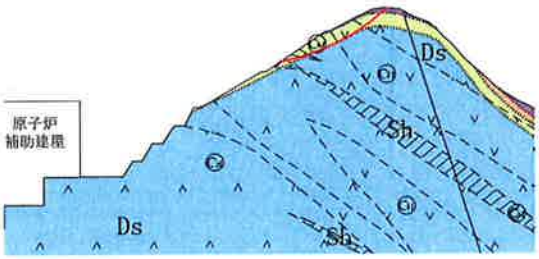
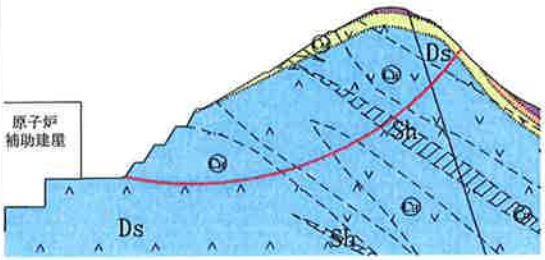
3.4　評価結果

想定すべり面におけるF－F’断面，①－①’断面，②－②’断面のすべり安全率を第3.4-1表～第3.4-3表に，また各想定すべり面において最小すべり安全率を示す基準地震動に対するすべり安全率時刻歴を第3.4-4表～第3.4-6表に示す。最小すべり安全率は2.5であり，「JEAG4601-2008」に示される評価基準値1.2を上回ることから，すべりに対して十分な安定性を有している。

また，各断面における要素ごとの局所安全係数を第3.4-1図～第3.4-3図に示す。斜面部の要素において引張応力が発生した要素があるが，すべりに対して問題となるものではないことから，斜面は地震時に発生する応力に対して安定性を有している。

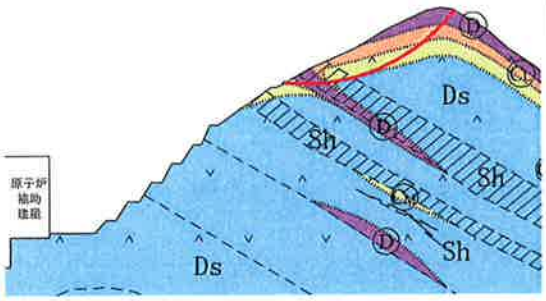
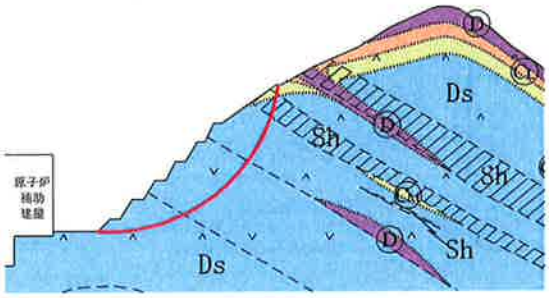
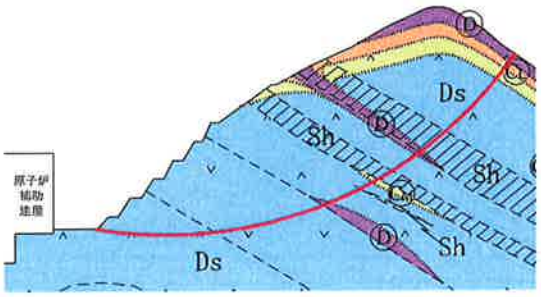
なお，念のため地盤物性のばらつきを考慮し，各断面のうち最小すべり安全率を示す地震動に対して，地盤物性のうちせん断強度について「平均値－1.0×標準偏差（σ）」とした結果を第3.4-7表～第3.4-9表に，また応答スペクトルに基づく地震動評価結果S_{s-1}について，正負を反転して解析を行った結果のうち最小すべり安全率を第3.4-10表～第3.4-12表に示す。これらのすべり安全率は評価基準値1.2を上回ることから，地盤物性値のばらつきやS_{s-1}の反転を考慮しても斜面はすべりに対して十分な安定性を有している。

第 3.4-1 表　すべり安全率一覧表（F－F’断面）

すべり面番号	すべり面形状	最小すべり安全率		
		S_{S-1}	S_{S-2}	S_{S-3}
1	 D級岩盤内のすべり	8.7 (36.15秒)	11.0 (20.39秒)	9.9 (11.21秒)
2	 CM級岩盤内のすべり	10.6 (16.14秒)	18.3 (20.38秒)	15.6 (11.35秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	(5.5) (16.14秒)	7.9 (20.38秒)	7.0 (11.35秒)

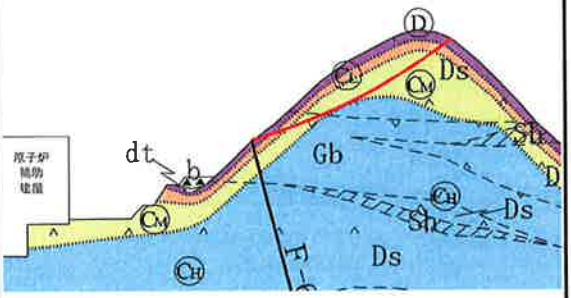
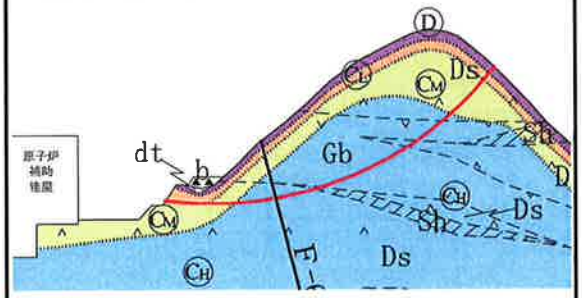
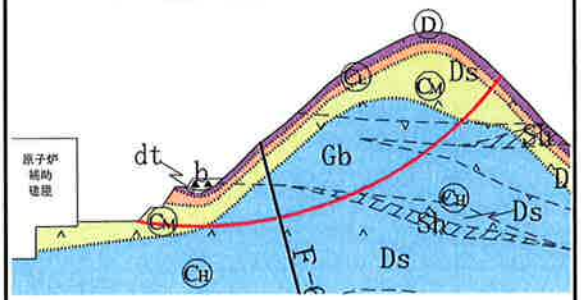
凡例　——　：すべり面　　：すべり安全率の最小値　　（　）内は発生時刻

第 3.4-2 表　すべり安全率一覧表（①－①’断面）

すべり面番号	すべり面形状	最小すべり安全率		
		S_{S-1}	S_{S-2}	S_{S-3}
1	 CM級岩盤内のすべり	4.7 (16.14秒)	7.9 (20.39秒)	6.3 (11.34秒)
2	 CH級岩盤内のすべり	6.5 (32.19秒)	15.0 (20.37秒)	14.0 (11.03秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	(3.9) (16.13秒)	6.8 (20.37秒)	6.0 (10.85秒)

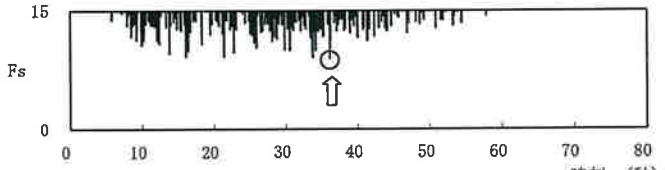
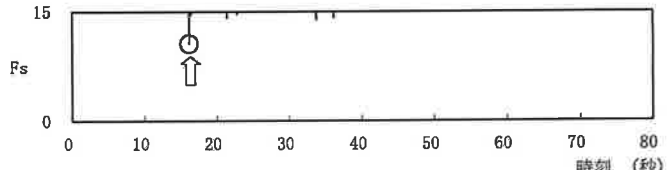
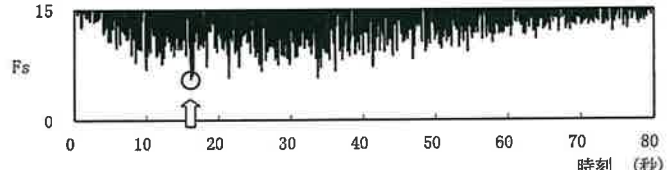
凡例　——　：すべり面　　：すべり安全率の最小値　　（　）内は発生時刻

第 3.4-3 表　すべり安全率一覧表（②－②’断面）

すべり面番号	すべり面形状	最小すべり安全率		
		S_{S-1}	S_{S-2}	S_{S-3}
1	 CM級岩盤内のすべり	2.5 (8.55秒)	7.2 (20.39秒)	5.4 (11.05秒)
2	 CH級岩盤内のすべり	3.4 (21.43秒)	6.4 (20.39秒)	4.8 (10.82秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	3.7 (21.43秒)	6.5 (20.38秒)	5.0 (10.81秒)

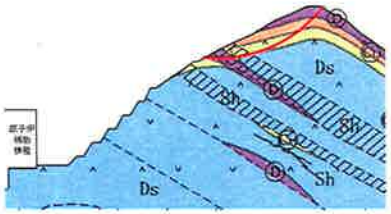
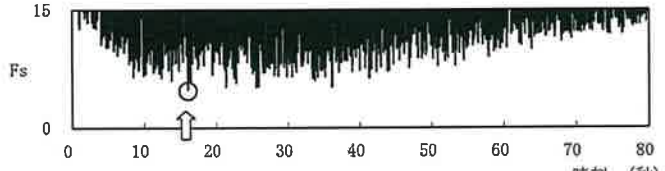
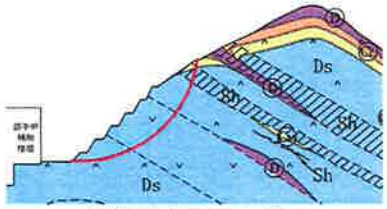
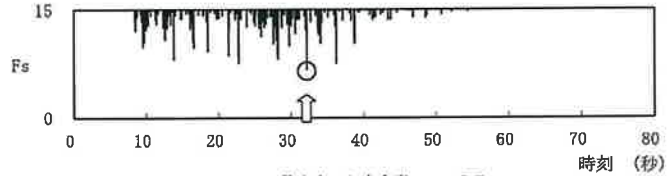
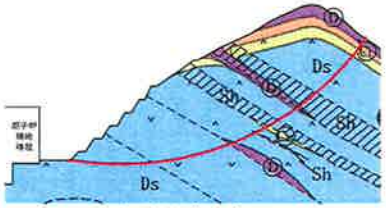
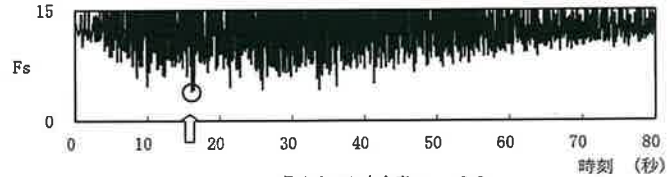
凡例　——　：すべり面　　：すべり安全率の最小値　　（　）内は発生時刻

第 3.4-4 表　すべり安全率時刻歴（F－F’断面）

すべり面番号	すべり面形状	基準地震動	最小すべり安全率	時刻（秒）	すべり安全率（Fs）時刻歴
1	D級岩盤内のすべり	S_{S-1}	8.7	36.15	 最小すべり安全率＝ 8.7 （T＝ 36.15 秒）
2	CL級岩盤内のすべり	S_{S-1}	10.6	16.14	 最小すべり安全率＝ 10.6 （T＝ 16.14 秒）
3	CM級岩盤内のすべり	S_{S-1}	5.5	16.14	 最小すべり安全率＝ 5.5 （T＝ 16.14 秒）

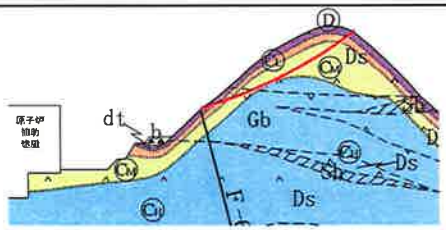
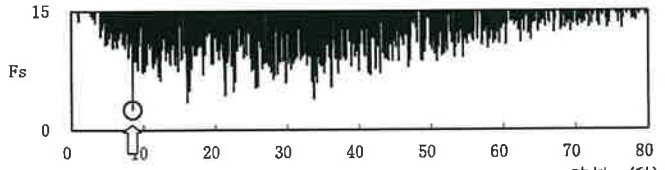
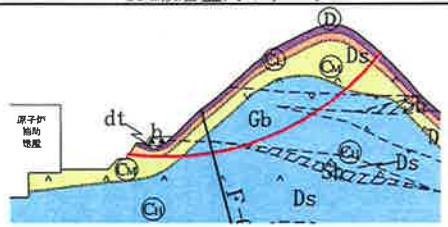
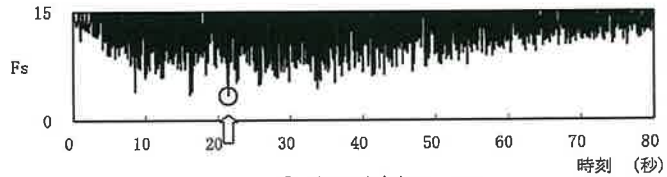
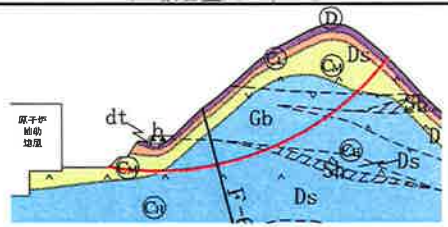
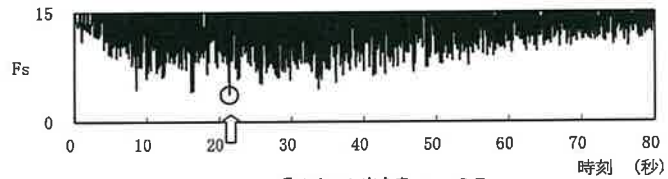
凡例　——：すべり面　　○：すべり安全率の最小値

第 3.4-5 表　すべり安全率時刻歴（①－①’断面）

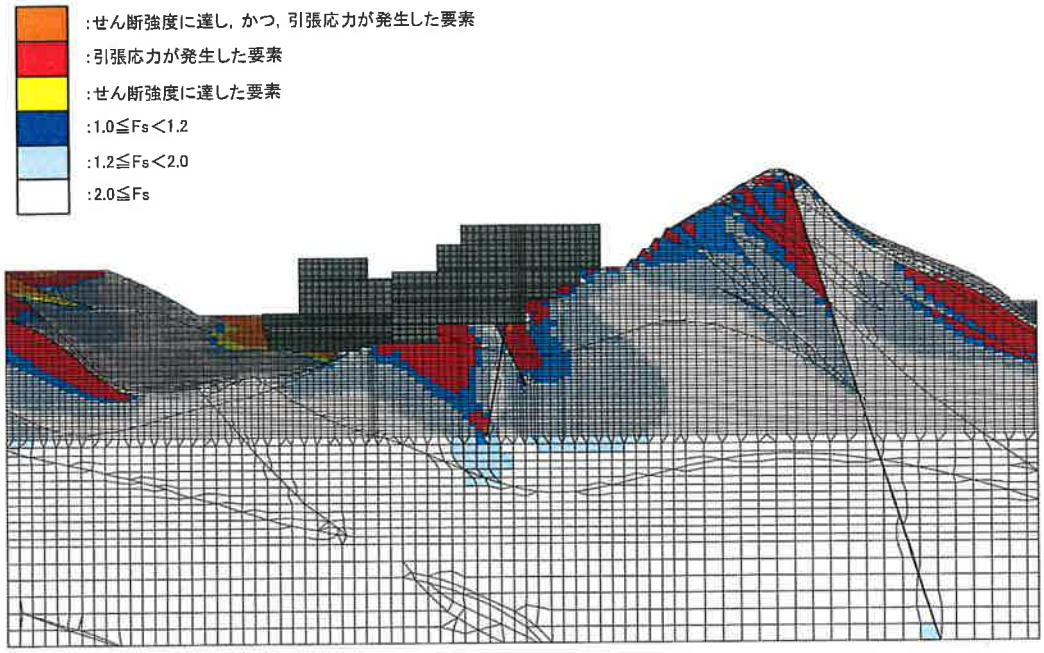
すべり面番号	すべり面形状	基準地震動	最小すべり安全率	時刻（秒）	すべり安全率（Fs）時刻歴
1	 CM級岩盤内のすべり	S_{S-1}	4.7	16.14	 最小すべり安全率＝ 4.7 (T＝ 16.14 秒)
2	 CH級岩盤内のすべり	S_{S-1}	6.5	32.19	 最小すべり安全率＝ 6.5 (T＝ 32.19 秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	S_{S-1}	3.9	16.13	 最小すべり安全率＝ 3.9 (T＝ 16.13 秒)

凡例　——：すべり面　　：すべり安全率の最小値

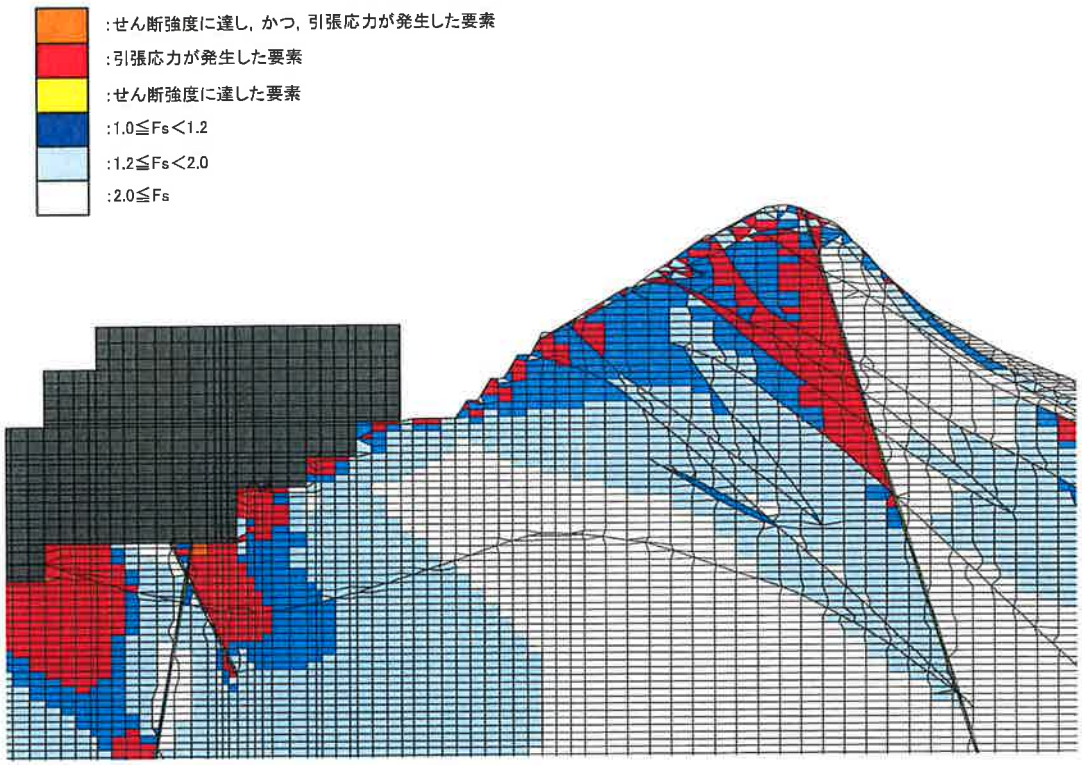
第 3.4-6 表　すべり安全率時刻歴（②－②’断面）

すべり面番号	すべり面形状	基準地震動	最小すべり安全率	時刻（秒）	すべり安全率（Fs）時刻歴
1		S_{S-1}	2.5	8.55	 最小すべり安全率＝　2.5 (T=　8.55　秒)
2		S_{S-1}	3.4	21.43	 最小すべり安全率＝　3.4 (T=　21.43　秒)
3		S_{S-1}	3.7	21.43	 最小すべり安全率＝　3.7 (T=　21.43　秒)

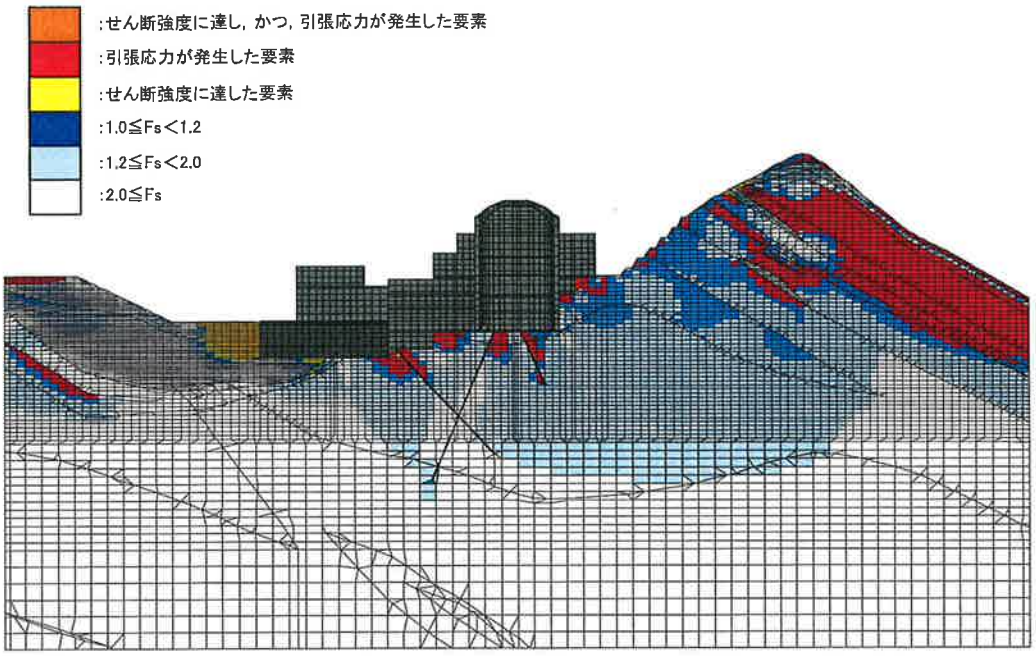
凡例　——：すべり面　　：すべり安全率の最小値



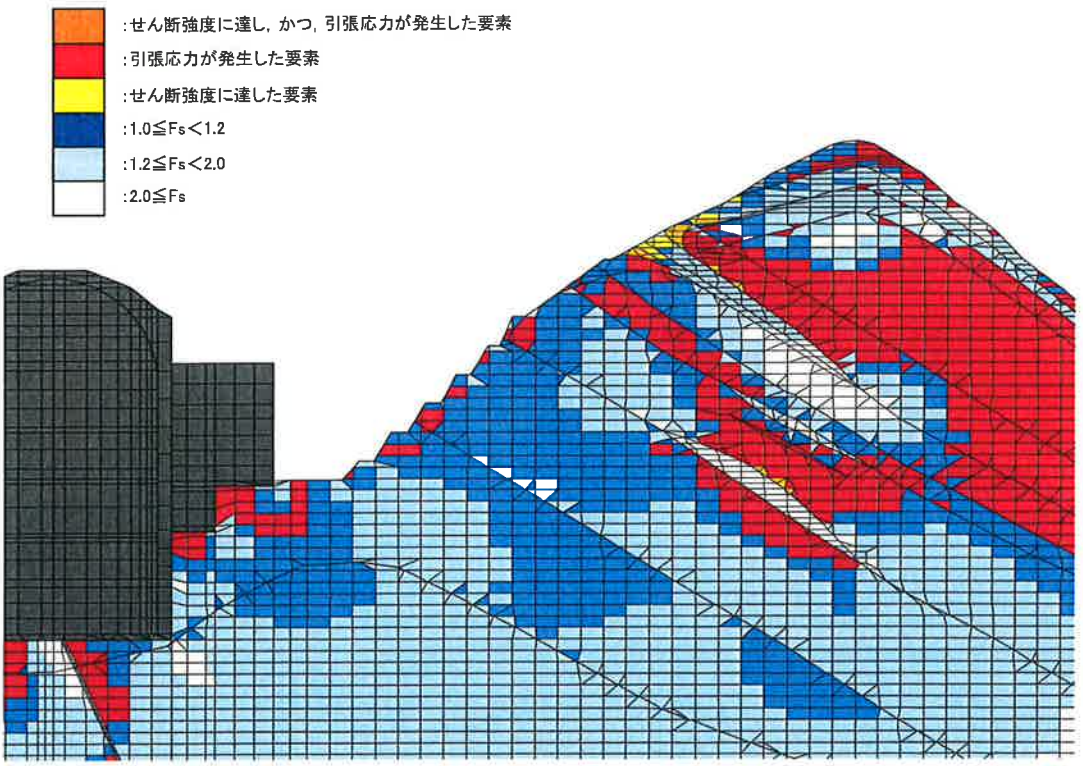
第 3.4-1 図（a）　要素ごとの局所安全係数（F－F’断面）
S_{S-1}　時刻：16.14 秒　全体図



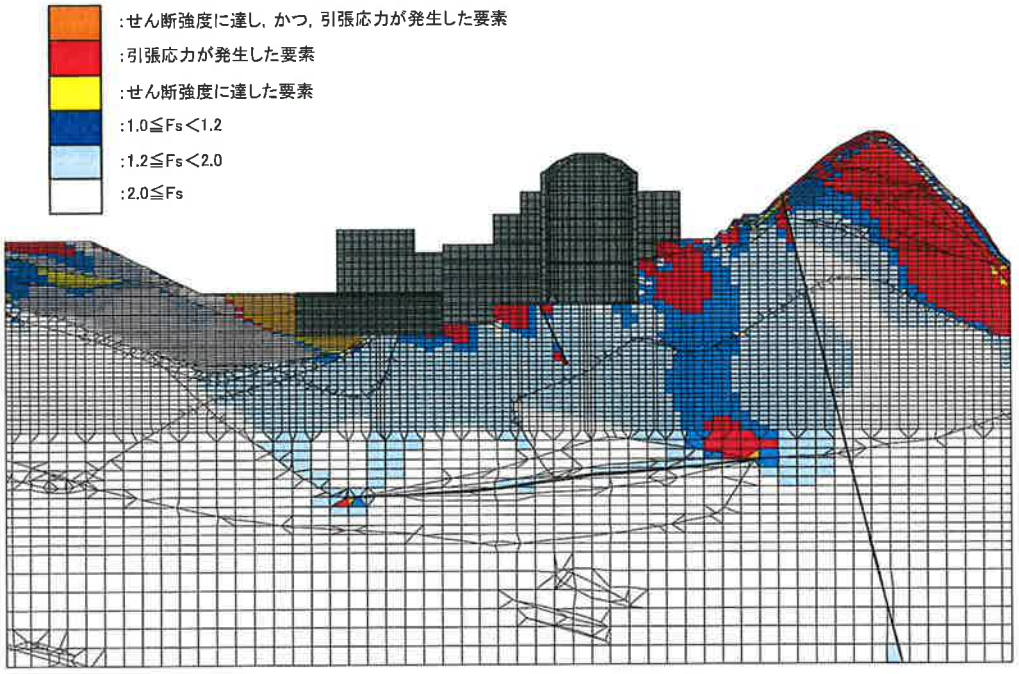
第 3.4-1 図（b）　要素ごとの局所安全係数（F－F’断面）
S_{S-1}　時刻：16.14 秒　斜面部拡大図



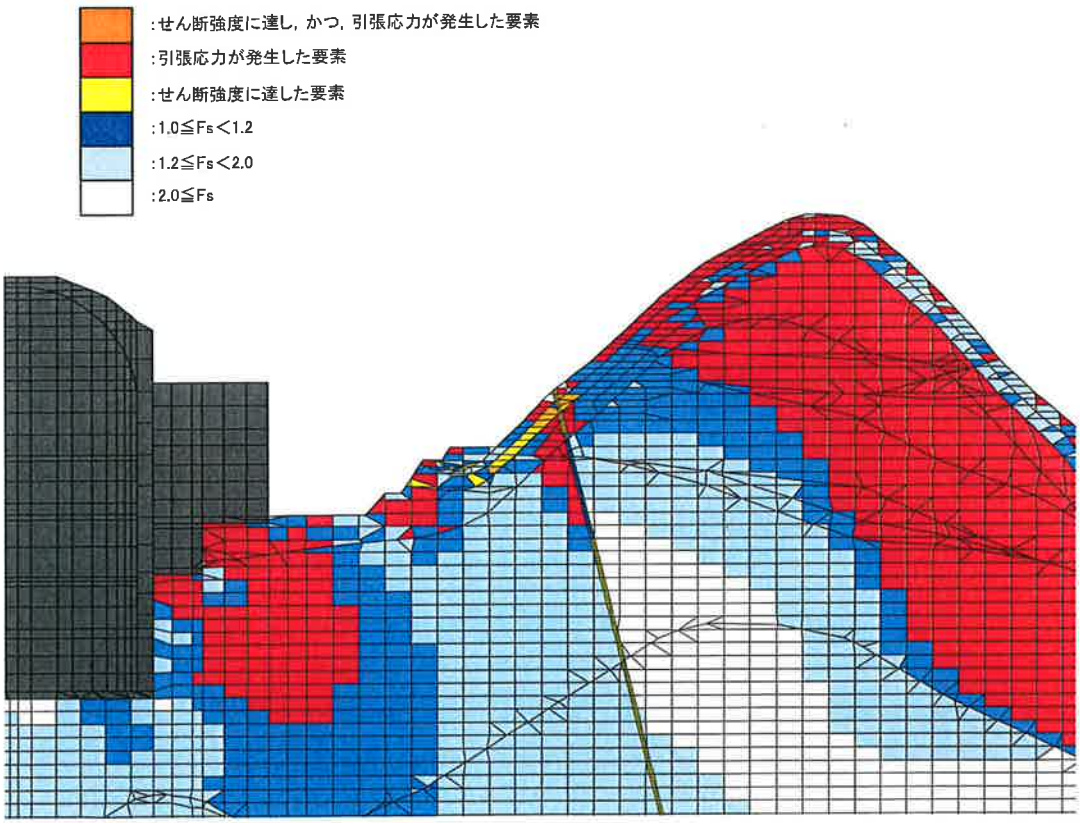
第 3.4-2 図（a）　要素ごとの局所安全係数（①－①’断面）
S_{S-1}　時刻：16.13 秒　全体図



第 3.4-2 図（b）　要素ごとの局所安全係数（①－①’断面）
S_{S-1}　時刻：16.13 秒　斜面部拡大図

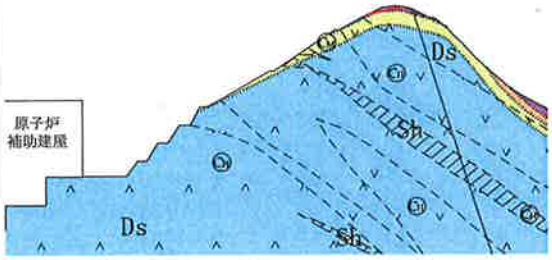
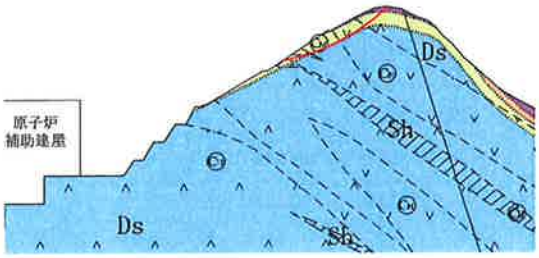
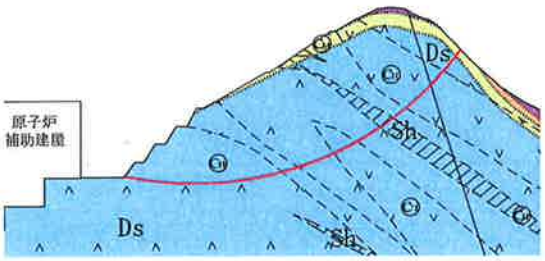


第 3.4-3 図（a）　要素ごとの局所安全係数（②－②’断面）
S_{S-1}　時刻：8.55 秒　全体図



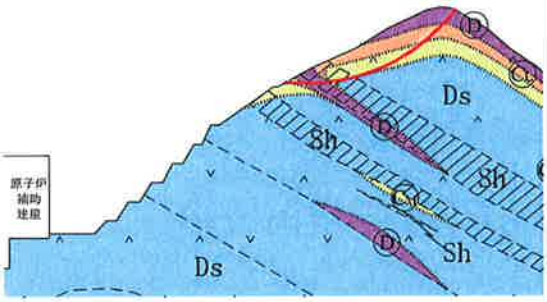
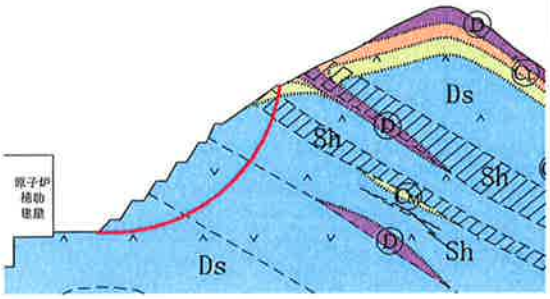
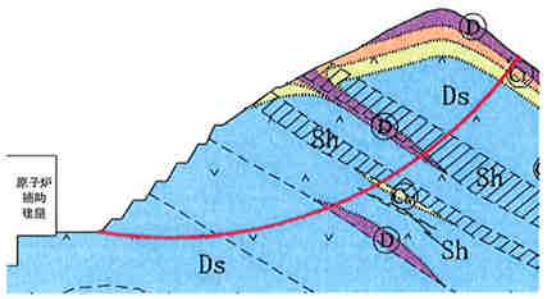
第 3.4-3 図（b）　要素ごとの局所安全係数（②－②’断面）
S_{S-1}　時刻：8.55 秒　斜面部拡大図

第 3.4-7 表　地盤物性のばらつきを考慮したすべり安全率一覧表
（F－F’ 断面）

すべり面番号	すべり面形状	地盤のせん断強度	最小すべり安全率
1	 D級岩盤内のすべり	S_{S-1} 平均値（再掲）	8.7 (36.15秒)
		S_{S-1} 平均値－σ	5.9 (36.15秒)
2	 CM級岩盤内のすべり	S_{S-1} 平均値（再掲）	10.6 (16.14秒)
		S_{S-1} 平均値－σ	6.9 (16.14秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	S_{S-1} 平均値（再掲）	5.5 (16.14秒)
		S_{S-1} 平均値－σ	3.5 (16.14秒)

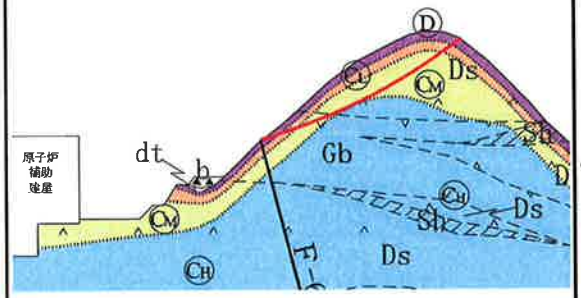
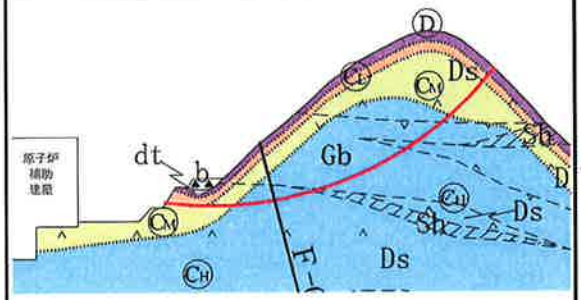
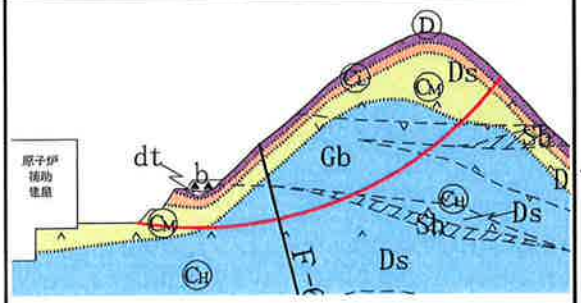
凡例　——　：すべり面　○　：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

第 3.4-8 表　地盤物性のばらつきを考慮したすべり安全率一覧表
（①－①’断面）

すべり面番号	すべり面形状	地盤のせん断強度	最小すべり安全率
1	 CM級岩盤内のすべり	$S_{S\text{-}1}$ 平均値（再掲）	4.7 (16.14秒)
		$S_{S\text{-}1}$ 平均値－σ	3.2 (16.14秒)
2	 CH級岩盤内のすべり	$S_{S\text{-}1}$ 平均値（再掲）	6.5 (32.19秒)
		$S_{S\text{-}1}$ 平均値－σ	5.5 (32.19秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	$S_{S\text{-}1}$ 平均値（再掲）	3.9 (16.13秒)
		$S_{S\text{-}1}$ 平均値－σ	2.7 (16.13秒)

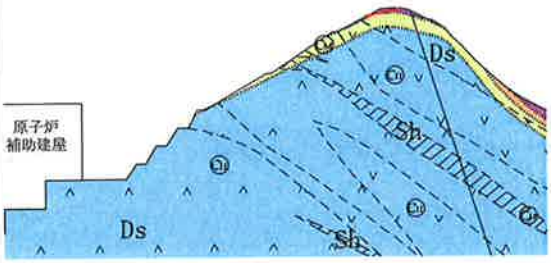
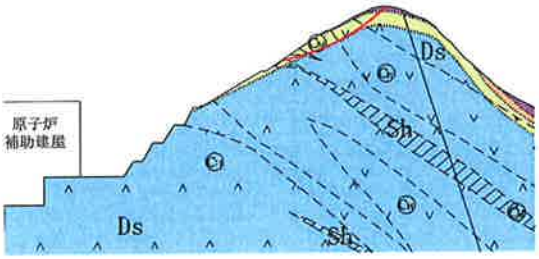
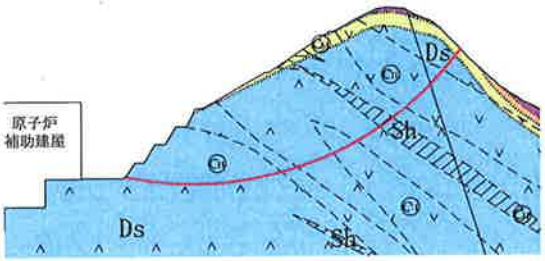
凡例　——　：すべり面　◯　：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

第 3.4-9 表　地盤物性のばらつきを考慮したすべり安全率一覧表
（②－②’断面）

すべり面番号	すべり面形状	地盤のせん断強度	最小すべり安全率
1	 CM級岩盤内のすべり	S_{S-1} 平均値（再掲）	2.5 (8.55秒)
		S_{S-1} 平均値－σ	(1.8) (8.55秒)
2	 CH級岩盤内のすべり	S_{S-1} 平均値（再掲）	3.4 (21.43秒)
		S_{S-1} 平均値－σ	2.3 (21.43秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	S_{S-1} 平均値（再掲）	3.7 (21.43秒)
		S_{S-1} 平均値－σ	2.5 (21.43秒)

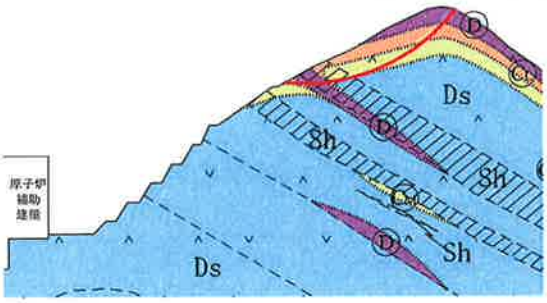
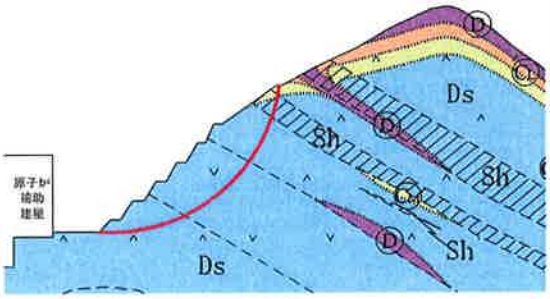
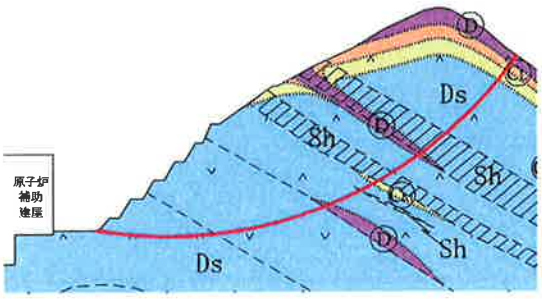
凡例　——：すべり面　(　)：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

第 3.4-10 表　S_{s-1} の反転を考慮したすべり安全率一覧表（F－F’断面）

すべり面番号	すべり面形状	S_{s-1} 反転考慮	最小すべり安全率
1	 D級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	8.7（36.15秒）
		水平反転 鉛直反転	7.5（21.35秒）
2	 CM級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	10.6（16.14秒）
		水平反転	8.6（21.34秒）
3	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	5.5（16.14秒）
		水平反転 鉛直反転	4.7（34.09秒）

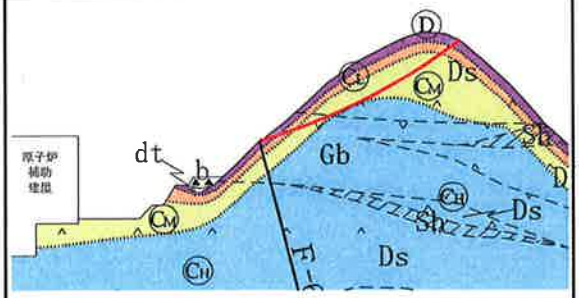
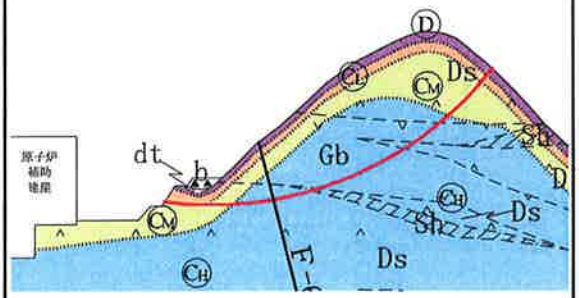
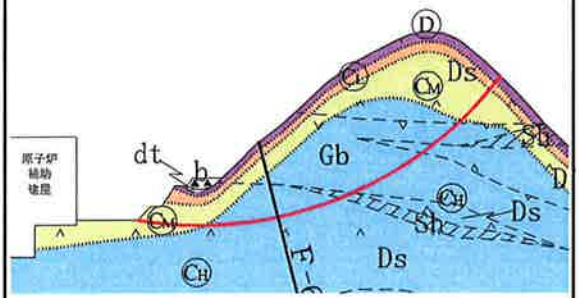
凡例　——　：すべり面　◯　：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

第 3.4-11 表　S_{S-1}の反転を考慮したすべり安全率一覧表（①－①’断面）

すべり面番号	すべり面形状	S_{S-1}反転考慮	最小すべり安全率
1	 CM級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	4.7 (16.14秒)
		水平反転 鉛直反転	4.1 (16.29秒)
2	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	6.5 (32.19秒)
		水平反転 鉛直反転	6.4 (36.17秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	3.9 (16.13秒)
		水平反転 鉛直反転	2.9 (16.28秒)

凡例　——　：すべり面　　：すべり安全率の最小値　　（　）内は発生時刻

第 3.4-12 表　S_{S-1} の反転を考慮したすべり安全率一覧表（②－②’断面）

すべり面番号	すべり面形状	S_{S-1}反転考慮	最小すべり安全率
1	 CM級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	2.5 (8.55秒)
		水平反転 鉛直反転	(2.0) (16.29秒)
2	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	3.4 (21.43秒)
		水平反転 鉛直反転	2.4 (16.28秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	3.7 (21.43秒)
		水平反転 鉛直反転	2.9 (16.29秒)

凡例　——：すべり面　(　)：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

3.5　表層部の安定性評価

(1)　概要

1・2号機の周辺斜面においては，①－①’断面，②－②’断面において自然斜面が残る部分が存在する。自然斜面表層部は風化等の影響により強度が小さいため，表層が滑落する表層崩壊の可能性が考えられる。このため自然斜面部においては，地震時の表層部の変位量を評価し，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に示される「施設の周辺斜面で地震時に想定しうる崩壊等によっても，施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないこと」を確認する。

(2)　評価箇所の選定

①－①’断面および②－②’断面における自然斜面を含むすべり面に対し基準地震動 S_S による地震力に対する安定性評価を行う。評価箇所については，自然斜面部において岩級区分を考慮してすべり面法により絞り込んだすべり面に対し，地震応答解析の結果を勘案して設定する。想定すべり面を第3.5-1図，第3.5-2図に示す。

(3)　評価手法

①－①’断面，②－②’断面の地震応答解析の結果，斜面表層部の想定すべり面において，基準地震動 S_S における評価，地盤物性のうちせん断強度について「平均値－1.0×標準偏差（σ）」とした評価，また応答スペクトルに基づく地震動評価結果 S_{S-1} について，正負を反転して解析を行った結果のうち，すべり安全率が最小となるケースにおいて，Newmark法を用いて滑動変位量の評価を行なう。

Newmark法による変位量評価手法の概要を第3.5-3図に示すが，地震応答解析の応力結果を用いて，すべり円弧中心周りの滑動モーメント，抵抗モーメントを算出し，モーメントの釣合い式を用いて角加速度を算出し，それを積分して回転変位量を求める。

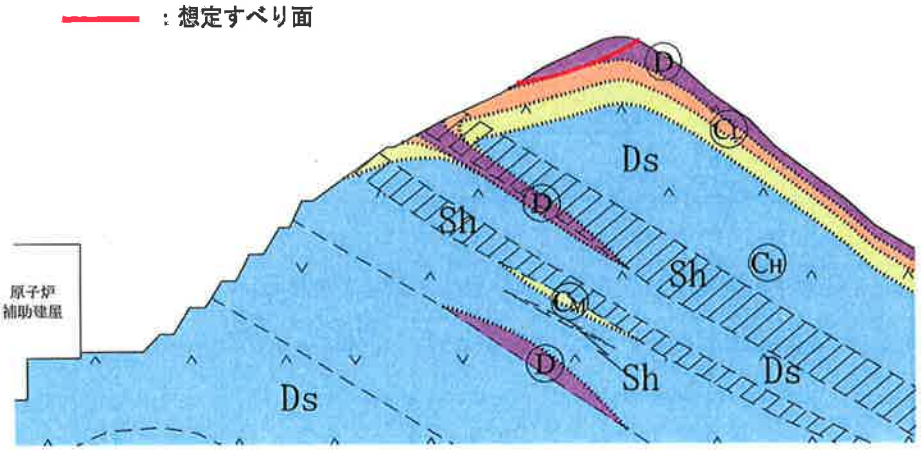
(4)　評価結果

①－①’断面において，地震応答解析の結果，すべり安全率が最小となるケース（S_{S-1} 反転無し：地盤のせん断強度 平均値－σ）のすべり安全率の時刻歴を第3.5-4図に，Newmark法による滑動変位量時刻歴を第3.5-5図に示すが，変位量は0.090cmである。変位量は極めて小さく，滑動力が抵抗力を上回る時間も0.03秒と極めて短いことから，表層部が滑落し，施設の安全機能に重大な影響を与えることは無いものと考えられる。

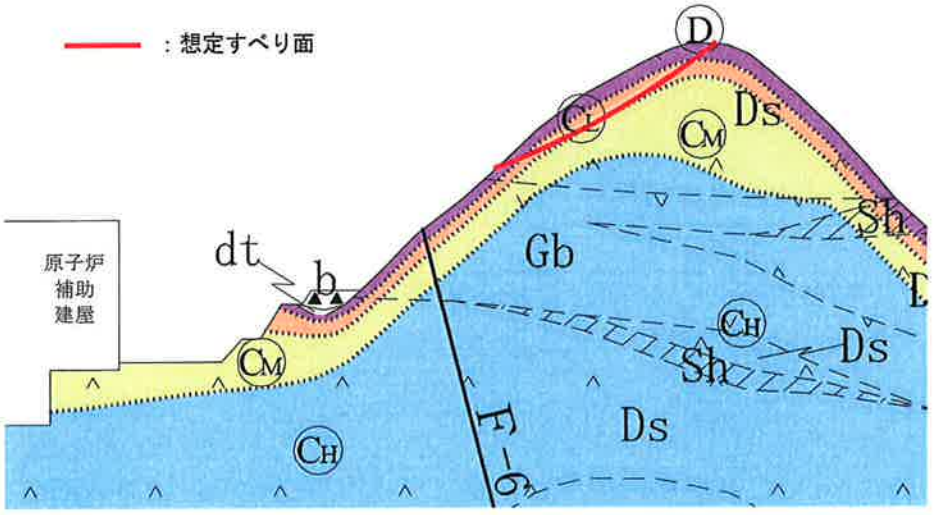
また，②－②’ 断面において，地震応答解析の結果，すべり安全率が最小となるケース（S_{S-1} 反転無し：地盤のせん断強度 平均値－σ）のすべり安全率の時刻歴を第3.5-6図に，Newmark法による滑動変位量時刻歴を第3.5-7図に示すが，変位量は0.023cmである。変位量は極めて小さく，

滑動力が抵抗力を上回る時間も 0.04 秒と極めて短いことから，表層部が滑落し，施設の安全機能に重大な影響を与えることは無いものと考えられる。

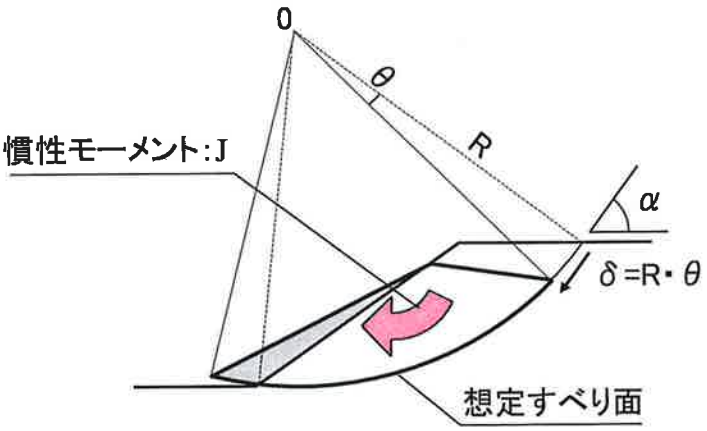
以上より，1・2 号機周辺斜面が基準地震動 Ss による地震力に対して対象施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こさないことを確認した。



第 3.5-1 図　①－①’ 断面　斜面表層部想定すべり面



第 3.5-2 図　②－②’ 断面　斜面表層部想定すべり面



角加速度 $\ddot{\theta} = (M_D - M_R)/J$

角速度 $\dot{\theta}_{t+\Delta t} = \dot{\theta}_t + \frac{1}{2}\left(\ddot{\theta}_t + \ddot{\theta}_{t+\Delta t}\right)\Delta t$

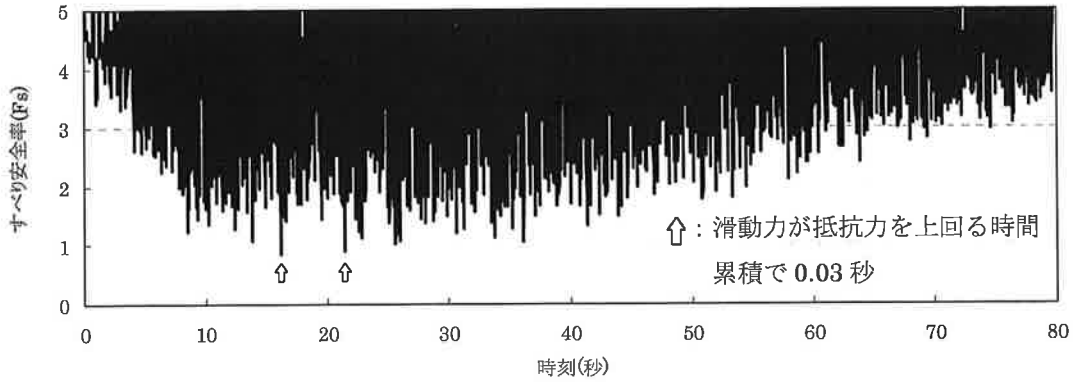
角変位 $\theta_{t+\Delta t} = \theta_t + \dot{\theta}_t \Delta t + \frac{1}{6}\left(2\ddot{\theta}_t + \ddot{\theta}_{t+\Delta t}\right)\Delta t^2$

変位 $\delta = R \cdot \theta$

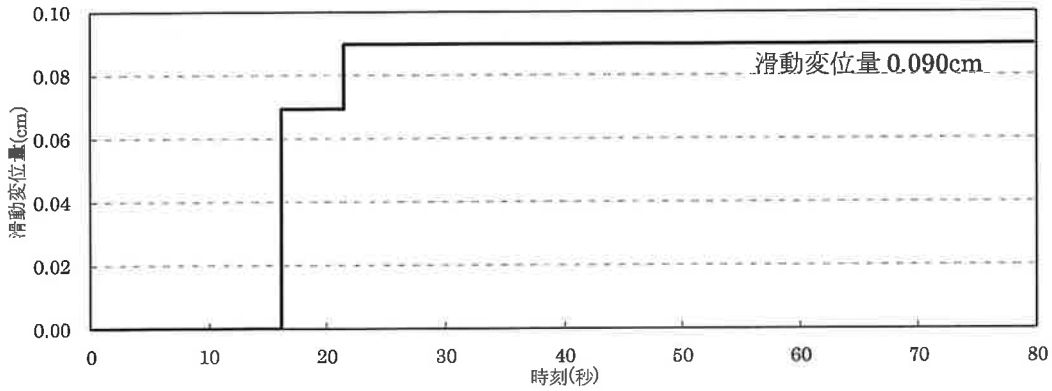
θ：回転角，　J：慣性モーメント
M_D：滑動モーメント=$F_D \times R$，　M_R：抵抗モーメント=$F_R \times R$
F_D：地震応答解析から求まるすべり面上の滑動力合計（時刻歴）
F_R：地震応答解析から求まるすべり面上の抵抗力合計（時刻歴）
R：すべり円弧の半径

滑動モーメント　抵抗モーメント
$M_D > M_R$ となった（角加速度＞0）時刻，すなわち滑動力が抵抗力を上回る時刻から各速度0となる時刻まで変位計算

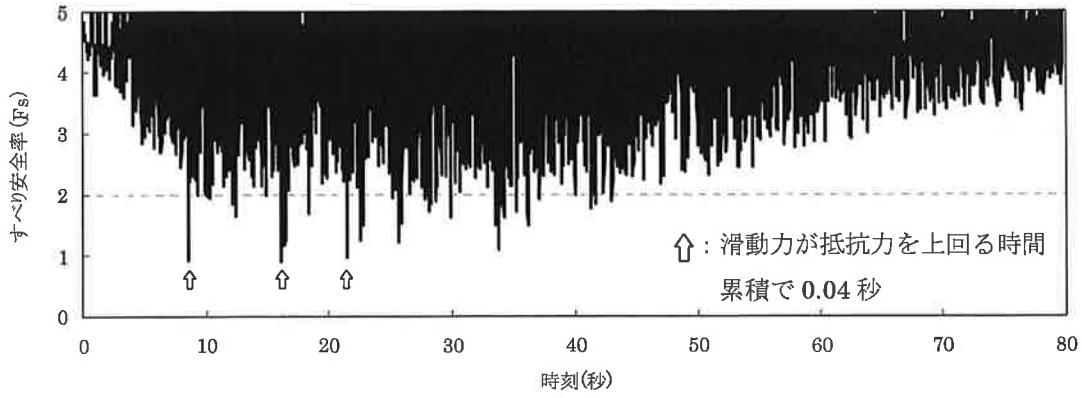
第 3.5-3 図　Newmark 法による変位量評価手法の概要



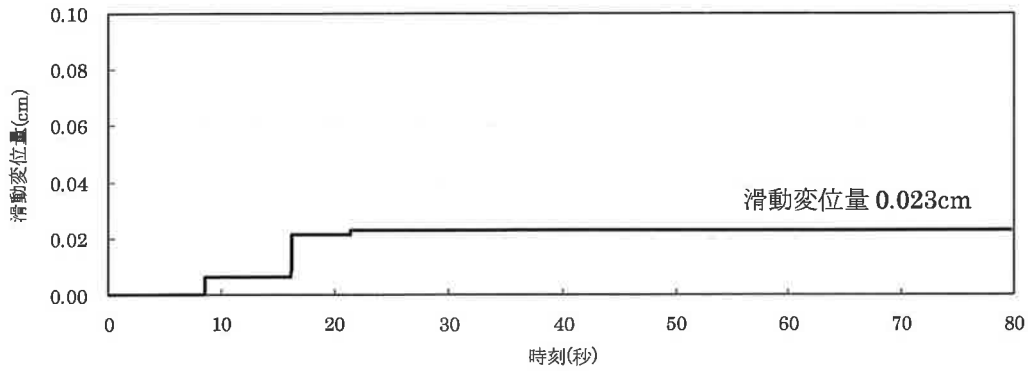
第 3.5-4 図　①－①’断面　斜面表層部想定すべり面における
すべり安全率時刻歴
（S_{S-1}反転無し：地盤のせん断強度 平均値－σ）



第 3.5-5 図　①－①’断面　斜面表層部の滑動変位量



第 3.5-6 図　②－②’斜面表層部想定すべり面における
すべり安全率時刻歴
（S_{S-1}反転無し：地盤のせん断強度　平均値－σ）



第 3.5-7 図　②－②’断面　斜面表層部の滑動変位量

4. 3・4号機周辺斜面の安定性評価

4.1 周辺斜面の状況

第4.1-1図に3・4号機周辺敷地平面図を示す。

周辺斜面は，原子炉建屋の背後に位置し，斜面高さはおよそ100mである。周辺斜面の地質は，ほとんどが細粒石英閃緑岩及び輝緑岩からなる。

4.2 評価斜面の選定

「JEAG4601-2008」では，安定性評価の対象とすべき斜面は斜面法尻と対象施設の離間距離が約50m以内，あるいは斜面高さの約1.4倍以内の斜面としている。

上記に基づき，原子炉建屋の背後斜面を評価斜面と選定し，基準地震動Ssによる地震力に対する安定性評価を行う。

4.3 評価条件

(1) 解析モデル

評価斜面のうち，斜面形状および斜面高さを考慮し，動的有限要素法解析を実施する断面として，E－E’断面を選定する。解析用モデルには地盤および原子炉建屋，タービン建屋を考慮する。解析用建屋モデルは，それぞれの多質点系モデルを基に作成する。

E－E’断面の地質断面図を第4.3-1図に，解析用要素分割図を第4.3-2図に示す。

(2) 解析用物性値

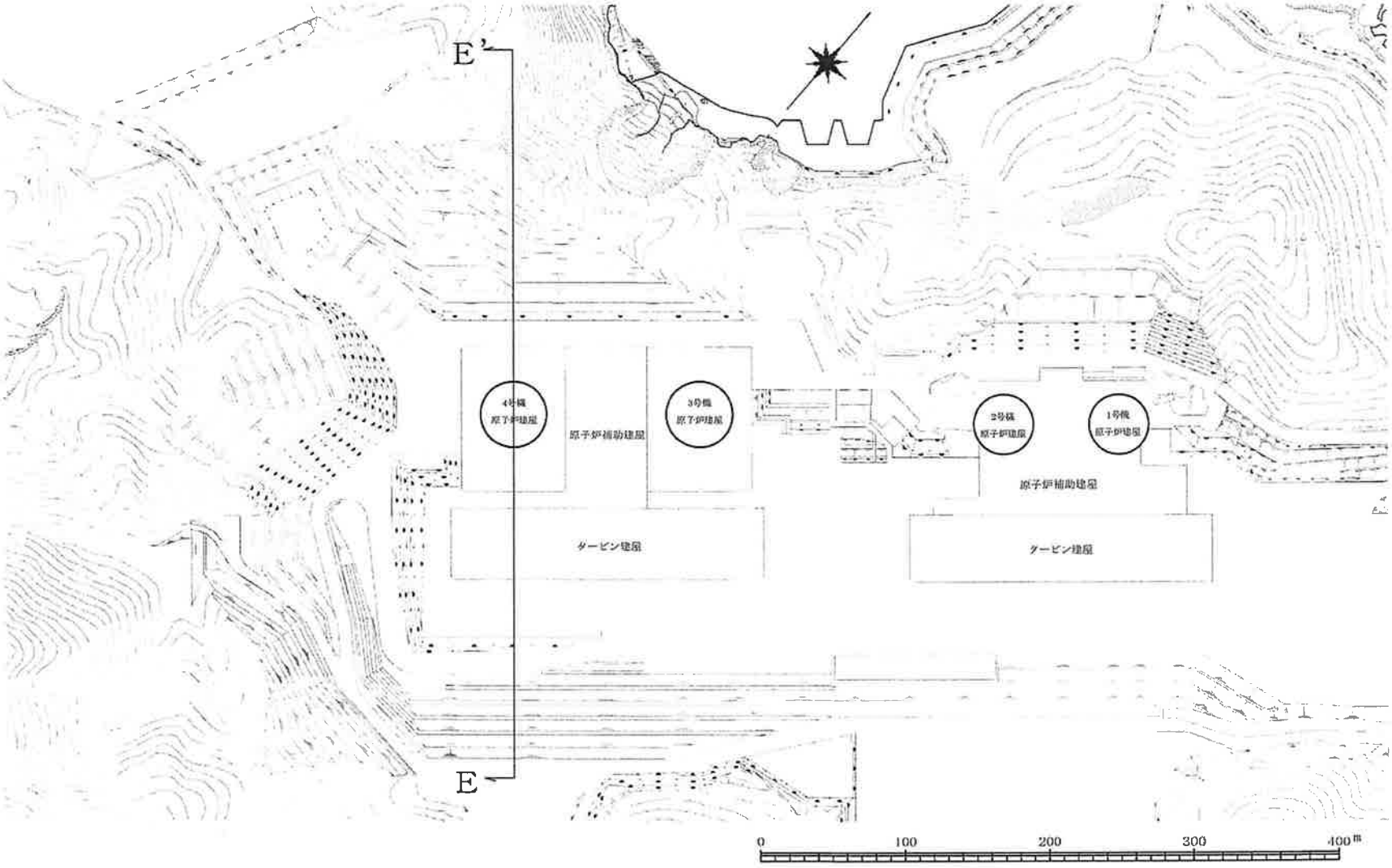
解析用物性値は，既往の試験結果および発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴い新たに実施した各種試験結果に基づき設定する。解析用物性値設定の考え方を第4.3-1表に，解析用物性値を第4.3-2表，第4.3-3図～第4.3-6図に示す。

(3) 地下水位

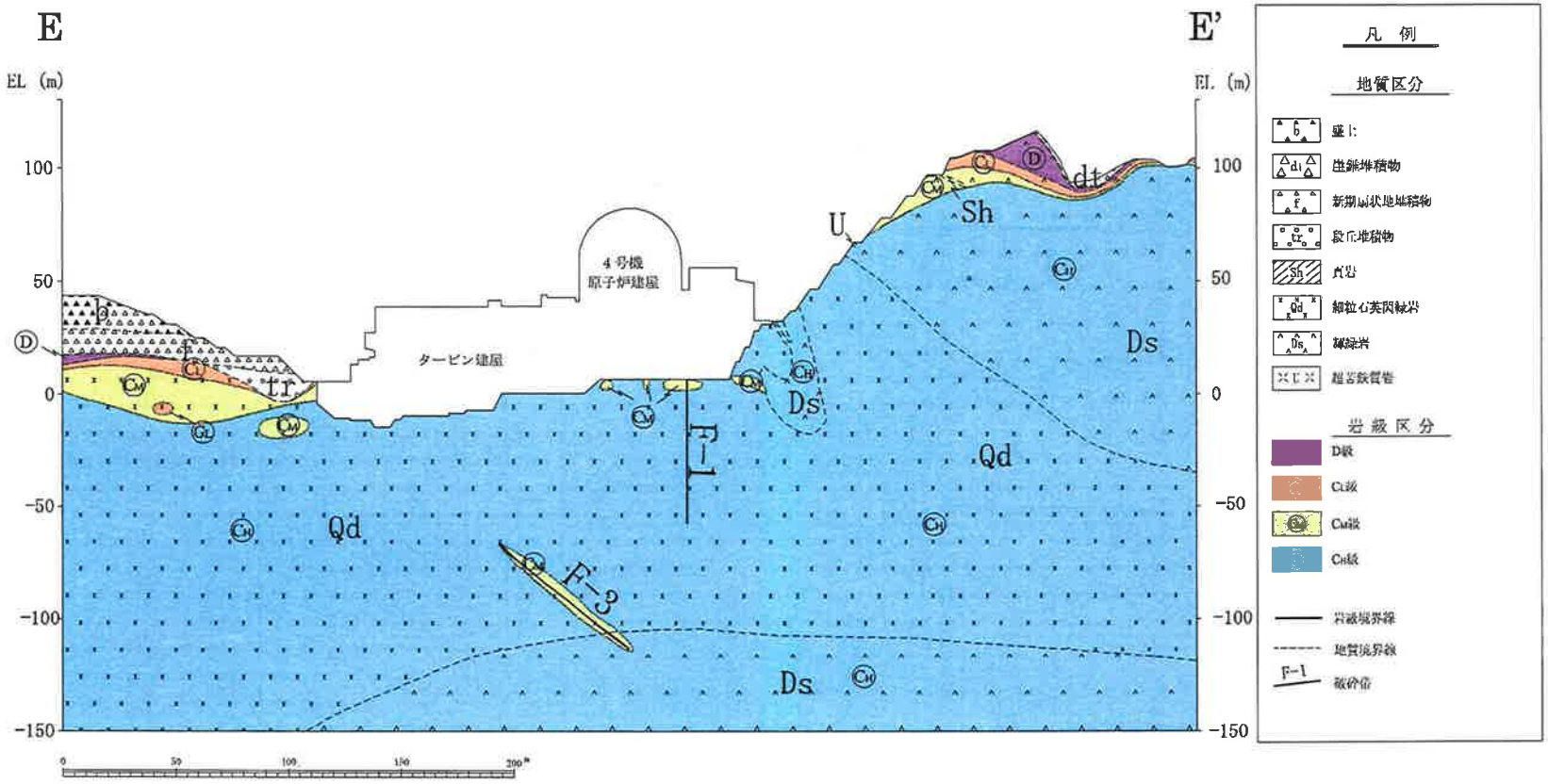
解析用地下水位は，地表面に設定する。建屋基礎部については，建屋基礎底面に設定する。

(4) 想定すべり面

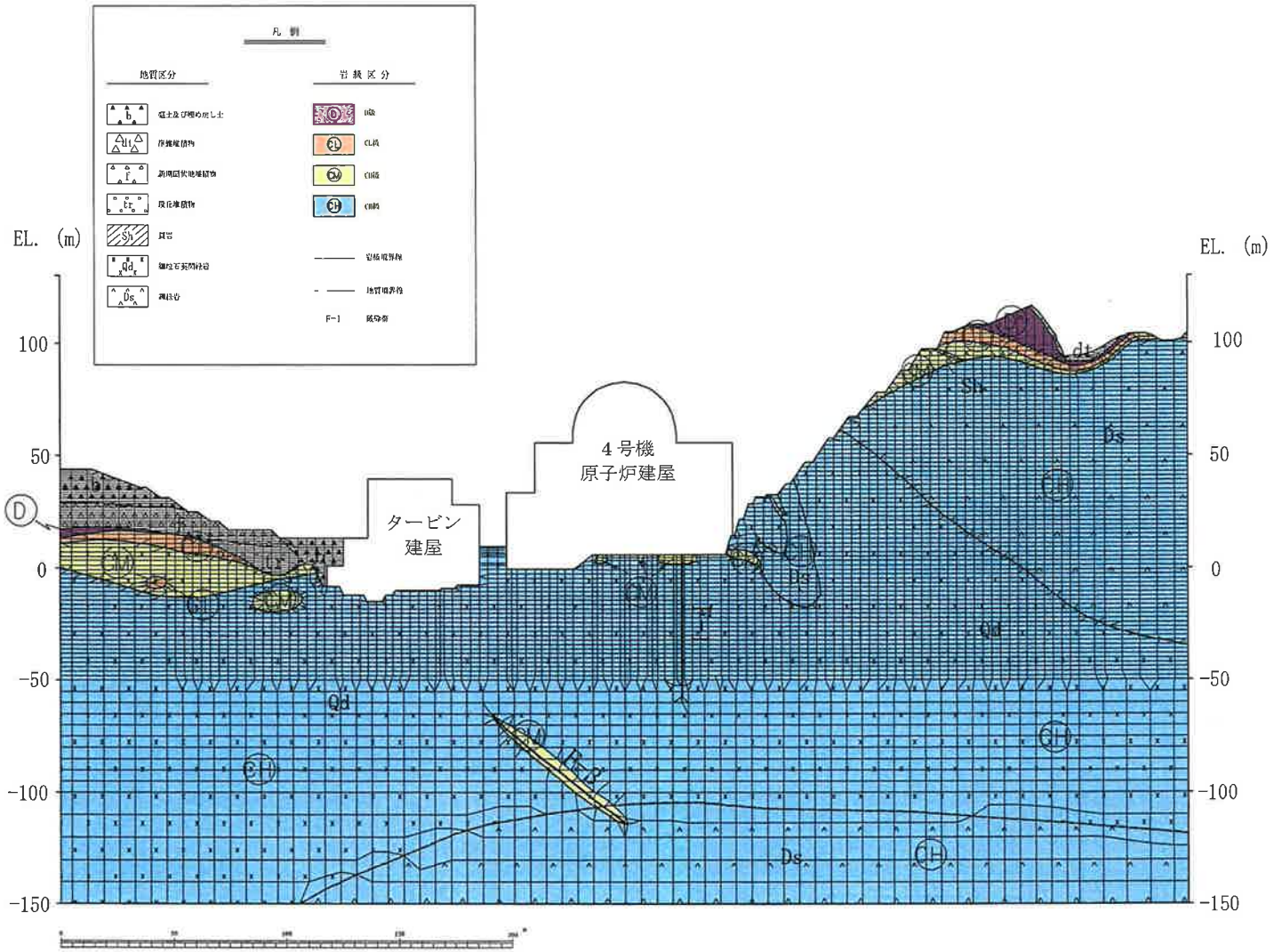
想定すべり面は，安全審査時の検討を参考に設定したすべり面とする。



第 4.1-1 図　3・4 号機周辺敷地平面図



第 4.3-1 図　地質断面図（E－E’断面）



第 4.3-2 図　解析用要素分割図（E - E’ 断面）

第 4.3-1 表　解析用物性値設定の考え方

	物理特性	強度特性		静的変形特性		動的変形特性		減衰定数
	単位体積重量	せん断強度，内部摩擦角	残留強度	静弾性係数	静ポアソン比	せん断弾性係数	動ポアソン比	
CH級	室内物理試験	岩盤せん断試験	岩盤せん断試験	平板載荷試験	岩石試験	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	慣用値
CM級	室内物理試験	岩盤せん断試験	岩盤せん断試験	平板載荷試験	岩石試験	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	慣用値
CL級	室内物理試験	岩盤せん断試験	岩盤せん断試験	平板載荷試験	岩石試験	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	慣用値
D級	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	慣用値	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	繰返し三軸試験
崖錐堆積物および新期扇状地堆積物	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	慣用値	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	繰返し三軸試験
段丘堆積物	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	慣用値	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	崖錐堆積物の試験結果を使用
盛土および埋め戻し土	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	三軸圧縮試験	三軸圧縮試験	崖錐堆積物の試験結果を使用	慣用値	PS検層と単位体積重量より算出	PS検層より算出	繰返し三軸試験
破砕帯	室内物理試験および現場単位体積重量試験結果より飽和重量を算出	一面せん断試験	一面せん断試験	静的単純せん断試験	慣用値	動的単純せん断試験	超音波速度測定結果より算出	動的単純せん断試験

第 4.3-2 表　解析用物性値（a）

		物理特性	静的変形特性		動的変形特性		減衰定数
		単位体積重量 (kN/m^3)	静弾性係数 (N/mm^2)	静ポアソン比	初期せん断弾性係数 (N/mm^2)	動ポアソン比	
輝緑岩	CH級	28.2	3,400 (6,200)	0.26	16,000	0.34	0.03
	CM級	28.1	1,800 (3,200)	0.26	11,000	0.34	0.03
	CL級	26.9	610 (1,100)	0.26	1,900	0.34	0.03
	D級	16.8	24	0.40	390 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第4.3-3図参照	0.37	h～γ曲線は第4.3-3図参照
細粒石英閃緑岩	CH級	26.7	14,100 (15,900)	0.23	13,000	0.34	0.03
	CM級	26.2	2,600 (3,100)	0.23	11,000	0.34	0.03
	CL級	26.1	970 (1,500)	0.23	2,800	0.34	0.03
	D級	16.8	24	0.40	390 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第4.3-3図参照	0.37	h～γ曲線は第4.3-3図参照
頁岩	CM級	25.7	2,600	0.23	11,000	0.34	0.03
崖錐堆積物および新期扇状地堆積物		19.3	32	0.40	280 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第4.3-4図参照	0.43	h～γ曲線は第4.3-4図参照
段丘堆積物		22.1	38	0.40	620 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第4.3-1図参照	0.45	h～γ曲線は第4.3-4図参照
盛土および埋め戻し土		21.2	32	0.40	280 $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第4.3-5図参照	0.46	h～γ曲線は第4.3-5図参照
破砕帯		19.4	$97.0\,\sigma_v^{0.89}$	0.40	$187\sigma_v^{0.75}$ $G/G_0 \sim \gamma$ 曲線は第4.3-6図参照	0.48	h～γ曲線は第4.3-6図参照

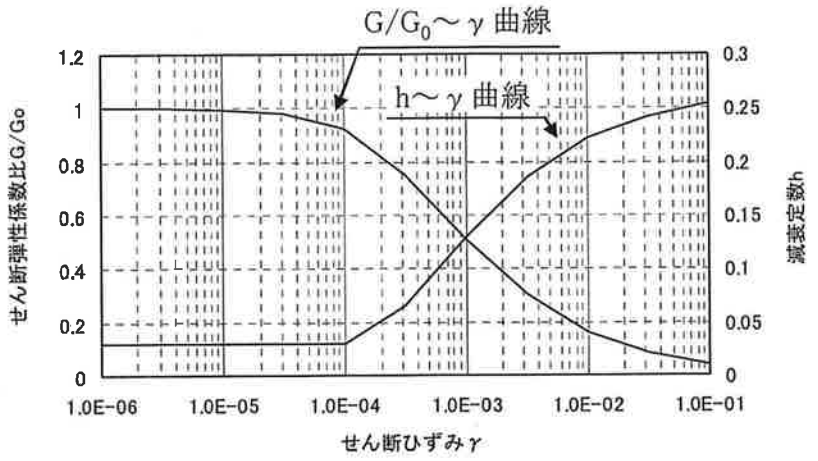
（　）内数値は除荷時のもの

σ_v（N/mm^2）：鉛直応力，G（N/mm^2）：せん断弾性係数，G_0（N/mm^2）：初期せん断弾性係数，γ：せん断ひずみ　h：減衰定数

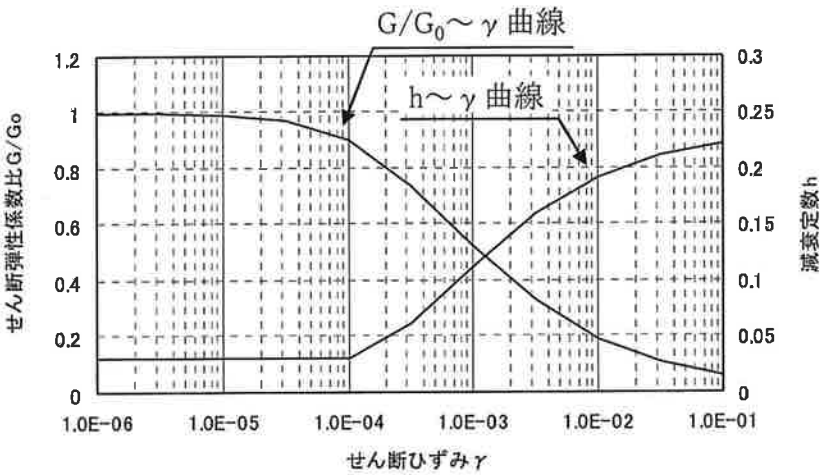
第 4.3-2 表　解析用物性値（b）

		強度特性			強度特性（地盤のばらつきを考慮）		
		せん断強度 (N/mm^2)	内部摩擦角 (度)	残留強度 (N/mm^2)	せん断強度 (N/mm^2)	内部摩擦角 (度)	残留強度 (N/mm^2)
輝緑岩	CH級	2.1	56.1	$2.6\sigma_n^{0.65}$	1.1	56.1	$2.2\sigma_n^{0.65}$
	CM級	1.4	38.9	$2.2\sigma_n^{0.41}$	0.88	38.9	$1.9\sigma_n^{0.41}$
	CL級	0.20	35.1	$0.8\sigma_n^{0.65}$	0.13	35.1	$0.6\sigma_n^{0.65}$
	D級	0.07	17.4	$0.07+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$	0.05	17.4	$0.04+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$
細粒石英閃緑岩	CH級	2.1	60.3	$2.2\sigma_n^{0.62}$	1.2	60.3	$2.0\sigma_n^{0.62}$
	CM級	1.6	50.3	$2.2\sigma_n^{0.58}$	0.78	50.3	$1.9\sigma_n^{0.58}$
	CL級	0.20	35.1	$0.8\sigma_n^{0.65}$	0.13	35.1	$0.6\sigma_n^{0.65}$
	D級	0.07	17.4	$0.07+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$	0.05	17.4	$0.04+\sigma_n \cdot \tan 17.4°$
頁岩	CM級	1.6	50.3	$2.2\sigma_n^{0.58}$	0.78	50.3	$1.9\sigma_n^{0.58}$
崖錐堆積物および新期扇状地堆積物		0.02	26.7	$\sigma_n \cdot \tan 26.7°$	0.01	26.7	$\sigma_n \cdot \tan 26.7°$
段丘堆積物		0.03	25.0	$\sigma_n \cdot \tan 25.0°$	0.02	25.0	$\sigma_n \cdot \tan 25.0°$
盛土および埋め戻し土		0.09	18.2	$\sigma_n \cdot \tan 18.2°$	0.08	18.2	$\sigma_n \cdot \tan 18.2°$
破砕帯		0.08	19.5	$\sigma_n \cdot \tan 19.5°$	0.06	19.5	$\sigma_n \cdot \tan 19.5°$

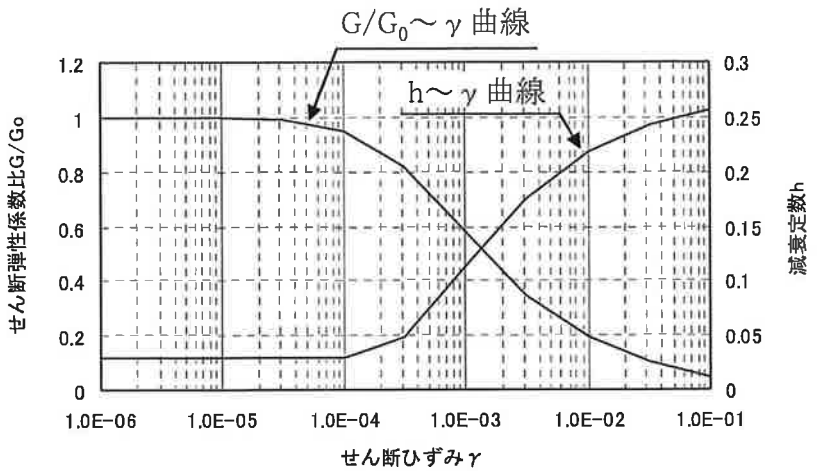
σ_n (N/mm^2) ：すべり面に対する直応力



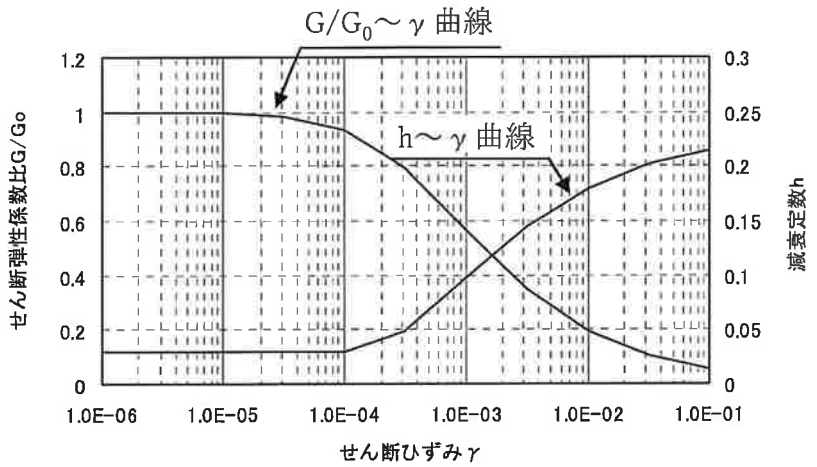
第 4.3-3 図　せん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存特性
(D 級)



第 4.3-4 図　せん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存特性
(崖錐堆積物，新期扇状地堆積物および段丘堆積物)



第 4.3-5 図　せん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存特性
（盛土および埋め戻し土）



第 4.3-6 図　せん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存特性
（破砕帯）

4.4　評価結果

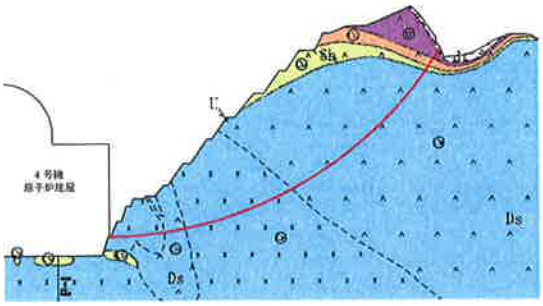
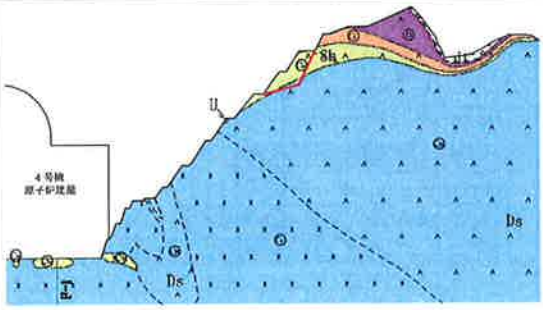
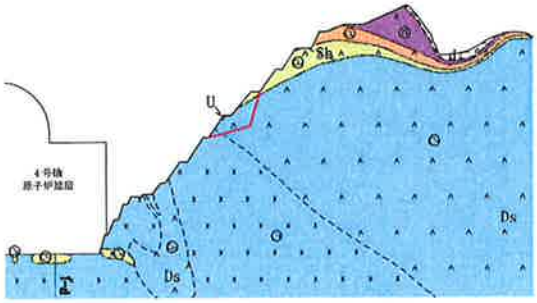
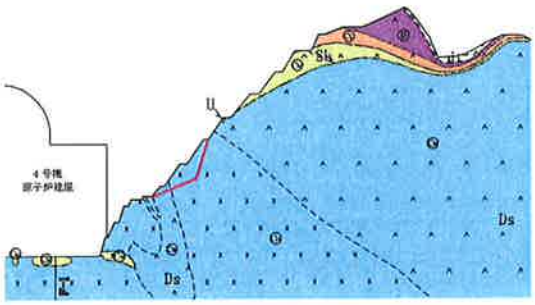
想定すべり面におけるすべり安全率を第 4.4-1 表に，また各想定すべり面において最小すべり安全率を示す基準地震動に対するすべり安全率時刻歴を第 4.4-2 表に示す。最小すべり安全率は 4.0 であり，「JEAG4601-2008」に示される評価基準値 1.2 を上回ることから，すべりに対して十分な安定性を有している。

また，要素ごとの局所安全係数を第 4.4-1 図に示す。斜面部の要素においてせん断強度に達した要素や引張応力が発生した要素があるが，小さな範囲にとどまっており，すべりに対して問題となるものではないことから，斜面は地震時に発生する応力に対して安定性を有している。

なお，念のため地盤物性のばらつきを考慮し，最小すべり安全率を示す地震動に対して，地盤物性のうちせん断強度について「平均値－1.0×標準偏差（σ）」とした結果を第 4.4-3 表に，また応答スペクトルに基づく地震動評価結果 S_{s-1} について，正負を反転して解析を行った結果のうち最小すべり安全率を第 4.4-4 表に示す。これらの最小すべり安全率は評価基準値 1.2 を上回ることから，地盤物性値のばらつきや S_{s-1} の反転を考慮しても斜面はすべりに対して十分な安定性を有している。

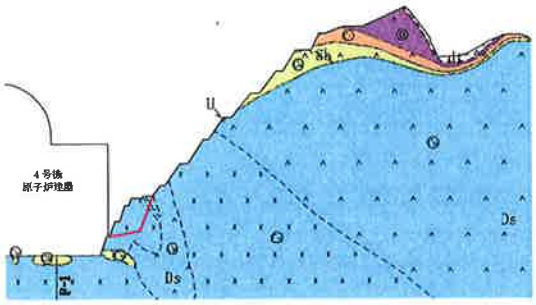
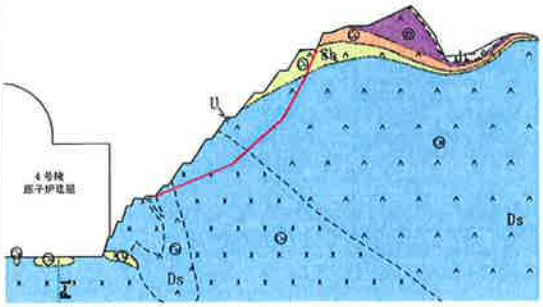
以上より，3・4 号機周辺斜面が基準地震動 S_s による地震力に対して対象施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こさないことを確認した。

第 4.4-1 表（a）　すべり安全率一覧表

すべり面番号	すべり面形状	最小すべり安全率		
		S_{S-1}	S_{S-2}	S_{S-3}
1	 CH級岩盤内のすべり	4.0 (16.47秒)	6.1 (20.38秒)	5.6 (10.85秒)
2	 CM級岩盤内のすべり	11.2 (16.48秒)	15.7 (20.39秒)	14.7 (11.06秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	12.5 (16.48秒)	18.7 (20.99秒)	17.6 (10.87秒)
4	 CH級岩盤内のすべり	7.2 (16.37秒)	19.2 (20.99秒)	18.4 (10.86秒)

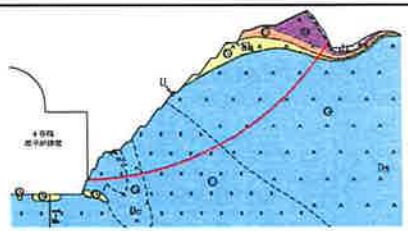
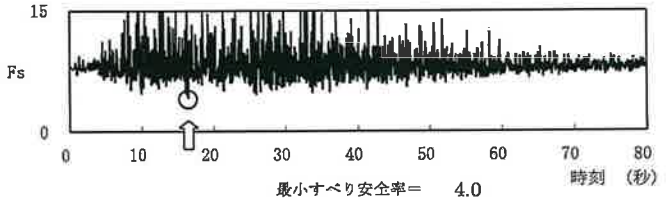
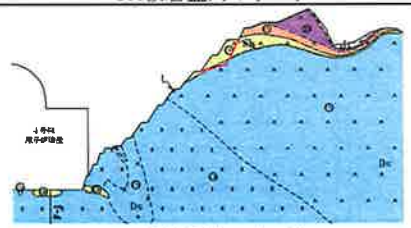
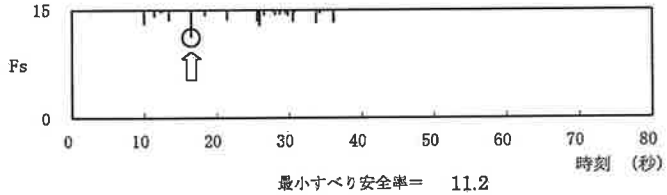
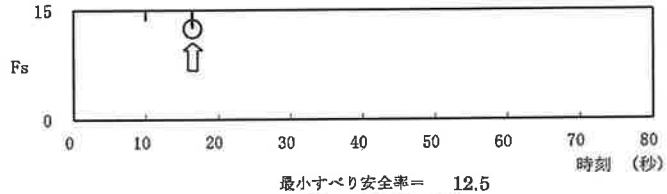
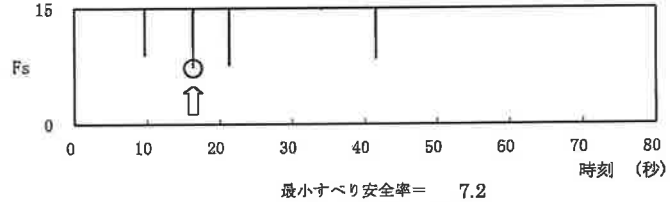
凡例　——　：すべり面　　：すべり安全率の最小値　　（　）内は発生時刻

第 4.4-1 表（b）　すべり安全率一覧表

すべり面番号	すべり面形状	最小すべり安全率		
		S_{S-1}	S_{S-2}	S_{S-3}
5	 CH級岩盤内のすべり	12.0 (21.36秒)	21.8 (20.34秒)	18.5 (11.31秒)
6	 CH級岩盤内のすべり	6.8 (16.37秒)	10.4 (20.99秒)	9.6 (10.86秒)

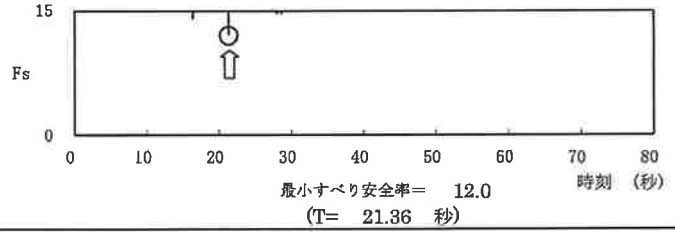
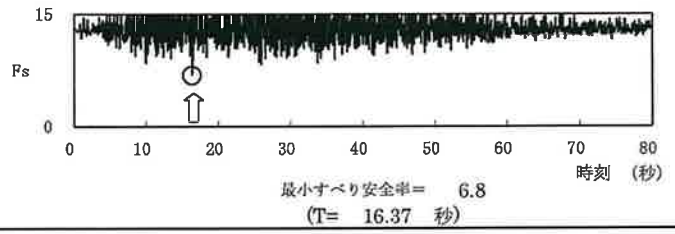
凡例　——：すべり面　⬭：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

第 4.4-2 表（a）　すべり安全率時刻歴

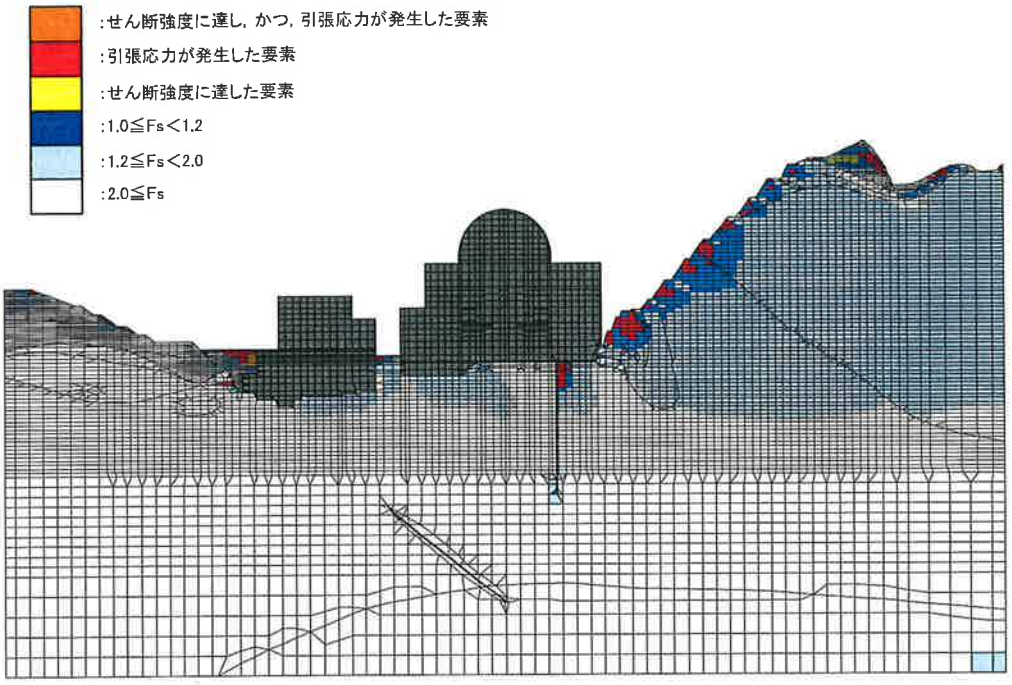
すべり面番号	すべり面形状	基準地震動	最小すべり安全率	時刻（秒）	すべり安全率（Fs）時刻歴
1	 CH級岩盤内のすべり	S_{S-1}	4.0	16.47	 最小すべり安全率＝　4.0 (T=　16.47　秒)
2	 CM級岩盤内のすべり	S_{S-1}	11.2	16.48	 最小すべり安全率＝　11.2 (T=　16.48　秒)
3	CH級岩盤内のすべり	S_{S-1}	12.5	16.48	 最小すべり安全率＝　12.5 (T=　16.48　秒)
4	CH級岩盤内のすべり	S_{S-1}	7.2	16.37	 最小すべり安全率＝　7.2 (T=　16.37　秒)

凡例　——：すべり面　　：すべり安全率の最小値

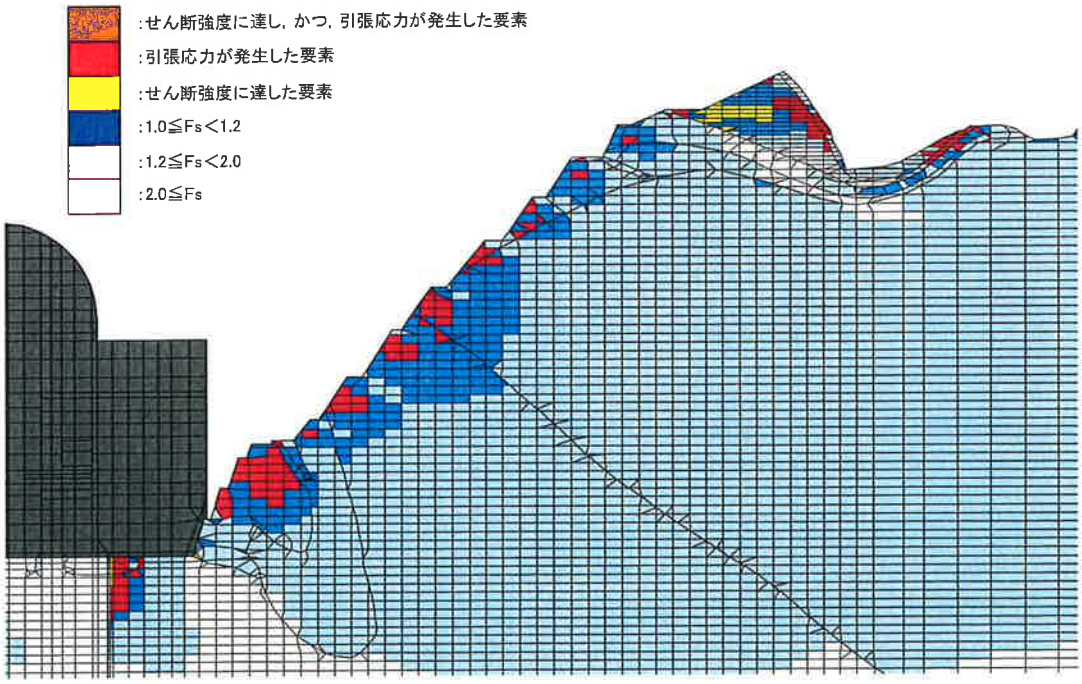
第 4.4-2 表（b）　すべり安全率時刻歴

すべり面番号	すべり面形状	基準地震動	最小すべり安全率	時刻（秒）	すべり安全率（Fs）時刻歴
5	CH級岩盤内のすべり	S_{S-1}	12.0	21.36	 最小すべり安全率＝ 12.0 (T= 21.36 秒)
6	CH級岩盤内のすべり	S_{S-1}	6.8	16.37	 最小すべり安全率＝ 6.8 (T= 16.37 秒)

凡例　——：すべり面　　：すべり安全率の最小値

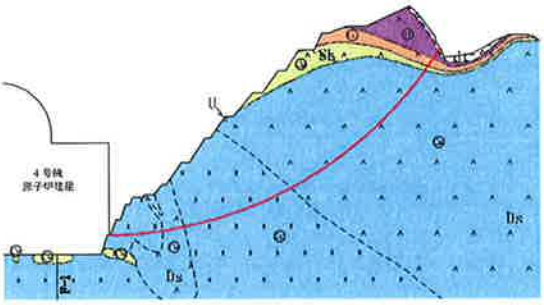
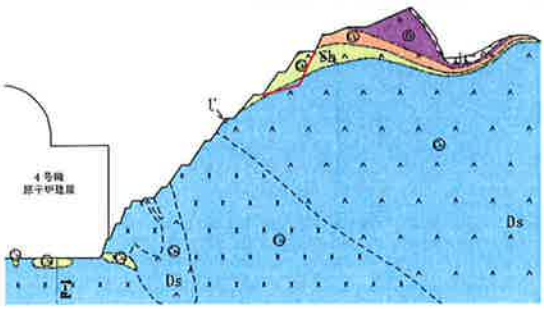
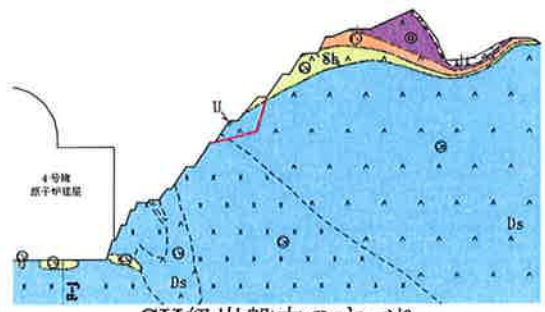
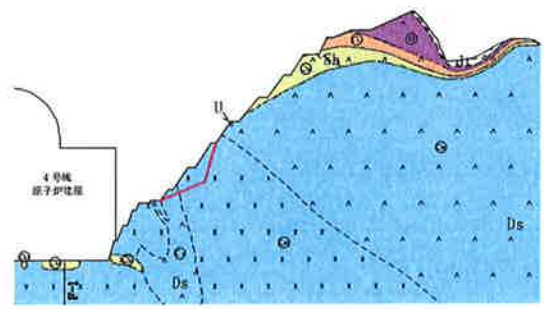


第 4.4-1 図（a）　要素ごとの局所安全係数（S_{s-1}　時刻：16.47 秒）全体図



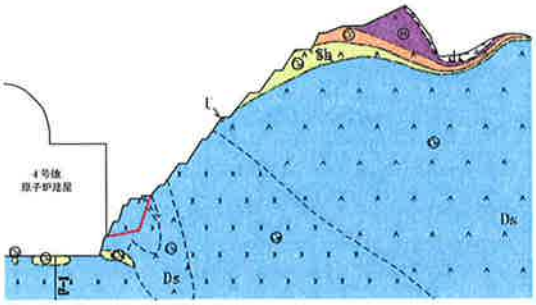
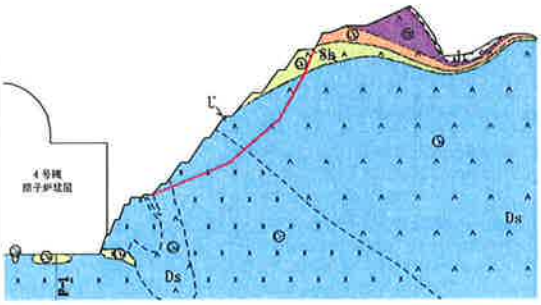
第 4.4-1 図（b）　要素ごとの局所安全係数（S_{s-1}　時刻：16.47 秒）
斜面部拡大図

第 4.4-3 表（a）　地盤物性のばらつきを考慮したすべり安全率一覧表

すべり面番号	すべり面形状	地盤のせん断強度	最小すべり安全率
1	 CH級岩盤内のすべり	$S_{S\text{-}1}$ 平均値（再掲）	4.0 (16.47秒)
		$S_{S\text{-}1}$ 平均値－σ	(3.0) (16.47秒)
2	 CM級岩盤内のすべり	$S_{S\text{-}1}$ 平均値（再掲）	11.2 (16.48秒)
		$S_{S\text{-}1}$ 平均値－σ	7.4 (16.48秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	$S_{S\text{-}1}$ 平均値（再掲）	12.5 (16.48秒)
		$S_{S\text{-}1}$ 平均値－σ	8.9 (16.48秒)
4	 CH級岩盤内のすべり	$S_{S\text{-}1}$ 平均値（再掲）	7.2 (16.37秒)
		$S_{S\text{-}1}$ 平均値－σ	6.5 (21.36秒)

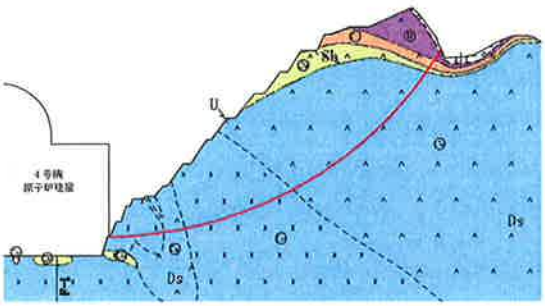
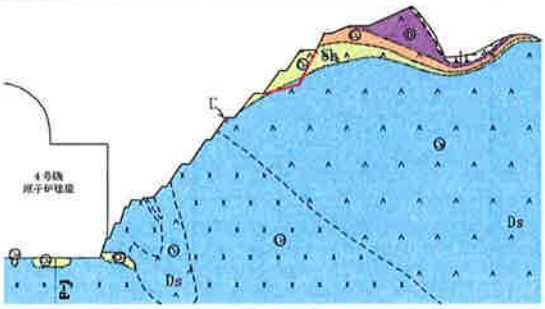
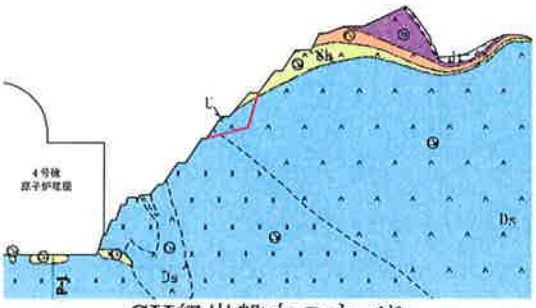
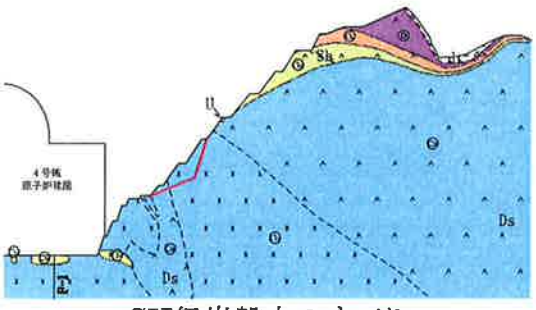
凡例　——：すべり面　(　)：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

第 4.4-3 表（b）　地盤物性のばらつきを考慮したすべり安全率一覧表

すべり面番号	すべり面形状	地盤のせん断強度	最小すべり安全率
5	 CH級岩盤内のすべり	S_{S-1} 平均値（再掲）	12.0 (21.36秒)
		S_{S-1} 平均値－σ	11.1 (21.36秒)
6	 CH級岩盤内のすべり	S_{S-1} 平均値（再掲）	6.8 (16.37秒)
		S_{S-1} 平均値－σ	4.7 (16.47秒)

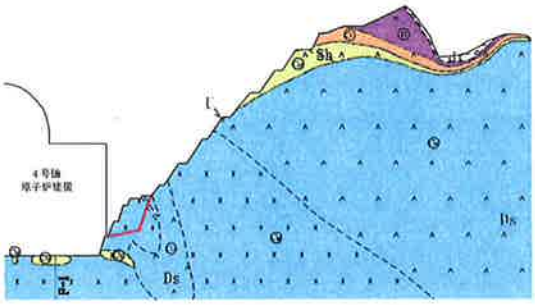
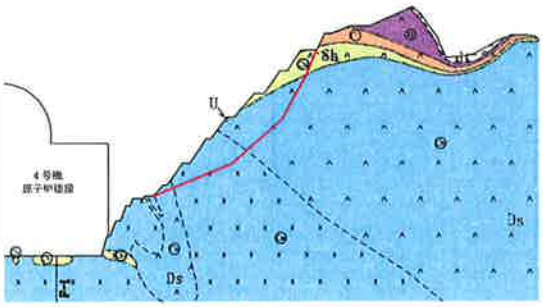
凡例　——：すべり面　◯：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

第 4.4-4 表（a）　S_{S-1} の反転を考慮したすべり安全率一覧表

すべり面番号	すべり面形状	S_{S-1}反転考慮	最小すべり安全率
1	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	4.0 (16.47秒)
		水平反転 鉛直反転	(2.7) (16.28秒)
2	 CM級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	11.2 (16.48秒)
		水平反転	10.8 (16.29秒)
3	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	12.5 (16.48秒)
		鉛直反転	10.9 (16.37秒)
4	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	7.2 (16.37秒)
		水平反転 鉛直反転	6.0 (16.50秒)

凡例　——　：すべり面　(　)　：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

第 4.4-4 表（b）　S_{S-1} の反転を考慮したすべり安全率一覧表

すべり面番号	すべり面形状	S_{S-1} 反転考慮	最小すべり安全率
5	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	12.0 (21.36秒)
		水平反転	11.3 (16.50秒)
6	 CH級岩盤内のすべり	反転なし（再掲）	6.8 (16.37秒)
		鉛直反転	6.5 (16.37秒)

凡例　——：すべり面　◯：すべり安全率の最小値　（　）内は発生時刻

【参考資料】

変位量評価手法（Newmark 法）について

大飯発電所 1・2 号機周辺斜面の表層部の安定性評価においては，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に示される「施設の周辺斜面で地震時に想定しうる崩壊等によっても，施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないこと」を確認する手法として，Newmark 法による変位量評価を用いた。Newmark 法は，盛土やダムに対してレベル 2 地震動に対する変位量評価手法として標準や指針類にも採用されている。Newmark 法の妥当性については，様々な研究，検討がなされているが，ここでは各種標準や指針類における Newmark 法に関する記載と評価事例について述べる。

・鉄道構造物等設計標準・同解説　耐震設計 [1)]

同標準では盛土の耐震設計について，盛土が地震によって大きな損傷を受けない事を目標とし，地震の規模，地形，地質条件，復旧の難易度等を考慮し，その変形レベルを照査するものとしており，具体的にはレベル 2 地震動に対する盛土の耐震設計について，Newmark 法などによる変形性能の照査で行なうこととしている。現実の土は，繰返し応力による変形の累積性，軟化性などが強い非線形性を示すため，Newmark 法は厳密な方法ではないとしながらも，入力パラメータの設定が円弧すべり法と同等であること，理論の簡明さに比して妥当な結果を与えること，結果の解釈が容易であることなどから，この方法によって得られる滑動変位量は，特にレベル 2 地震動に対する盛土の耐震性を評価する指標としては有効であるとしている。

また同標準には，Newmark 法による滑動変位量の試計算として，兵庫県南部地震における神戸海洋気象台で観測された地震波を用いて，盛土の滑動変位量の算定を行なった結果が記載されている。試計算の結果，盛土材として一般的に用いられる土質では，40cm～60cm 程度の沈下量が算定され，実際の被害状況と整合するとしている。

・大規模地震に対するダム耐震性能照査指針（案）・同解説 [2)]
・大規模地震に対するダムの耐震性能照査に関する資料 [3)]

同指針（案）では，レベル 2 地震動を想定して，大規模地震に対するダムの耐震性能を照査するための標準的な考え方が示されている。この中で，フィルダムの耐震性能の照査として，等価線形化法等による動的解析を行なった結果，ダム本体の損傷が生じるおそれがある場合には，さらに動的解析による解析結果を用いた塑性変形解析により，地震によるすべり等の変形を推定することとしている。

なお，塑性変形解析手法としては，「大規模地震に対するダムの耐震性能照査に関する資料」において，Newmark 法とすべりブロック法を組み合わせた算定手法，渡辺・馬場のすべり土塊変形量の算定方法が記載されている。同資

料には，すべり変形解析における材料物性値の設定における留意点，またアースダム本体の照査例が記されており，Newmark 法での塑性変形解析結果と有効応力法に基づく動的弾塑性解析結果の比較を行なった結果，動的弾塑性解析における変位量は塑性変形解析結果の範囲内となったとしている。

斜面表層部の安定性評価においては，これらの標準，指針類における手法を参考とし，二次元動的有限要素法解析による地震応答解析結果を用い，本文第3.5-3 図に示す手法を採用している。

参考文献

1) 鉄道総合技術研究所編：鉄道構造物等設計基準・同解説 耐震設計，丸善，1999.
2) 国土交通省 河川局：大規模地震に対するダム耐震性能照査指針（案）・同解説，2005.3.
3) 国土交通省 国土技術政策総合研究所：大規模地震に対するダムの耐震性能照査に関する資料，国土技術政策総合研究所資料第 244 号，2005.3.

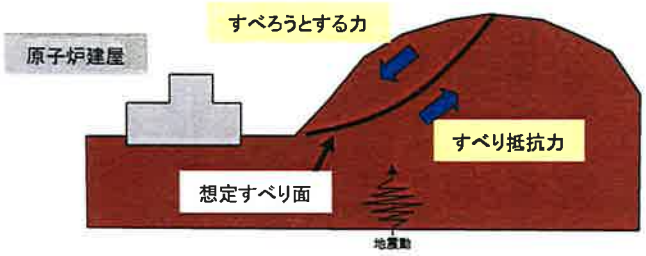
平成23年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子炉施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価のうち
大飯発電所周辺斜面の安定性評価結果について

平成24年2月29日
関西電力株式会社

① 検討内容

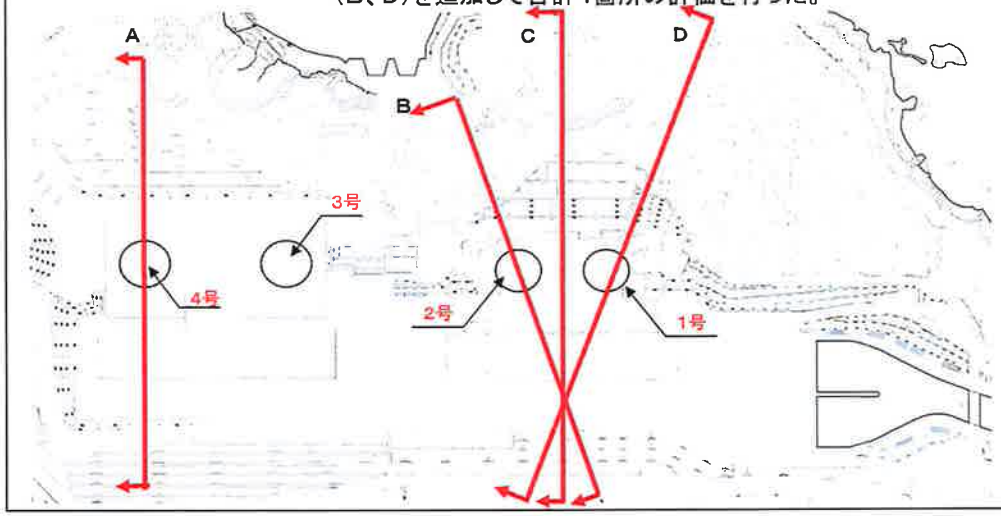
基準地震動Ss(700gal)に対する周辺斜面の安定性について、「想定すべり面でのすべり安全率」等に着目して、原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-2008)の評価基準値1．2を上回るかどうか確認を行った。

$$\text{すべり安全率(裕度)} = \frac{\text{すべり抵抗力(抵抗力)}}{\text{すべろうとする力(滑動力)}}$$



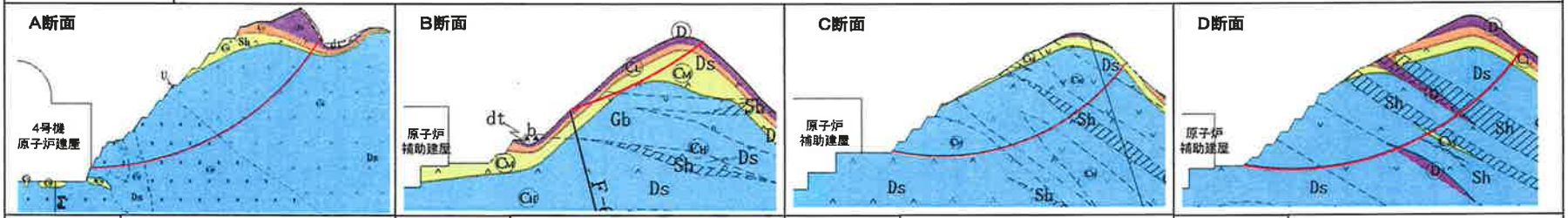
② 検討断面位置図

当初、1・2号機背面(C)と3・4号機背面(A)の2箇所の評価を予定していたが、より安全性を確認するために2箇所(B、D)を追加して合計4箇所の評価を行った。



③ 検討結果

複数の想定すべり面について、すべり安全率を検討し、いずれも「原子力発電所耐震設計技術指針　JEAG 4601-2008」の評価基準値1．2を上回ることを確認した。



A断面		B断面		C断面		D断面	
最小すべり安全率	基本ケース　4．0 (地震動の反転考慮ケース　2．7)	最小すべり安全率	基本ケース　2．5 (地盤物性のばらつき考慮ケース　1．8)	最小すべり安全率	基本ケース　5．5 (地盤物性のばらつき考慮ケース　3．5)	最小すべり安全率	基本ケース　3．9 (地盤物性のばらつき考慮ケース　2．7)

なお、B断面およびD断面の表層部において、風化等の影響により強度が小さな自然の地盤が存在する為、その表層部の変位量について基準地震動Ss(700gal)による検討を行った。
その結果、表層部の変位量は、B断面：0.023cm(滑動力が抵抗力を上回る時間0.04秒)、D断面：0.090cm(滑動力が抵抗力を上回る時間0.03秒)とわずかであり、表層部が滑落しないことを確認した。

④ 評価結果

大飯発電所周辺斜面については、基準地震動Ss(700gal)による地震動に対して、原子炉施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こさないことを確認した。