

第4回安全性検討会議および実地調査における委員からの意見等への対応表

No	論点	資料頁		コメント内容	対 応
第4回 No. 1	論点3	表紙	第4回 資料2	過去にBNFL社であった関西電力のMOX燃料の製造でのデータ改ざん問題の際の国の立入り状況について説明すること。	p 1
第4回 No. 2	論点6	2 1	第4回 資料2	最終段落のプルトニウムの大間発電所譲渡を考慮すると取替体数が少なくなる理由を説明すること。	p 3
第4回 No. 3	—	2 5	第4回 資料2	BASALA臨界試験の炉心構成の図についてMOX燃料タイプの構成が見やすいものを提出すること。	p 5
第4回 No. 4	論点9	3 3	第4回 資料2	評価に用いるPuf割合と、原子炉設置変更許可申請書に記載のある「Puf割合約58wt%～約81wt%」の関係を整理すること。	p 8
第4回 No. 5	論点14	5 7	第4回 資料2	事故時の冷却材中のよう素131の濃度が $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$ はどのような仮定に基づき評価しているのか。	p 9
第4回 No. 6	論点15	安全管理 体制全般	第4回 資料4 (参考1)	ヒューマンエラー防止対策の全体像を示すこと。	p 10
第4回 No. 7	論点15	安全管理 体制全般	第4回 資料4 (参考1)	社長をトップとした体制について、各会議体の具体的な役割や活動内容およびこれまでの議論の実績例を示すこと。	p 15
第4回 No. 8	論点15	安全管理 体制全般	第4回 資料4 (参考1)	プルサーマルの今後の安全管理についてどのような対応をしていくのか説明すること。	p 20
第4回 No. 9	論点15	安全管理 体制全般	第4回 資料4 (参考1)	原子炉主任技術者の養成について説明すること。	p 22
第4回 No. 10	論点15	安全管理 体制全般	第4回 資料4 (参考1)	女川3号機の安全管理審査がB評定となった理由を説明すること。	p 23
第4回 No. 11	論点7	3 3	第4回 資料4 (参考2)	柏崎・刈羽原子力発電所と女川原子力発電所の地盤の揺れの違いについて、詳細に説明すること。	p 24
第4回 No. 12	論点7	4 2	第4回 資料4 (参考2)	宮城県で発生している内陸地殻地震の震源特性、応力降下量など特徴について説明すること。	p 50

No	論点	資料頁		コメント内容	対 応
第4回 No.13	論点7	52	第4回 資料4 (参考2)	観測記録を用いて建屋の地震応答解析モデルの妥当性について検討を行うことは重要。検討を実施しているのであれば説明すること。	p52
第4回 No.14	論点7	耐震 安全性 全般	第4回 資料4 (参考2)	耐震設計では裕度を確保することが肝要。耐震Bクラス施設の設計の考え方や保有している裕度について、具体的例を説明すること。	p55
第4回 No.15	論点7	72	第4回 資料4 (参考2)	機器の余裕度についても、多度津振動試験の中から関係のあるものなどで説明すること。	p58
第4回 No.16	論点7	72	第4回 資料4 (参考2)	配管サポート類の耐震裕度向上工事箇所が3号機で2100箇所とのことだが、裕度向上の実例を説明すること。	p65
第4回 No.17	論点7	73	第4回 資料4 (参考2)	耐震裕度向上工事を行っている排気筒について、向上する裕度について説明すること。	p67
第4回 No.18	論点7	耐震 安全性 全般	第4回 資料4 (参考2)	地震動評価に当たっての不確定な部分の扱いについて説明すること。	p69
第4回 No.19	(全般)	9	第4回 資料2	表「運転時の異常な過渡変化の解析結果」の原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きの、燃料エンタルピ最大値は、単位に誤りがあるので修正すること。	p72
実地調査 No.1	論点7	—	—	宮城県域で最近発生している地震に対して大丈夫だと県民に説明する必要がある、短周期、大加速度に加えて上下動を伴う大きな揺れに対しても大丈夫であることの説明が必要である。	第4回 No12に 反映
実地調査 No.2	論点7	55	実地調査 資料2	耐震Bクラスの設計の目標、考え方については、一般の人が理解しやすい記載にすること。	第4回 No14に 反映
実地調査 No.3	論点7	—	—	どのような考えでサポートの強化を判断したのか説明すること。	第4回 No16に 反映
実地調査 No.4	論点15	—	—	安全管理の改善に関して、トラブルに起因するものだけではなく、自主的に改善している取り組みも示すこと。	p73
実地調査 No.5	論点15	—	—	消防体制強化策の詳細を一覧で示すこと。これらの対策について、国や地元消防の評価はどうなっているのか。	p76

<補足説明資料>

No	論点	関連資料頁	内容	対 応
補足 No. 1	論点 7	8	第 4 回 資料 4 (参考 2)	新耐震設計審査指針（基準地震動の改訂，地震動の種別）の内容について p 7 8
補足 No. 2	論点 7	8	第 4 回 資料 4 (参考 2)	上下動に対する地震力の考え方について（旧指針と新指針との違い） p 8 7
補足 No. 3	論点 7	3 4	第 4 回 資料 4 (参考 2)	基準地震動 Ss の設定にあたって考慮している地震及び設定したアスペリティの応力降下量について（今後数十年以内に発生が予想されている宮城県沖地震を踏まえた評価） p 8 9
補足 No. 4	論点 7	—	第 4 回 資料 4 (参考 2)	従来 of 静的地震力 3Ci と基準地震動 Ss による建屋応答との比較について p 9 7

【第4回－No. 1】

過去にBNFL社であったMOX燃料の製造でのデータ改ざん問題の際の国の立入り状況について説明すること。

(回答)

国は、平成11年9月13日に判明したBNFLデータ改ざん問題の際、以下のとおり英国へ立ち入りを行っている。

本件に関する主要な経緯を別紙に示す。

- ・ 平成11年9月20日～24日  
関西電力によるデータ確認等の調査状況を確認するために職員を英国に派遣。
- ・ 平成11年12月12日  
データ改ざん問題に関する英国原子力施設検査局(NII)の調査内容を詳細に把握するために職員を英国に派遣。

(「電気事業審議会基本政策部会BNFL社製MOX燃料データ問題検討委員会報告(平成12年6月22日)」より)

(参考)

「電気事業審議会基本政策部会BNFL社製MOX燃料データ問題検討委員会報告(平成12年6月22日)」より抜粋

- ・「品質保証活動の内容については、規制当局として検査申請書には品質保証に関する説明資料を参考資料として添付させているものの、燃料製造前にその内容を把握しておく仕組みとはなっていない。」
- ・「電気事業者の品質保証に関する取り組みをより確固たるものとするためには、規制当局である通商産業省がその活動状況を定期的に確認するとともに、必要な場合は調達先に対する監査・検査が可能となるよう、事業者間の契約に担保させることも必要と考える。」

以上



BNFLにおけるMOX燃料のデータ改ざん問題の経緯

平成11年

- 9月13日 高浜3号機用のペレット外径データについて不正があったことが判明
- 9月14日 関西電力が国へ報告、国は関西電力へ徹底調査を指示
- 9月20日～24日 国は、関西電力の調査状況を確認するため、職員を英国に派遣
- 9月24日 関西電力は、国に高浜4号機用の燃料のデータに不正はない旨の中間報告を提出
- 10月 1日 高浜4号機用MOX燃料輸送船が高浜発電所に到着、受入れ
- 11月 1日 関西電力は、国に不正データは高浜3号機用のペレット外径のみとする最終報告を提出
- 12月12日 国はNII（英国原子力施設検査局）の調査状況を確認するため、NIIに職員を派遣
- 12月16日 関西電力は、国に高浜4号機のペレット外径測定データの不正が見出されたとBNFLから連絡を受けた旨報告し、高浜4号の輸入燃料体検査申請を取り下げ

以上

**【第4回－No. 2】**

最終段落のプルトニウムの大間発電所譲渡を考慮すると取替体数が少なくなる理由を説明すること。

(回答)

第4回資料2の【第2回－No. 18】について、添付に示すとおり修正する。

## 【第2回－No. 18】

女川3号機の使用済燃料プールの貯蔵容量に十分な余裕があることについて、前提を記載すること。(最新号機でプールに余裕があること等)

(回答)

1. 「定期検査約30回分」と記載している理由について

原子力発電所では、電気事業法等に基づき、13ヶ月までに1回、定期検査を行っている。また、定期検査の期間は、標準的には約3ヶ月程度となっている。従って、定期検査の間隔は少なくとも約16ヶ月以上となるので、「定期検査約30回分」というのは、標準的な定期検査の間隔の場合、「約40年分以上」(=30×16÷12)に相当する。

実際の定期検査期間は実施する工事の規模により変動することから、「定期検査約30回分」という表現としている。

2. 使用済MOX燃料の貯蔵容量評価の前提について

女川3号機の使用済燃料貯蔵プールには、管理容量2256体に対して、現在使用済ウラン燃料が524体貯蔵されている。また、今後も定期検査ごとに百数十体の使用済燃料が発生する。

使用済ウラン燃料は、六ヶ所再処理工場への搬出や、将来的には別の貯蔵施設での貯蔵も可能であることから、プールから搬出することができると考えており、1炉心分を除くプール容量(管理容量2256体)のすべてに使用済MOX燃料が貯蔵できることを前提とし、定期検査約30回分(2256体/76体)貯蔵可能と評価している。

なお、上記評価では、最大228体装荷する場合の取替体数を76体としプールの余裕を評価しているが、実際の取替体数は、利用する核分裂性プルトニウム(以下「プルトニウムI)の量に応じたものになる。当社の場合、六ヶ所再処理工場が順調に稼動した場合、回収されるプルトニウムは毎年約0.2トンであり、76体分に満たない。また、仏国に保有しているプルトニウム約0.2トンの一部(約0.1トン)は大間原子力発電所へ譲渡することとしており(契約済)、国内分についても譲渡する場合があることから、取替体数はさらに少なくなることが考えられるため、より長期間の貯蔵が可能である。

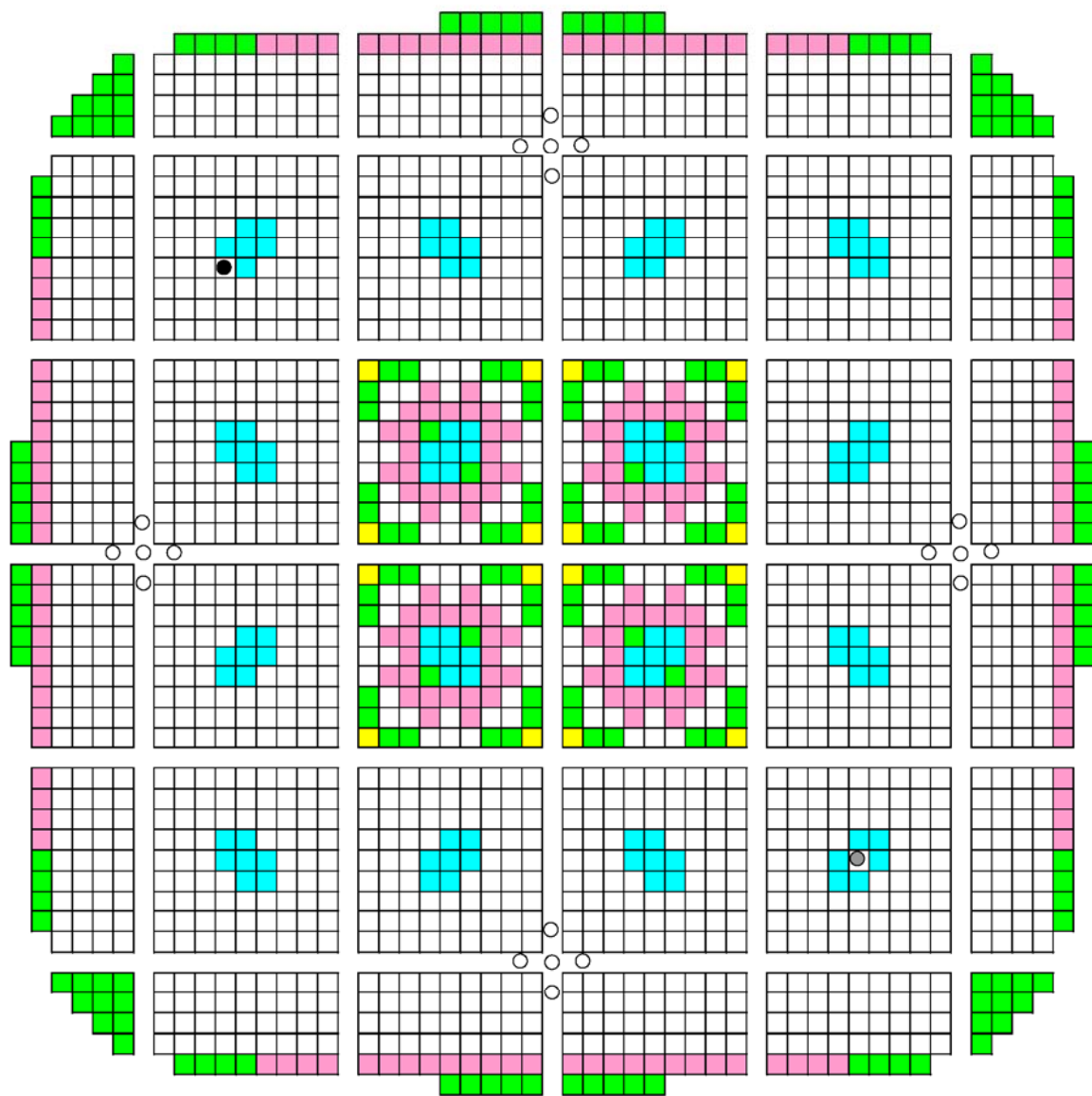
□ □ □ □ : 修正箇所









**【第4回－No. 3】**

BASALA 臨界試験の炉心構成の図についてMOX燃料タイプの構成が見やすいものを提出すること。

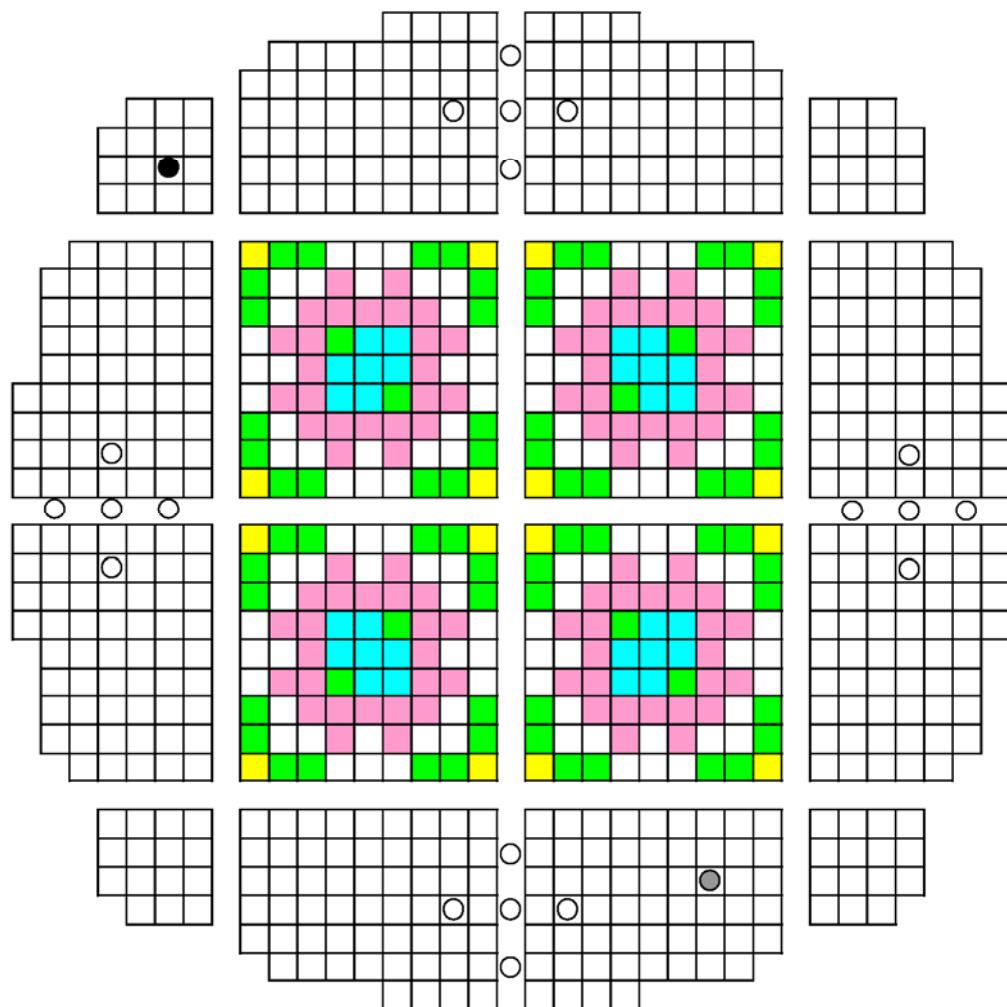
(回答)









BASALA 臨界試験の炉心構成の図（第1－1図および第1－2図）について、MOX燃料タイプの構成等を明瞭にしたものを次頁に示す。



- |   |                 |   |           |
|---|-----------------|---|-----------|
|  | MOX (8.7%) 200本 |  | 水ロッド 110本 |
|  | MOX (7.0%)1576本 |  | 安全棒案内管    |
|  | MOX (4.3%) 184本 |  | 微調整棒案内管   |
|  | MOX (3.0%) 16本  |  | 核分裂電離箱案内管 |

第1-1図 BASALA臨界試験の炉心構成  
(MOX燃料体系 (炉心1), 基準炉心)



	MOX (8.7%) 96本		水ロッド 28本
	MOX (7.0%) 618本		安全棒案内管
	MOX (4.3%) 72本		微調整棒案内管
	MOX (3.0%) 16本		核分裂電離箱案内管

第1-2図 BASAL A臨界試験の炉心構成  
(MOX燃料体系 (炉心2), 基準炉心)

【第4回－No. 4】

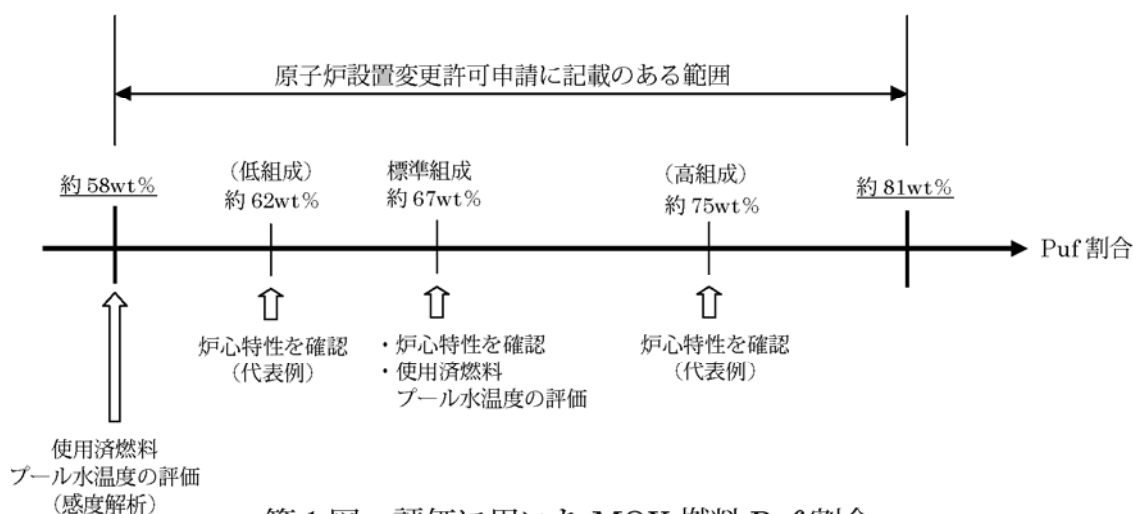
評価に用いる Puf 割合と、原子炉設置変更許可申請書に記載のある「Puf 割合約 58wt%～約 81wt%」の関係を整理すること。

(回答)

原子炉設置変更許可申請書においては、「MOX 燃料に混合するプルトニウムは、使用済燃料から得られた原子炉級プルトニウム(核分裂性プルトニウム割合約 58wt%～約 81wt%)である」旨の記載がある。(核分裂性プルトニウム割合は、燃料中のすべての Pu に対する核分裂性 Pu の割合ことであり、以下、Puf 割合という。)

- 使用済燃料プール水温度の評価は、第1図に示すとおり、標準組成 MOX 燃料にて評価している。アクチニド核種についてみると、崩壊熱の最も大きい燃料取出し直後では、 $^{241}\text{Am}$  から生成される  $^{242}\text{Cm}$  の崩壊熱が大部分であるため、 $^{241}\text{Am}$  の割合が最も大きい Puf 割合 58wt% の MOX 燃料を用いて感度解析を実施している。
- 安全評価に当たっては、Puf 割合約 58wt%～約 81wt% を想定し、この範囲の組成変化を考慮した入力値を用いている。
- 停止余裕や最大線出力密度(燃料棒の出力分布のばらつきは最大線出力密度の算出に用いている)などの炉心特性は、第1図に示すとおり、使用済燃料の現実的な組成から選定した Puf 割合に対して評価を行っている。
  - ① Puf 割合約 75wt% の MOX 燃料(高組成)
  - ② Puf 割合約 67wt% の MOX 燃料(標準組成)
  - ③ Puf 割合約 62wt% の MOX 燃料(低組成)

なお、実際には、与えられた Pu 組成に応じて Pu 含有率を調整し、燃料集合体平均  $^{235}\text{U}$  濃縮度約 3.0wt% 相当以下となるよう設計を行う。また、与えられた Pu 組成の MOX 燃料を装荷した炉心においても、これまでのウラン炉心と同様に、通常運転時の熱的制限値等を満足して原子炉を運転できるように、運転サイクルの具体的な燃料配置を定める。



第1図 評価に用いた MOX 燃料 Puf 割合

【第4回－No. 5】

事故時の冷却材中のよう素 131 の濃度が  $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$  ほどのような仮定に基づき評価しているのか。

(回答)

女川3号炉の事故時線量評価に用いている冷却材中のよう素 131 濃度は約  $1.8 \times 10^3 \text{Bq/s}$  である。女川3号、島根2号及び浜岡4号における冷却材中のよう素 131 濃度は、表1に示すとおり、ほぼ同等となっている。

なお、以下に冷却材中のよう素 131 濃度を算出する際のパラメータを示す。

冷却材中のよう素 131 の濃度は「線量目標値指針」で定められた式により求められているが、次の4つのパラメータが表1のとおりプラント毎に設定されている。

① 全希ガス漏えい率 (f 値)

f 値は、女川3号、島根2号及び浜岡4号は共に  $1.11 \times 10^{10} \text{Bq/s}$  を用いている(燃料リークがあるという前提で設定したもので、女川3号の通常時の値は、評価に用いる f 値より5桁程度低いオーダーで推移している)。

② 冷却材保有量

冷却材保有量は原子炉の出力により決まるため、女川3と島根2号は同じであるが、浜岡4号は大きくなっている。

③ 主蒸気流量

主蒸気流量は原子炉の出力により決まるため、女川3と島根2号は同じであるが、浜岡4号は大きくなっている。

④ 冷却材浄化系流量

冷却材浄化系流量はプラント毎に異なる。

評価上仮定する、女川3号炉の冷却材中のよう素 131 濃度は、表1のとおり  $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$  であり、島根2号、浜岡4号に比べ若干大きいもののほぼ同等である。また、女川3号の実機の冷却材中のよう素 131 濃度は、 $2.0 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$  程度で、事故時の線量評価で用いる濃度のおよそ10万分の1である。

表1 「事故時」線量評価で仮定する冷却材中のよう素 131 濃度及び算出パラメータ

		女川3号	島根2号	浜岡4号
パラメータ	f 値(Bq/s)	$1.11 \times 10^{10}$	$1.11 \times 10^{10}$	$1.11 \times 10^{10}$
	原子炉冷却材 浄化系流量(g/s)	$1.97 \times 10^4$	$3.13 \times 10^4$	$3.36 \times 10^4$
	主蒸気流量 (g/s)	$1.32 \times 10^6$	$1.32 \times 10^6$	$1.78 \times 10^6$
	冷却材保有量(g)	$2.0 \times 10^8$	$2.0 \times 10^8$	$2.89 \times 10^8$
事故時に仮定する冷却材 中のよう素 131 濃度 (Bq/g)		$1.8 \times 10^3$	$1.4 \times 10^3$	$1.2 \times 10^3$



【第4回－No. 6】

ヒューマンエラー防止対策の全体像を示すこと。

(回答)

当社は、社長による強いトップマネジメントのもと、安全管理上重要な事項は、社長を議長とする「原子力安全推進会議」に付議し、本店レベルでは「原子炉施設保安委員会」、発電所レベルでは「原子炉施設保安運営委員会」で審議を行い、社内の連携、協力会社との連携を十分にとりながら、発電所の運営を行っている。このような安全管理体制のもと、トラブル発生防止のため、「不適合管理」によるトラブル再発防止のためのとりくみを確実に実施し、また、ヒューマンエラー防止対策として以下のような取り組みを行っている。

原子力発電所では、余裕のある安全設計を行うとともに、万が一の故障や誤操作に対しても原子炉が安全に停止できるよう、インターロックやフェイルセーフといったシステムを採用している。

女川原子力発電所においては、これら設計で考慮されているもの以外にも、中央制御室の運転操作盤における誤操作防止対策（重要な警報や計器、操作スイッチの色分け、操作スイッチへのカバー取り付けなど）や現場機器への誤操作防止対策（弁への銘板取り付け、バウンダリー弁の色分けなど）など、様々なヒューマンエラー防止対策を講じるとともに、これまで生じたヒューマンエラーに起因するトラブルについても、適宜、作業要領書の改善（表紙に「ヒューマンエラー防止重点管理作業」であることの明記、作業前に要領書を読み合わせる手順の追加、安全上重要な機器については2名以上による記録の確認・照合など）に努めるなど、設備面での対策に努めてきている。

さらに、ヒューマンエラーは設備面のみならず、それを使用する人の特性によって発生する場合もあることから、ヒューマンエラー防止カードやヒューマンファクター教育など、社員の意識面に働きかけ、人と設備の両面からヒューマンエラーを防止するための対策に取り組んでいる。

また、作業環境に起因するヒューマンエラー防止のため、対話や意見箱により社員をはじめ、協力企業の従業員からも改善意見を募り、作業環境改善に努めている。

## 論点 15 安全管理体制

### 論点 15-2 安全管理等への取り組み

○ 記載の充実化のため、以下の文章（点線範囲）を追加

#### ○ 東北電力株式会社の講じる対策または見解

当社は、安全管理のための取り組みとして、主に「社長をトップとするトップマネジメントの強化」、「不適合管理システムの充実によるトラブルの再発防止」、「ヒューマンエラー防止への取り組み」により、トラブルの発生防止に努めている。

以下、検討課題に沿って具体的活動の内容を説明する。

##### ① について

- ・ 当社の原子力発電所は、社長をトップとする安全管理体制のもとで、実施部門の管理責任者として火力原子力本部長、内部監査部門の管理責任者として原子力考査室長をおいて運営されており、安全管理上重要な事項は「原子力安全推進会議」に付議し、社長他経営層の幅広い意見を踏まえて決定している。（図-15-2-1）
- ・ 原子力安全に関する品質方針を社長が定め、その中で「安全最優先の徹底」というトップの強い意思を明確化している。
- ・ 組織の隅々まで安全文化を浸透・定着させるために経営層と発電所所員・協力会社社員との対話活動を実施している。
- ・ 安全確保のためには技術力の維持・向上が必要であり、技術研修として、他社への派遣による定検作業等の研修、OBの活用による保修担当課員への技術指導等を実施している。

##### ④ について

- ・ トラブル発生を防止するうえで重要となるヒューマンエラー防止については、設備自体にフェイルセーフ、インターロックといったシステムが備わっている。
- ・ 加えて、ヒューマンエラー防止のため、様々な取り組みを行っている。
- ・ 例えば、トラブル事象の風化防止のための取り組みとしては、発電所において、過去の不具合事象をハンドブック、カレンダーとして「見える化」することにより、原因と対策の周知徹底を図っている。
- ・ また、ヒューマンエラー防止のための啓発活動として、ヒューマンエラー防止推進責任者の配置、各定検における重点施策の実施、ヒューマンファクター教育等を実施し、ヒューマンエラー防止のために取り組んでいる。
- ・ 以上の取り組みにより、女川1号機第18回定検安全管理審査において「A評価」を受ける等着実に効果が上がってきているところである。
- ・ しかしながら、平成20～21年度は、耐震裕度向上工事などの大規模な工事を実施してきたことから、各号機の定検が重複する状況が継続していたこともあり、不適合事象が発生していた。
- ・ これら一連の事象を踏まえ、組織的な共通要因について分析し、組織のマネジメントやコミュニケーションといったところに、さらに改善すべき項目が挙げられ、これに対する対策方針を策定した。（表-15-2-3）
- ・ 今後、外部有識者の意見・助言をいただきながら対策の浸透・定着を図っていく。

○記載の充実化のため以下の説明を追加・修正

【修正】

## ご説明の内容

### 論点15-1 核物質防護対策, 教育

1. MOX燃料導入に伴う核物質防護対策, 社員教育

### 論点15-2 安全管理等への取り組み

2. 安全確保のための体制とこれまでの取り組み

検討課題① 安全確保に向けた取り組み

検討課題③ 安全確保に向けた組織内での連携

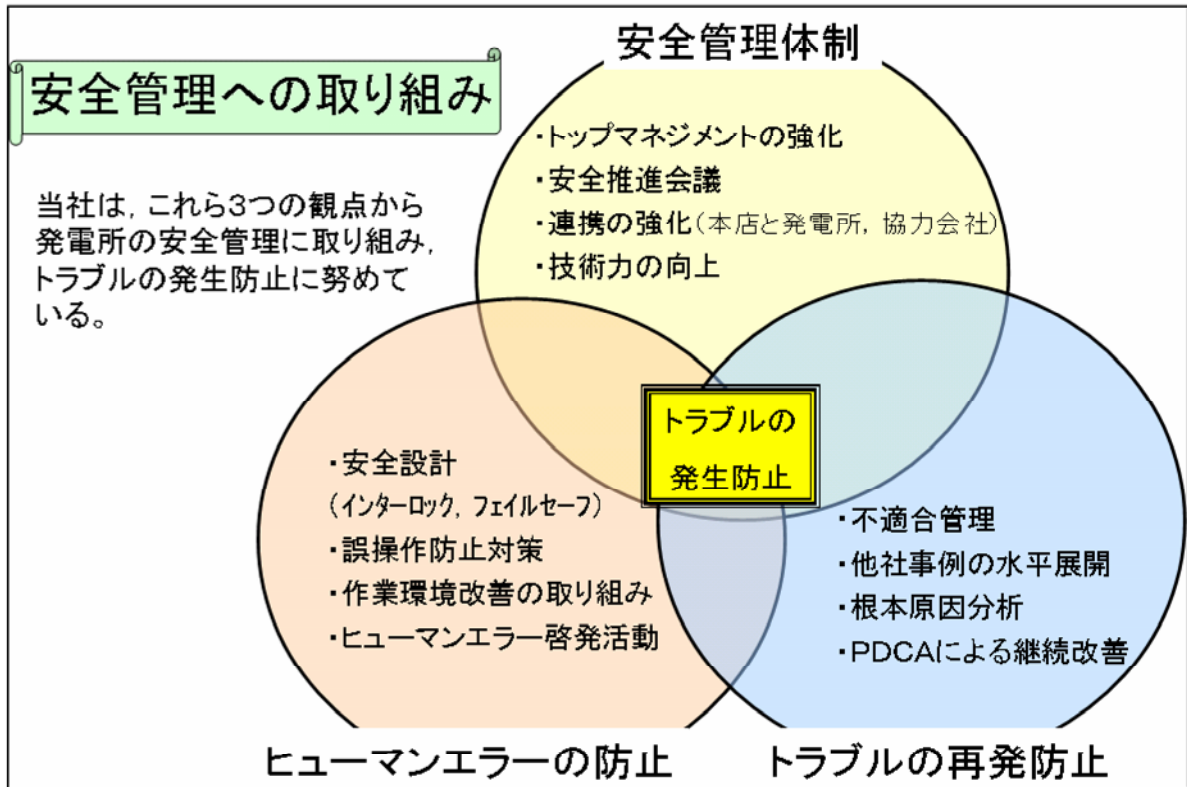
3. トラブル発生防止のための体制と取り組み

検討課題② 過去のトラブル等における対策とその結果

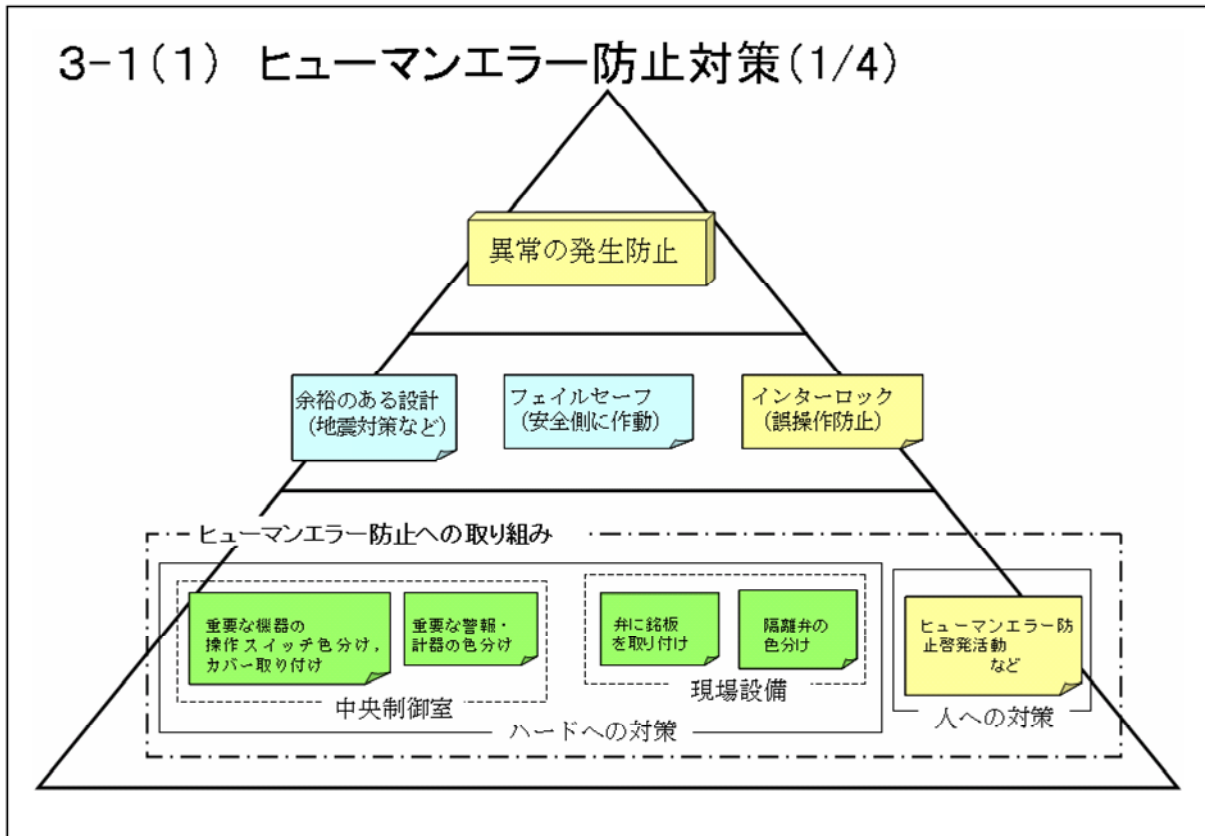
検討課題④ 一連のトラブルを風化させないための今後の  
取り組み

4. トラブル発生防止のための今後の取り組み

【新規追加】



【新規追加】



【新規追加】

### 3-1(1) ヒューマンエラー防止対策(2/4)

- ・重要な警報, 計器, 操作スイッチの色分けや操作カバーの取り付けなど
- ・弁への銘板の取り付け, バウンダリ弁の色分けなど



<重要な計器の色分け>



<操作カバーの取り付け>



<弁への銘板の取り付け>



<バウンダリ弁の色分け>

【第4回－No. 7】

社長をトップとした体制について、各会議体の具体的な役割や活動内容およびこれまでの議論の実績例を示すこと。

(回答)

1. 原子力安全推進会議

QMSにおけるトップの意向を直接関係組織に反映させ、QMSを継続的に改善することおよび原子力安全文化醸成活動を継続的に推進することにより、原子力安全のより一層の向上を図ることが目的。

2. 原子力品質保証会議

原子力に係る品質保証活動を展開している実施部門（原子力品質保証室、原子力部、土木建築部、資材部、燃料部、女川・東通原子力発電所）における品質保証活動の確認・調整、規程類の改正議等を行っている。

3. 原子炉施設保安委員会

原子炉施設の保安に関する重要な事項を審議し、確認する。

4. 原子炉施設保安運営委員会

原子炉施設の保安運営に関する事項を審議し、確認する。

5. 品質保証体制総点検後に新設された組織のトラブルに対する関わり

原子力品質保証室：RCAの主体的実施部門。再発防止対策の提言など。

原子力考査室：再発防止対策実施状況に対する内部監査、指導。

6. 各会議体における構成員、過去の審議実績等およびトラブル発生時における各会議体の関係は、別紙－1～3のとおり。

## 補助ボイラー不適合事象等をふまえた組織的な共通要因の審議経過

月日	委員会	審議内容
H21.9.4	原子力安全推進会議	これまでの検討状況を報告。 社長より「法令等の解釈については、法務室と連携をとりながら行うこと。」「再発防止対策立案にあたっては、発電所員のやらされ感がないよう、特に若年層の意見も取り入れながら検討すること。」との指示があった。
H21.9.16	原子炉施設保安運営委員会（女川発電所） 原子炉施設保安委員会（本店）	報告書案の内容に対して、いくつか確認の質問があった。 （質問例）「管理スパンを見直すとなぜマネジメント能力が向上するのか。」 （回答）女川で号機制を導入し、管理職の管理範囲を適正にすることと、小集団のチームに責任を持って業務を行わせることにより、モチベーションをあげ、活性化を図る。これらによってマネジメント能力を向上させる。
H21.9.17	原子力安全推進会議	火力原子力本部長より「現場の実態をしっかりと把握しつつ再発防止対策の取り組みを進める必要がある。特に現場の責任者はその点に意をもちいること。」との指示があった。 （その他、主な意見） 前回の指示をふまえ、法令解釈については、法務部門と連携する旨、報告書にも明記すること。
H21.9.29	報告書を原子力安全・保安院に提出	



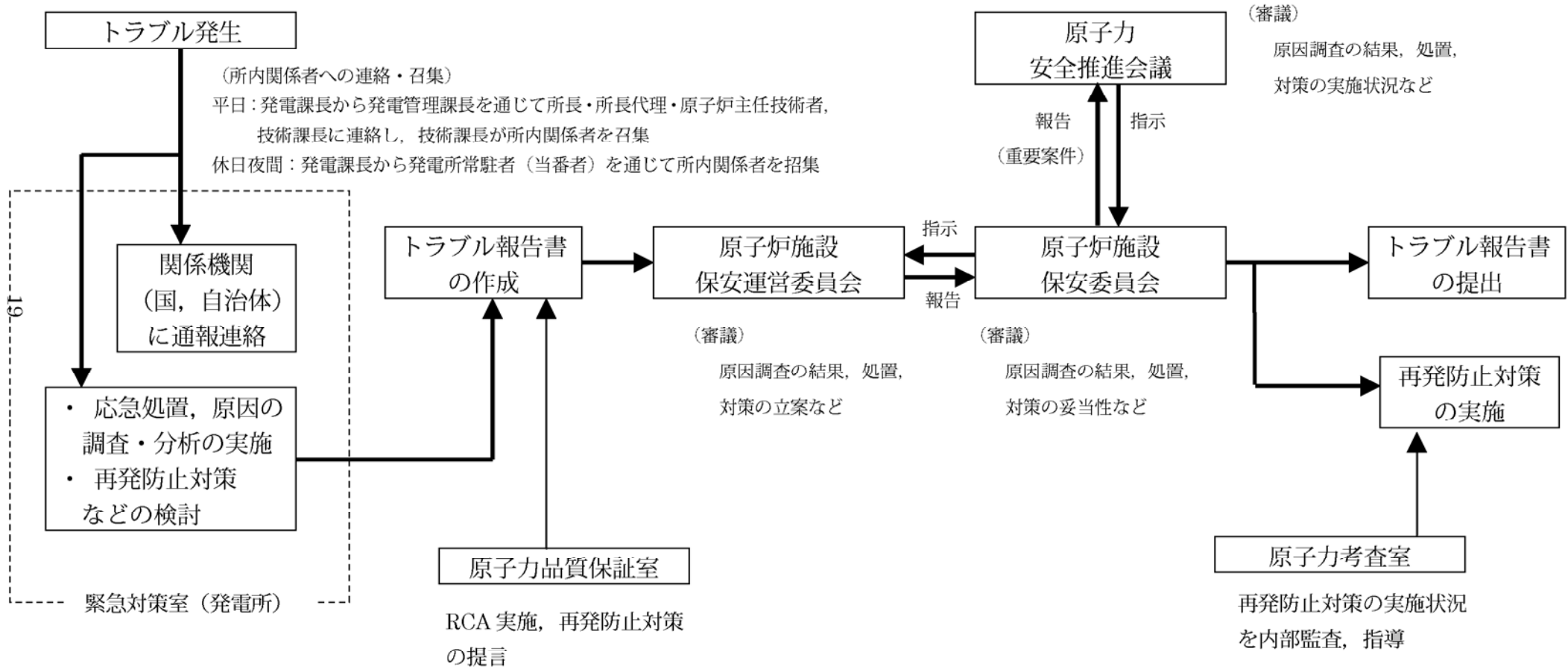
## 原子力考査室による原子力品質監査実施状況（女川原子力発電所）

日時	監査対象箇所	監査範囲	結果
H21.5.20～21	女川発電所 技術課 放射線管理課 土木建築課 発電管理課	<ul style="list-style-type: none"> <li>女川1号機格納容器内火災</li> <li>L L W ボルト締め付け不足</li> <li>1号機非常用炉心冷却系誤作動</li> <li>1号機制御棒1本挿入</li> </ul> 上記事象の再発防止対策実施状況，水平展開状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>再発防止対策の水平展開が概ね良好に実施されている。</li> <li>再発防止対策がQMS文書に取り込まれるまでの暫定措置について，発電所として，通知対象事象の選定基準，通知の方法および暫定措置文書の管理方法等のプロセスを明確にして実施することが望ましい。</li> <li>職場の繁忙感に対する業務の輻輳対策について，課単位の取り組みに加え，所大における業務運営方法の更なる見直し（業務手続や文書のスリム化）について検討を深めて頂きたい。</li> </ul>
H21.7.22～24	女川発電所 電気保修課 機械保修課 保修管理課	<ul style="list-style-type: none"> <li>女川1号機火災</li> <li>L L W ボルト締め付け不足</li> <li>1号機非常用炉心冷却系誤作動</li> <li>1号機制御棒1本挿入</li> </ul> 上記事象の再発防止対策実施状況，水平展開状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>再発防止対策は適切に実施されていることを確認した。</li> <li>OJT実施にあたって，当社OBの活用は有効であるが，インストラクターの位置付けや，委託業務の活用方法について，要領書に明記し，整合をとった活動とすることが望ましい。</li> </ul>



会議体	委員	会議の目的・内容	最近の主な議題
原子力安全推進会議	議長：社長 副議長：副社長または常務取締役 委員：関係室部長，女川・東通原子力発電所長，品質保証担当（資材部，土木建築部，燃料部および原子力部），原子力発電所の品質保証室長，議長の指名する者	QMSにおけるトップの意向を直接関係組織に反映させ，QMSを継続的に改善することおよび原子力安全文化醸成活動を継続的に推進することにより，原子力安全のより一層の向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ マネジメントレビュー</li> <li>・ 社会的関心の高いトラブルに対する対応策および取り組み状況のフォロー（女川火災，女川3事象，HB事象を踏まえた組織的な共通要因）</li> <li>・ 安全文化醸成活動実施計画</li> <li>・ 品質目標の見直し・設定</li> </ul>
原子力品質保証会議	主査：原子力品質保証室長 副主査：原子力部副部長（品証担当），原子力品質保証室副室長 委員：原子力部副部長，原子力品質保証室副室長，実施部門の部長が指名した品質保証担当または課長，女川・東通原子力発電所副所長および品質保証室長	原子力に係る品質保証活動を展開している実施部門における品質保証活動の確認・調整，規程類の改正議等の審議。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 品質保証活動の実施状況と課題</li> <li>・ QMS文書の体系見直し</li> <li>・ マネジメントレビューのインプットについて</li> <li>・ 不適合事象や他社トラブルの水平展開に関する対応実施状況全般の確認</li> </ul>
原子炉施設保安委員会	委員長：原子力部長 副委員長：原子力部副部長 委員：原子炉主任技術者原子力発電所長，原子力部長，原子力部副部長，原子力部課長，原子力技術訓練センター所長，その他必要と認める主任技術者	原子炉施設の保安に関する重要な事項を審議し，確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ トラブルに対するRCAの結果および再発防止対策（女川火災，女川3事象，HB事象など）と実施状況</li> <li>・ MOX燃料の採用について</li> <li>・ 原子炉施設保安規定の変更</li> <li>・ 国の指示に基づく重要設備の点検結果（炉心シュラウド，再循環配管など）</li> </ul>
原子炉施設保安運営委員会	委員長：発電所長 主任技術者：原子炉主任技術者（その他必要と認める主任技術者） 委員：副所長，調査役または副調査役（保安担当，検査担当），品質保証室長，各課長	原子炉施設の保安運営に関する事項を審議し，確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ トラブルに対するRCAの結果および再発防止対策（女川火災，女川3事象，HB事象など）と実施状況</li> <li>・ 国の指示に基づく重要設備の点検結果（炉心シュラウド，再循環配管など）</li> <li>・ 定期検査後の起動方針・工程</li> <li>・ 重要な設備の点検手順</li> <li>・ 他社トラブルの水平展開</li> </ul>

トラブル発生時の対応関連図



19

【第4回-No. 8】  
 プルサーマルの今後の安全管理についてどの様な対応をしていくのか説明すること。

(回答)

MOX燃料の導入に向けては、これまで安全審査担当の専任管理職を配置し、燃料設計、安全解析を担当する原子力技術G r と連携して原子炉設置変更許可取得に向けて業務を行って来ている。

今後のMOX燃料の加工・輸送・受入れに向けての体制については、海外での燃料製造や海上輸送等のウラン燃料と異なる業務を考慮し、本店にMOX燃料管理担当の専任管理職を配置し、原子力技術G r と連携して対応する計画である。

また、発電所業務については、燃料の取扱いや運転管理に必要な人員数はウラン燃料の場合と同様に実施できると考えるが、保障措置関連業務が増えることから、必要に応じて増員することにより対応していく計画である。

なお、MOX燃料の製造に関わる監査は、第三者機関を参加させ助言や支援、第三者的な立場から監査計画や監査結果の確認を受けることとしている。

業務の項目		体制の内容
MOX燃料の加工・輸送	製造・検査・輸送業務の管理 (輸入燃料体検査等対応含む)	MOX燃料管理担当の専任管理職の配置
	MOX燃料の製造前の監査 (システム監査)	品質保証担当(管理職)を監査リーダーとし品質保証担当、MOX担当*を監査員とするチームを編成し実施。
	海外加工の立会検査および製造状況等の確認	常駐検査員(管理職および原子力技術G r 担当者で構成するチームを複数配置し交替で対応)を確保し実施。
	MOX燃料の製造時の監査 (ペレット、燃料棒、燃料集合体の各工程監査、最終確認監査)	品質保証担当(管理職)を監査リーダーとしMOX担当*及び常駐検査員を監査員とするチームを各監査毎に編成し実施。
	MOX燃料の輸送	海外からの海上輸送にあたり発送前検査をMOX担当*が検査員として実施。海上輸送中は、使用済燃料輸送と同様な体制連絡体制で実施。

\*:「MOX担当」とは、MOX燃料管理担当の専任管理職または原子力技術G r (MOX担当)をいう。

業務の項目		体制の内容
受入れ (発電所)	原子燃料管理 (保障措置関係業務含む)	保障措置関係業務が増加するため、発電所の原子燃料管理要員を増員予定。
	運転管理	これまでと同じ運転管理体制で実施。

以上

**【第4回－No. 9】**

原子炉主任技術者の養成について説明すること。

(回答)

原子炉主任技術者養成のため、以下の教育を実施している。

- ①日本原子力研究開発機構で開催している原子炉工学特別講座に派遣
  - ②東北大学の原子力分野の先生方による原子炉主任技術者養成講座
- また、これらの教育を受講させるに当たり、社内選抜試験を実施している。

原子炉主任技術者試験（口頭まで）の各年度の合格者数の推移は下表のとおりとなっており、H21.12.1現在の資格保有者は33人で原子力発電所を運転・管理するに充分である。

また、今後とも部門をあげて同主任技術者の養成に取り組んでいく。

	合格者数
H17	1
H18	3
H19	1
H20	3
H21	1

【第4回－No. 10】

女川3号機の安全管理審査がB評定となった理由を説明すること。

(回答)

女川3号機における第4回定期安全管理審査(第5回定検)では、審査事項について直接改善すべき事項もなく、国からも「定期事業者検査の品質マネジメントシステムは概ね機能しており、自律的な体制で実施されていると判断される。」という一定の評価を受けている。

しかしながら、審査期間中に補助ボイラー(A)について、定期事業者検査を実施すべき運転時間を超えて運転していたという不適合が発生したことを踏まえ、「一部改善すべき点が認められる」と判断され、B評定となったものである。

評定書

以下のとおり、独立行政法人原子力安全基盤機構(以下「機構」という。)から定期安全管理審査の結果の通知のあった定期事業者検査の実施に係る体制について評定する。

受 審 者	東北電力株式会社 取締役社長 高橋 宏明
審 査 の 範 囲	女川原子力発電所第3号機第5回定期検査における定期事業者検査
審 査 実 施 期 間	平成20年11月10日～平成21年9月18日
審 査 内 容 の 確 認	別紙の通り
評 定	B: 当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は、一部改善すべき点が認められるものの、自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得る。
評 定 の 理 由	<p>原子力安全・保安院(以下「当院」という。)は、平成21年9月18日に機構から提出された経済産業大臣あての定期安全管理審査結果通知書を受領し、その後、機構から定期安全管理審査の実施状況について報告を受けている。</p> <p>機構によれば、当該号機に係る定期事業者検査について審査した結果、審査において改善が必要と判断される事項を確認できなかったこと、また、これまでの保安活動の結果を反映し、品質マネジメントシステムに係る規程類の見直しを行うとともに検査の実施要領の適切性の向上に努めていること等、より良い品質マネジメントシステムの構築、運用に向けて前向きに取り組んでいることが認められたとしている。</p> <p>しかしながら、同発電所では、本審査期間中に補助ボイラー(A)について、定期事業者検査を実施すべき運転時間を超えて運転していたという不適合事象の発生が明らかになっている。機構は、本不適合事象により、当該ボイラーにかかる定期事業者検査が本来実施すべき時期に実施されていなかったという不適切な事象が発生したことを踏まえ、かかる不適合事象のフォローとして根本原因究明と再発防止対策の検討が進められていることを審査の中で確認したとしている。また、機構は、同発電所が本不適合事象の処置として実施した補助ボイラー(A)の追加検査の実施内容について、当該定期事業者検査は適切に実施されたことを確認している。</p> <p>以上のことから、<u>同発電所の定期事業者検査の品質マネジメントシステムは概ね機能しており、定期事業者検査は自律的な体制で実施されていると判断される</u>としている。</p> <p>当院は、<u>本不適合事象が法令に基づき行うべき安全確認行為や申請手続が行われていなかったものであることから、別途報告を受けている不適合事象の根本原因等に係る報告を踏まえ、引き続き本事象の改善・活動状況について確認する必要があると判断し、当院は当該号機に係る定期事業者検査の実施体制は、一部改善すべき点が認められるものの、自律的かつ適切に行い得ると判断する。</u></p>

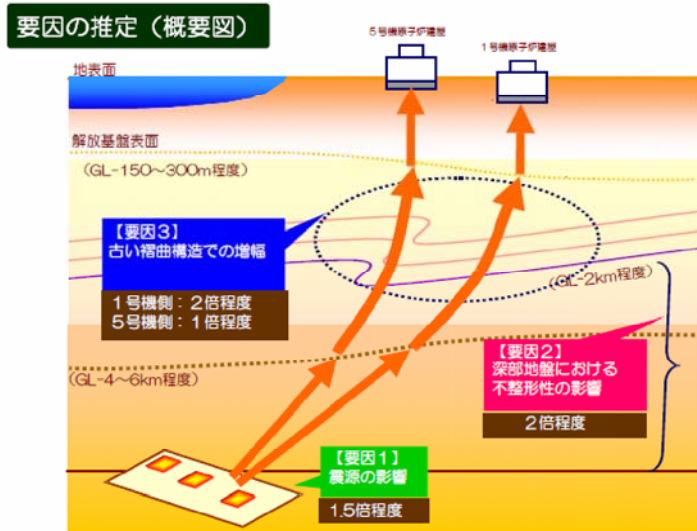
【第4回－No. 11】

柏崎・刈羽原子力発電所と女川原子力発電所の地盤の揺れの違いについて、詳細に説明すること。

(回答の概要)

①新潟県中越沖地震の際、柏崎・刈羽で大きな地震動となった要因は以下の通りとされている<sup>(1)</sup> (第1図)。

- 1) 震源特性の影響  
〔平均の1.5倍の強さ〕
- 2) 深部地盤による増幅  
〔2倍〕
- 3) 褶曲構造による増幅  
〔1～2倍〕



第1図 地震動が大きくなった要因の推定 (概略図)<sup>(1)</sup>

②柏崎・刈羽および女川の地盤の概要を第2図、第3図、第1表に示す。女川の地盤は建屋直下から硬い岩盤で、約200mの深さからはさらに硬い岩盤が広がっており、特異な揺れを示した柏崎・刈羽の岩盤（不整形性や褶曲構造が認められる比較的軟らかい岩）とは揺れ方の特徴が異なっている。

女川の地盤は、アレー地震観測（深さ方向などに複数の地震計によって同時に観測する）の記録によって、顕著な増幅傾向や場所による揺れの違いを示さないことを確認している。また、標準的な地盤モデル（褶曲構造の影響を考慮しない）を使ったシミュレーション解析を用いて、女川で観測された強震記録の再現が可能であることを確認している。

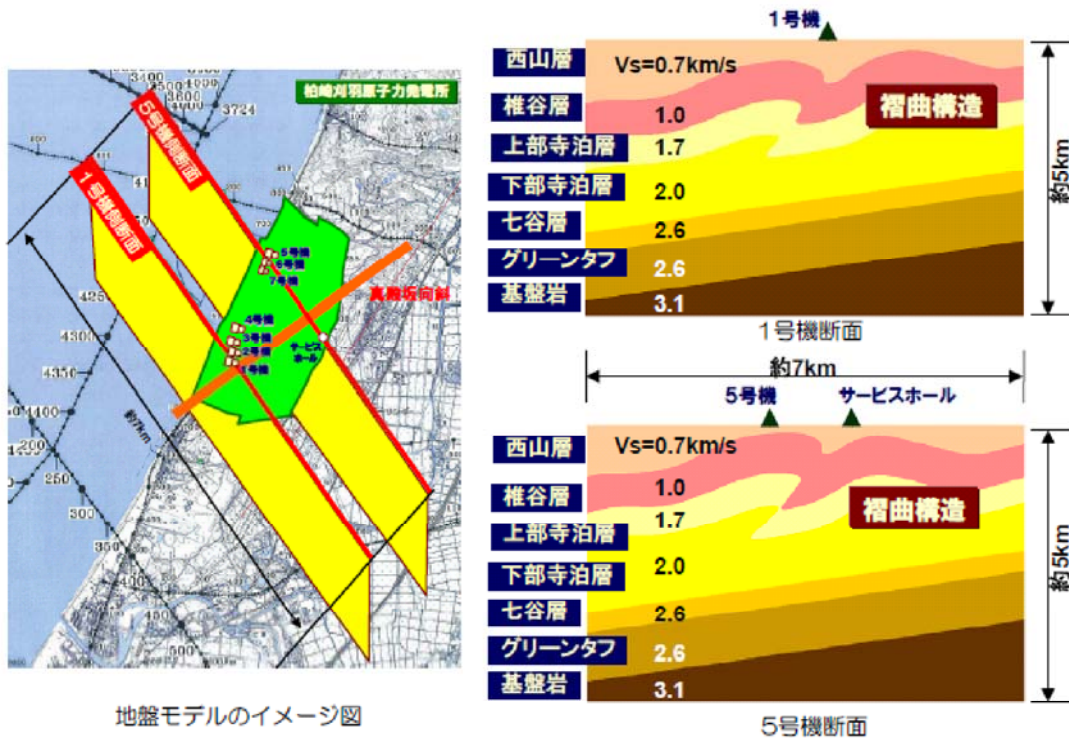
したがって、女川では、柏崎・刈羽で大きな揺れの原因となった地盤構造による増幅の影響は小さい。

③女川原子力発電所および柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動  $S_s$  は、それぞれ震源の特徴や地盤の振動特性の影響等を適切に反映して策定している。両者の基準地震動  $S_s$  の違いには、考慮している地震が異なることに加え、敷地地盤の増幅特性の違いといった地下構造が影響している。



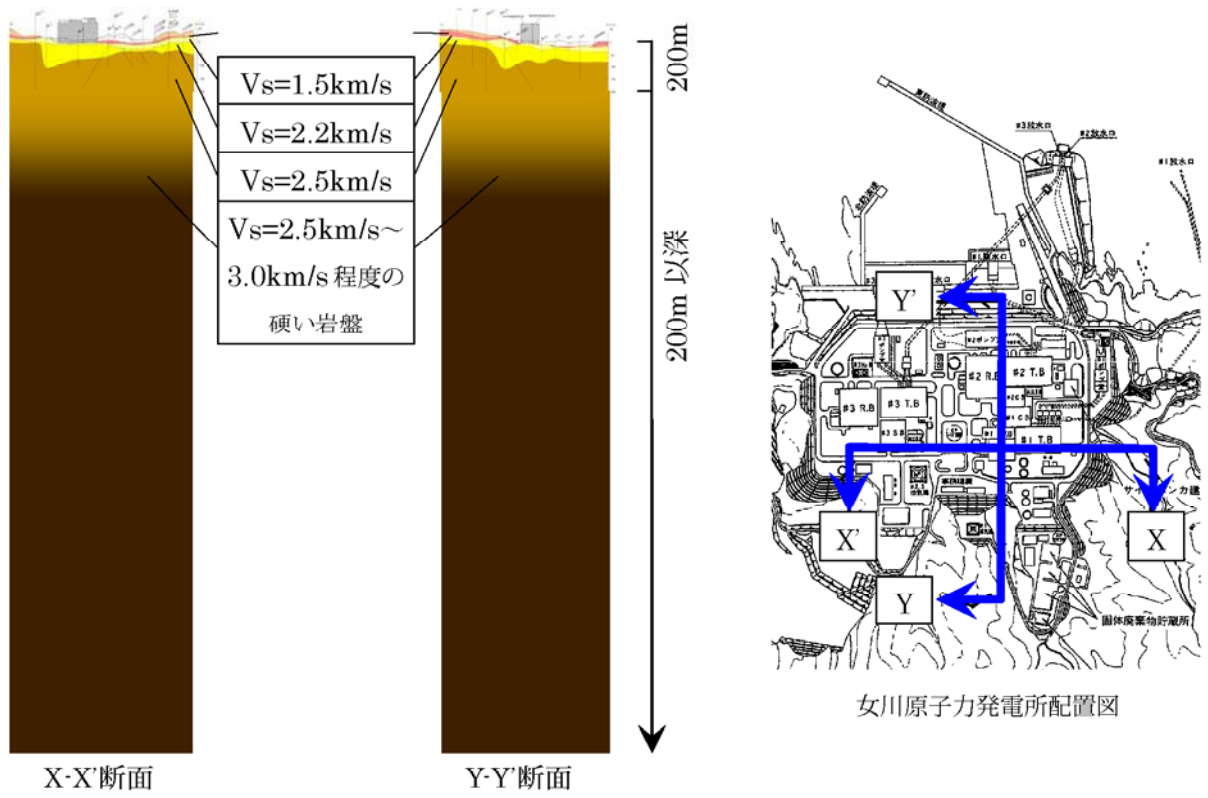
第1表 女川原子力発電所及び柏崎・刈羽原子力発電所 建屋設置地盤の比較

項目	①女川原子力発電所	②柏崎・刈羽原子力発電所
地層の特徴 (概略年)	古い時代の地層+褶曲 (約1億数千万年前)	比較的新しい時代の地層 +褶曲 (数百万年前)
地震波の伝わる速度	ほとんどがVs=2.2km/s 以上	Vs=0.7km/s 以上
地震観測記録の特徴	1～3号機間の揺れの違 いは ほとんどない	1～4号機側と5～7号機 側の 揺れに顕著な違いがある
強震観測記録のシミュレ ーション解析	標準的な地盤モデルで再 現可能	詳細なモデル(FEM)での 評価が必要



第2図 柏崎・刈羽原子力発電所における速度層区分図<sup>(2)</sup>  
(Vs: 地盤を伝わる地震波の速度で、地盤が硬いほど速くなる。)





第3図 女川原子力発電所における速度層区分図  
 ( $V_s$ : 地盤を伝わる地震波の速度で, 地盤が硬いほど速くなる。)

(回答)

## 1. 柏崎・刈羽原子力発電所における新潟県中越沖地震の知見と基準地震動 S s

東京電力株式会社によると、新潟県中越沖地震の際、柏崎・刈羽原子力発電所で観測された地震動は、同規模の地震から想定される平均的な地震動と比較し、大きいものであったとされており、また、場所によって揺れ方に違いが認められたとされている<sup>(1)</sup>。その要因として、震源による影響に加えて、深部地盤の不整形性による影響や古い褶曲構造による増幅といった地下構造による影響が指摘されている<sup>(1)</sup>。

柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動 S s においては、新潟県中越沖地震の震源断層とされている F-B 断層による地震から基準地震動 Ss-1, Ss-2 を策定しており、新潟県中越沖地震で得られた上記の知見を反映したものとなっている。

### 基準地震動 Ss-1 (最大加速度 2300Gal)

敷地地盤の揺れの特徴を反映した応答スペクトルに基づく地震動評価を行い、震源特性及び地下構造特性を考慮。

### 基準地震動 Ss-2 (最大加速度 1209Gal)

新潟県中越沖地震の余震（新潟県中越沖地震のシミュレーション結果と観測記録との適合性を確認した余震）を要素地震とした断層モデル手法による地震動評価を行い、震源特性及び地下構造特性を考慮。

## 2. 女川原子力発電所における地盤の振動特性

### (1) 女川原子力発電所の敷地地盤の地質

女川原子力発電所は柏崎・刈羽の岩盤より更に年代が古い中生代ジュラ紀の岩盤上に設置している。地質構造は褶曲構造が発達しているものの、地盤の速度構造は地震動の伝播速度が大きく（ほとんどの部分でせん弾波速度値が概ね 2km/s 以上）かつ層による伝播速度の差が小さい水平成層に近いものとなっている。

女川原子力発電所における敷地地盤の速度層区分を第 4 図に、女川原子力発電所と柏崎・刈羽原子力発電所の地質年代区分を第 5 図に、地質の比較を第 2 表に示す。

### (2) 場所による揺れの違いが認められないことの確認

敷地においては、自由地盤及び 1～3 号機原子炉建屋直下岩盤中の 4 箇所(以下、A, B, C 及び D 地点と呼称)でアレー地震観測を行っており、それらの観測記録を用いた地盤の振動特性の確認・検討を実施している。地震観測点の位置を第 6 図に、各観測点の換振器の設置深さを第 7 図に示す。

地盤の振動特性に関して、A～D 地点における観測記録を用いた検討を実施している。検討に用いた地震の震央分布を第 8 図に、地震諸元を第 3 表に、検討例として速度波形を比較したものを第 9 図に示す。

これらの図によれば、いずれの設置深さにおいても、A～D 地点の場所の違いによる速度波形の顕著な違い及び顕著な増幅傾向は認められない。

### (3) 強震記録によるシミュレーション解析による地盤震動特性の確認

敷地では 2003 年 5 月 26 日、2005 年 8 月 16 日の宮城県沖の地震による強震記録が得られており、断層モデル解析によるシミュレーション解析を実施している。これらのシミュレーション解析では、地盤の速度構造モデルは、褶曲構造等の影響を考慮しない次元波動論によるモデルを使用している。

以下に、2003 年宮城県沖の地震の検討例を示す。2003 年宮城県沖の地震については、浅野ほか(2004)<sup>(3)</sup>により震源域周辺の KiK-net 観測点 4 点の観測記録から策定した震源モデルが提案されている。敷地で得られた 2003 年宮城県沖の地震の観測記録と、浅野ほか(2004)による震源モデルを用いた敷地における地震動のシミュレーション結果を第 10 図に示す。両者は調和的であり、褶曲構造等の影響を考慮しない地盤モデルで敷地地盤の振動特性を十分表していることが確認出来る。

## 3. 女川原子力発電所の基準地震動

女川原子力発電所においては、敷地に大きな影響を与えると予測される地震（検討用地震）について応答スペクトルに基づく地震動評価を実施し、その結果を包絡するように基準地震動 Ss-D を設定している。検討用地震の地震動評価においては、震源特性、伝播経路、地盤の構造及び敷地地盤の振動特性の影響についても考慮している。

### (1) プレート間地震

プレート間地震の検討用地震として連動型想定宮城県沖地震を設定している。基本ケースとして採用した壇ほか(2005)<sup>(4)</sup>の震源モデルは、1978 年宮城県沖地震の観測記録を踏まえたものであり宮城県沖のプレート間地震の地域性が考慮されている。

応答スペクトルに基づく地震動評価は、短周期成分が卓越する宮城県沖近海で発生するプレート間地震の地震動の傾向<sup>(5)</sup>を踏まえた距離減衰式を用いている。

したがって、連動型想定宮城県沖地震の地震動は、震源の地域的特徴、伝播経路及びサイト特性を考慮したものとなっている。

### (2) 海洋プレート内地震

検討用地震として 2003 年宮城県沖の地震を選定し、不確かさケースとしてこの地震を敷地下方に想定した「想定敷地下方の海洋プレート内地震」を考慮している。これらの地震動評価においては、沈み込んだ海洋プレート内で発生する地震は同程度の規模のプレート間地震や内陸地殻内地震に比べて短周期成分が卓越することが知られている<sup>(6)</sup>ことから、2003 年宮城県沖の地震の観測記録の特徴を反映した距離減衰式を用いて評価している。

したがって、想定敷地下方の海洋プレート内地震の地震動は、震源の特徴、伝播経路及びサイト特性を考慮したものとなっている。

なお、この距離減衰式による 2003 年宮城県沖の地震の地震動評価と敷地の観測記録は整合していることを確認している。

### (3) 内陸地殻内地震

内陸地殻内地震の評価に当たっては、地震本部 (2008)<sup>(7)</sup>に基づき設定した進展モデルを用いている。また、東北地方で発生する内陸地殻内地震では短周期が大きくなるとの知見は得られていないことから、中越沖地震の知見を踏まえ、震源特性を 1.5 倍としたケースも考慮している。

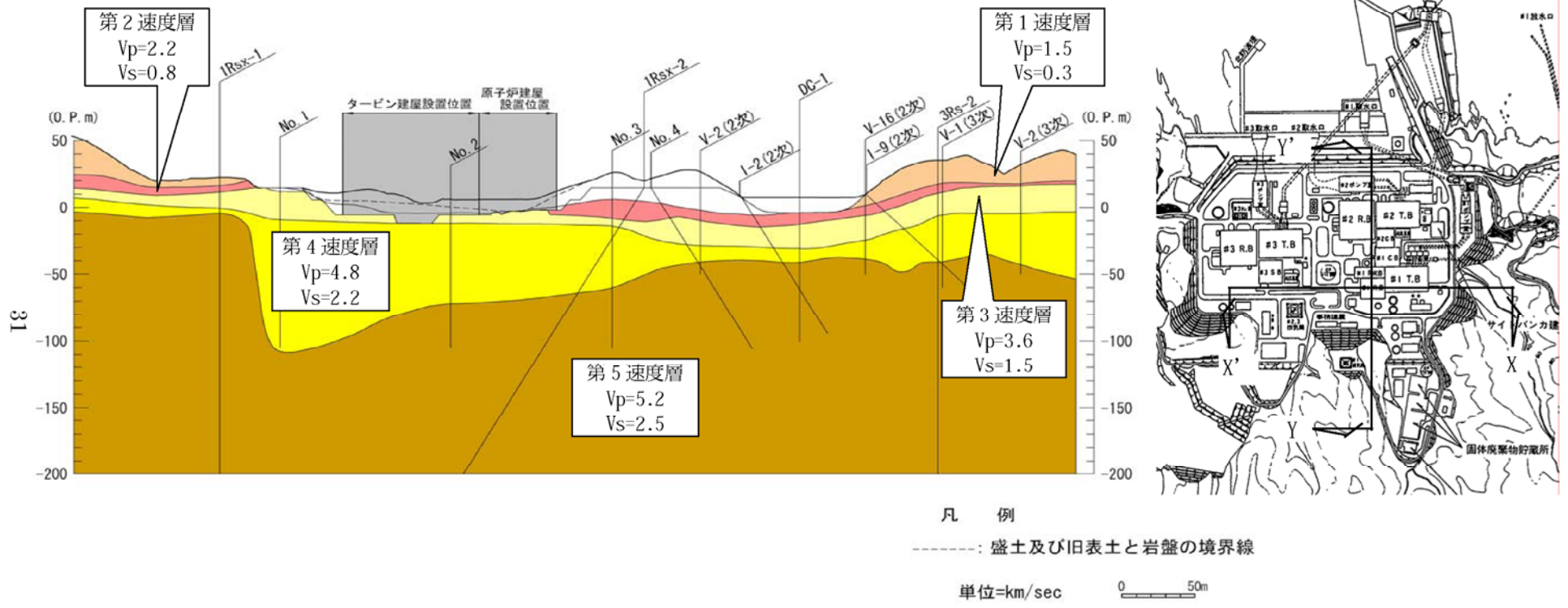
## 4. 女川原子力発電所の基準地震動 S<sub>s-D</sub> と柏崎刈羽発電所の基準地震動 S<sub>s-1</sub>, S<sub>s-2</sub> の最大加速度値の差の要因

柏崎刈羽発電所における基準地震動 S<sub>s-1</sub>, S<sub>s-2</sub> は敷地近傍の活断層の地震によるものであるのに対し、女川原子力発電所の基準地震動 S<sub>s-D</sub> の策定にはプレート間地震の影響が支配的である。両サイトの基準地震動の違いは、考慮している地震が異なることに加え、伝播経路による増幅特性の違いや敷地地盤の増幅特性の違いといった地下構造が影響している。

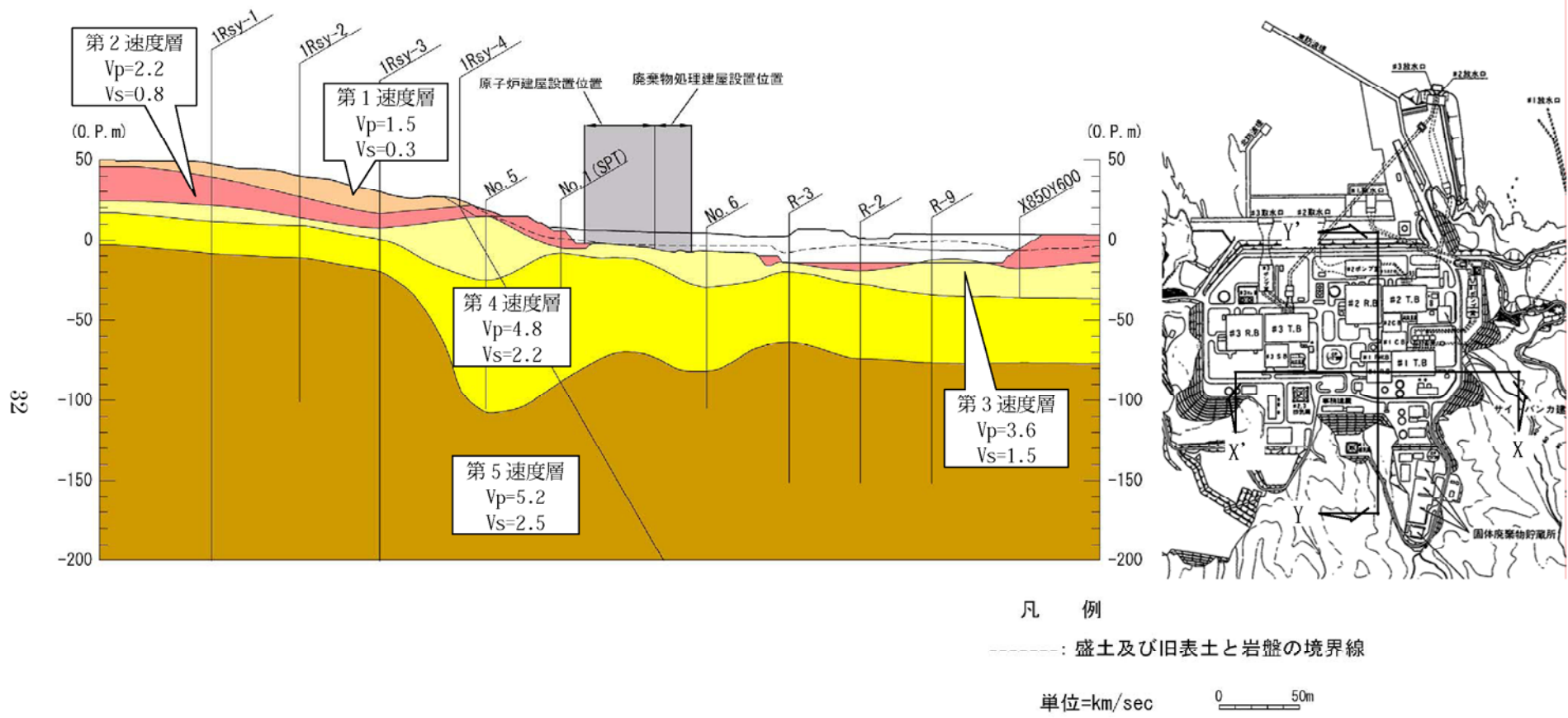
### 【参考文献】

- (1) 東京電力株式会社 (2008)：柏崎刈羽原子力発電所における平成 19 年新潟県中越沖地震時に取得された地震観測データの分析及び基準地震動について，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会 地震・津波，地質・地盤合同 WG(第 9 回) 合同 W9-1-2，2008 年 5 月
- (2) 東京電力株式会社 (2008)：柏崎刈羽原子力発電所における基準地震動の策定に関する補足説明，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会 地震・津波，地質・地盤合同 WG(第 11 回) 合同 W11-2-3，2008 年 6 月
- (3) 浅野公之，岩田知孝，入倉孝次郎(2004)：2003 年 5 月 26 日に宮城県沖で発生したスラブ内地震の震源モデルと強震動シミュレーション，地震 第 2 輯，第 57 巻
- (4) 壇一男，畑奈緒未，武藤尊彦，宮腰淳一，神田順(2005)：シナリオ地震の生起確率を考慮した基準地震動策定に関する研究 (その 3) 宮城県沖で発生するプレート境界大地震の断層破壊シナリオとそれに基づく強震動の計算，日本建築学会大会 学術講演梗概集 (近畿)，B-1，構造 I，2005
- (5) 東北電力株式会社(2005)：女川原子力発電所における宮城県沖の地震時に取得されたデータの分析・評価及び耐震安全性評価について(修正版) 別紙-3 基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析・評価結果について，2005 年 12 月
- (6) 佐藤智美(2004)：強震記録に基づく 2003 年宮城県沖の地震の大加速度の成因に関する研究，日本建築学会構造系論文集，第 581 号，2004 年 4 月

- (7)地震調査研究推進本部(2008)：震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシ  
ピ」）
- (8)独立行政法人産業技術総合研究所：地質図のホームページ地質年代表，  
<http://www.gsj.jp/geomap/timescale/timescaleJ.html>
- (9)社団法人東北建設協会(2006)：建設技術者のための東北地方の地質，東北建設協  
会，2006

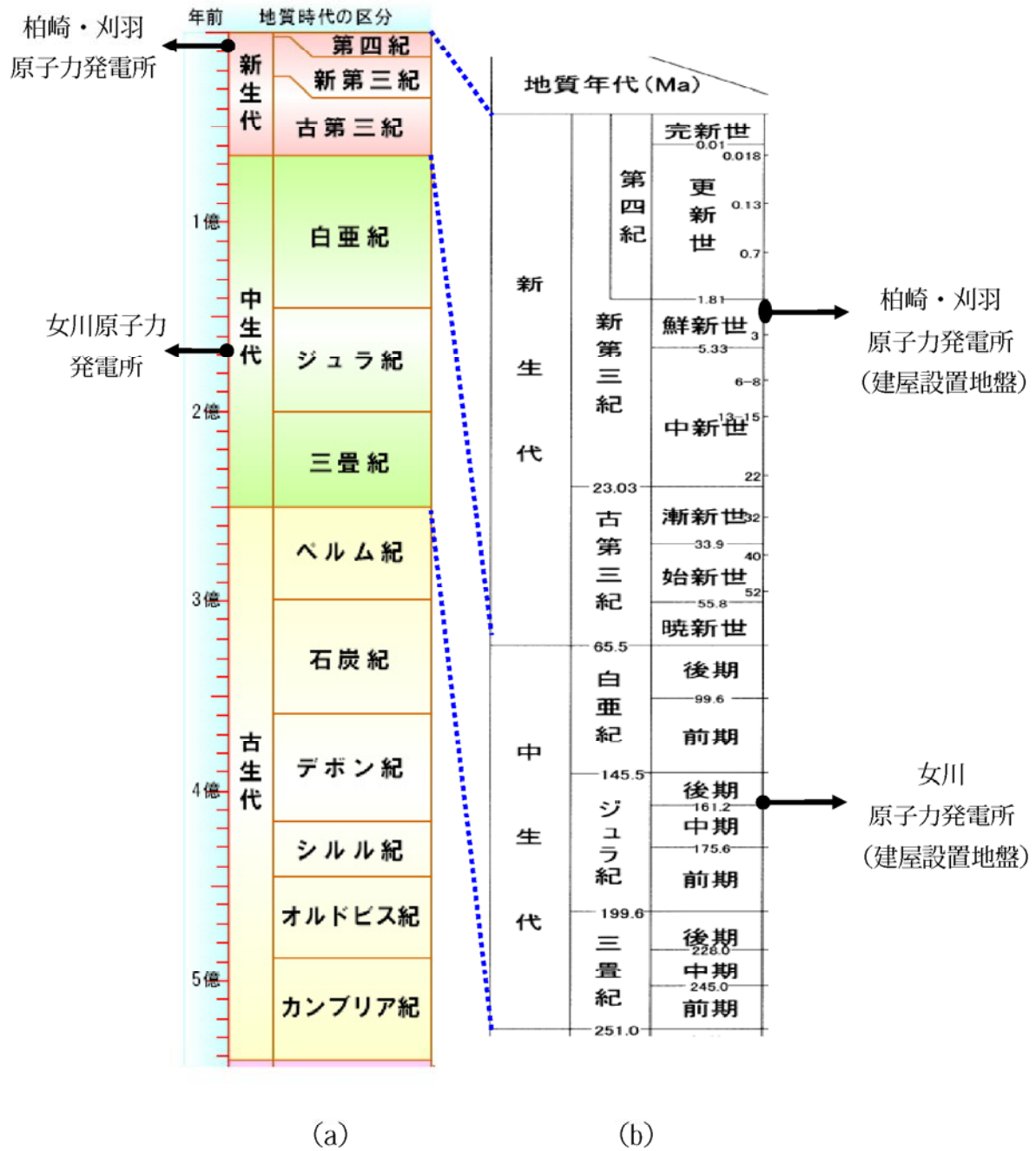


第4図(1) 女川原子力発電所1号機付近の速度層区分(X-X'断面)



第4図(2) 女川原子力発電所1号機付近の速度層区分 (Y-Y' 断面)



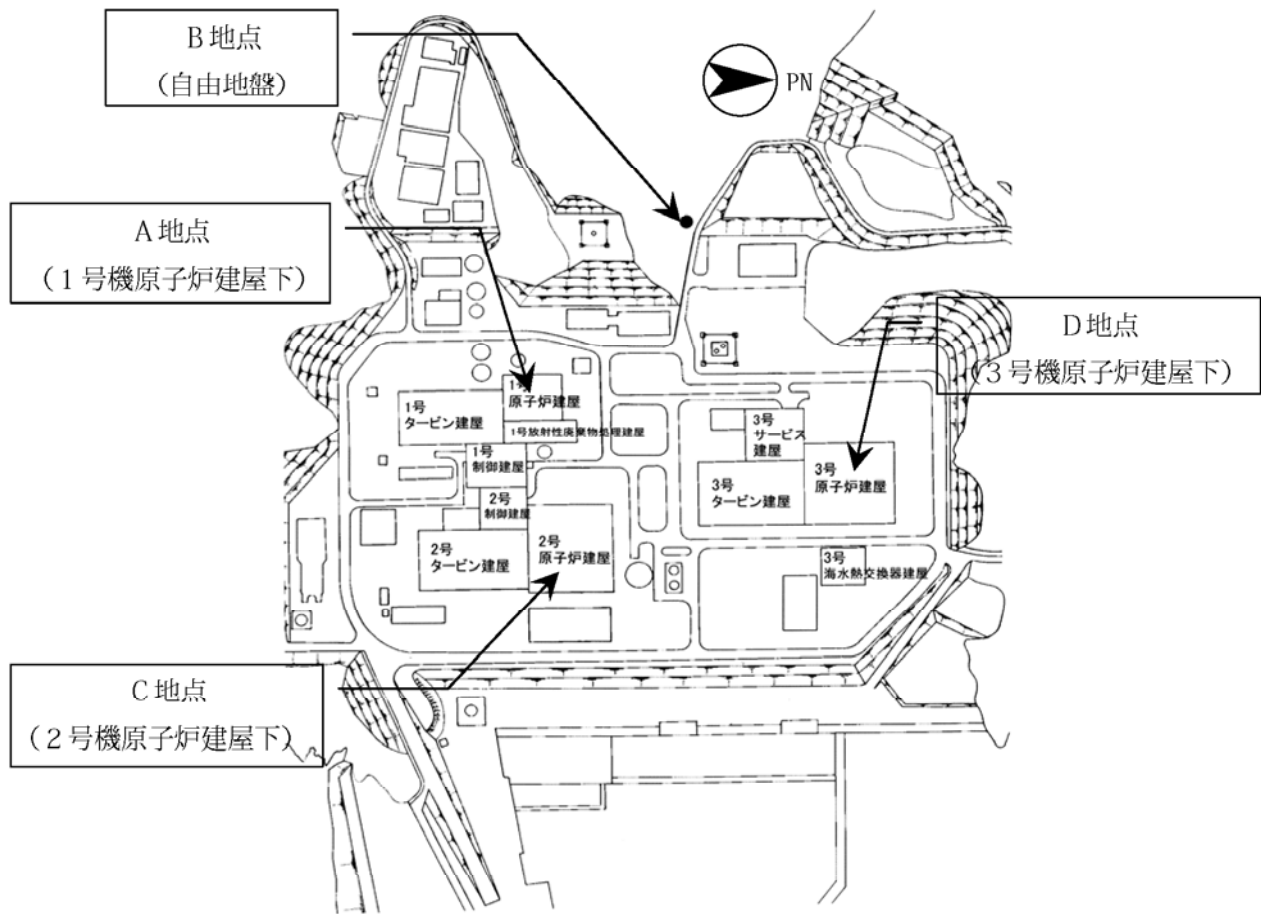


第5図 女川原子力発電所及び柏崎・刈羽原子力発電所における地質年代区分  
 (a)産業技術総合研究所ホームページ<sup>(8)</sup>による。  
 (b)東北建設協会(2006)<sup>(9)</sup>による。

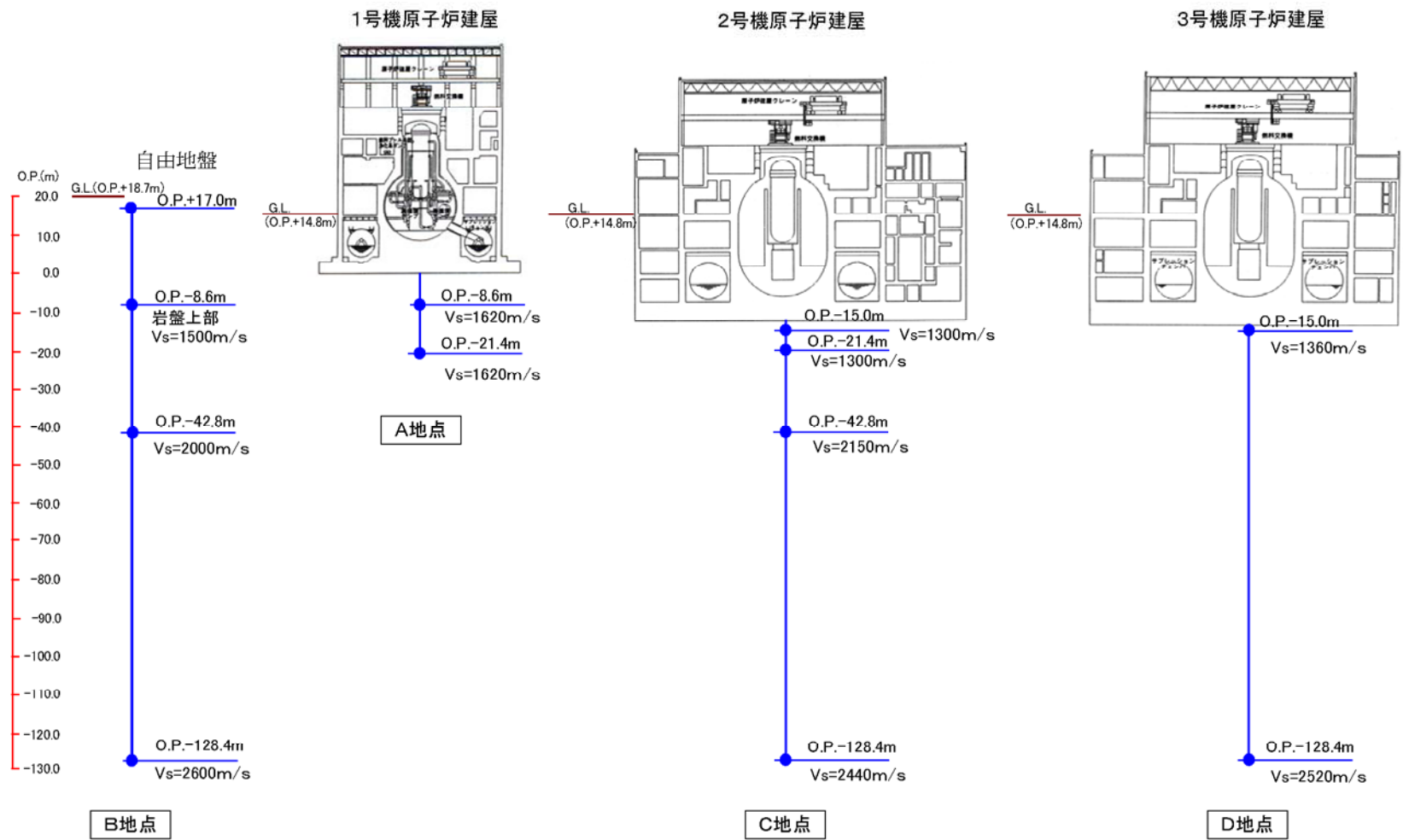


第2表 女川原子力発電所及び柏崎・刈羽原子力発電所 建屋設置地盤の比較

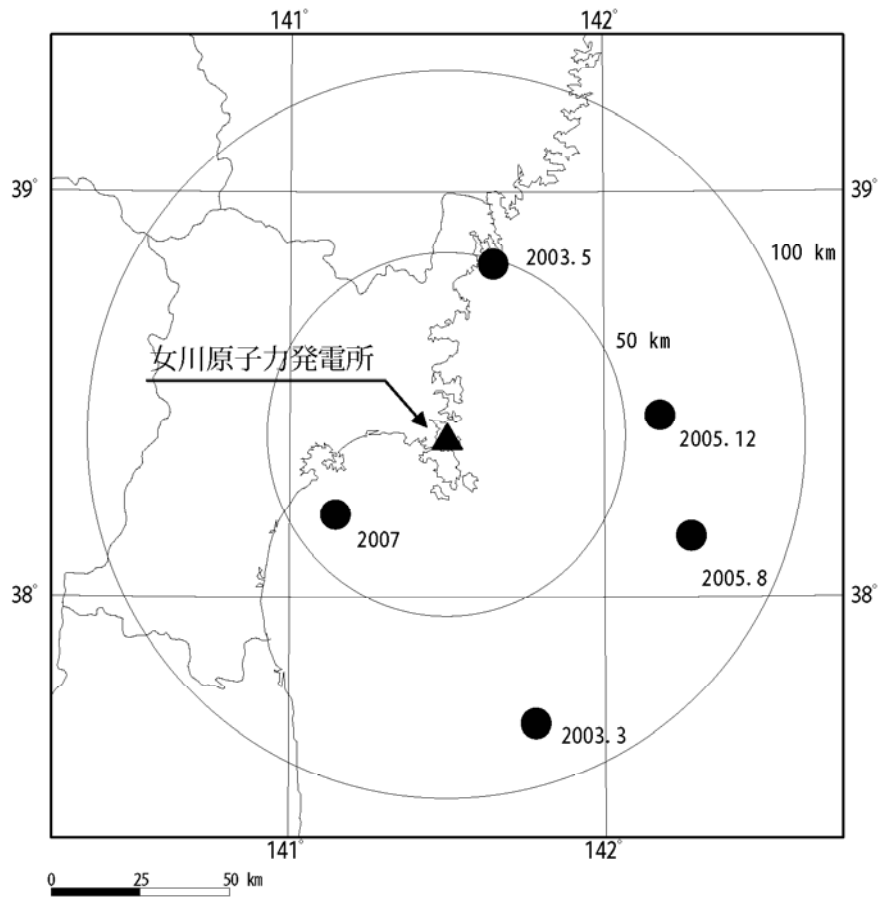
項目	①女川原子力発電所	②柏崎・刈羽原子力発電所
地質年代区分 (概略年)	中生代ジュラ紀 (約1億数千万年前)	新第三紀鮮新世 (数百万年前)
地層名	牡鹿層群荻の浜累層	西山層
岩質(地質)	硬岩(砂岩, 頁岩)	軟岩(泥岩)
地質構造	約1億年前に終了した構造運動により, 褶曲・断層, 節理が発達。	第三紀から現在に至る構造運動により, ゆるやかな褶曲構造が形成されている
テクトニックな位置づけ	歪集中帯の東側, 安定した北上地塊に位置する。	日本海東縁の地質学的歪集中帯に位置する。



第6図 敷地の地震観測点の位置



第7図 各観測点における換振器の設置深さ

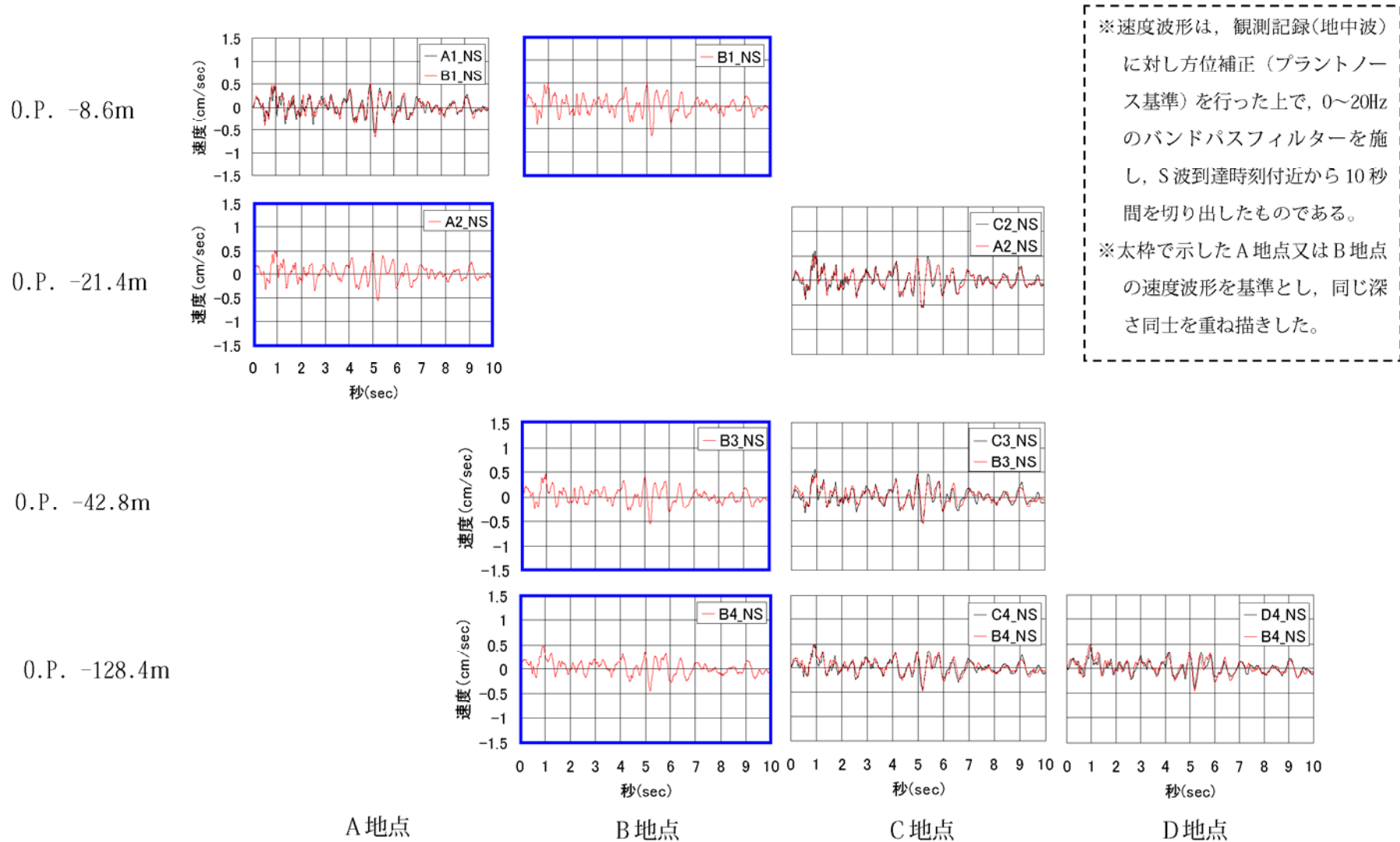


※入射方向による敷地地盤の増幅特性に違いが無いことも確認するため、敷地に対し方位の異なる複数の地震を選定している。

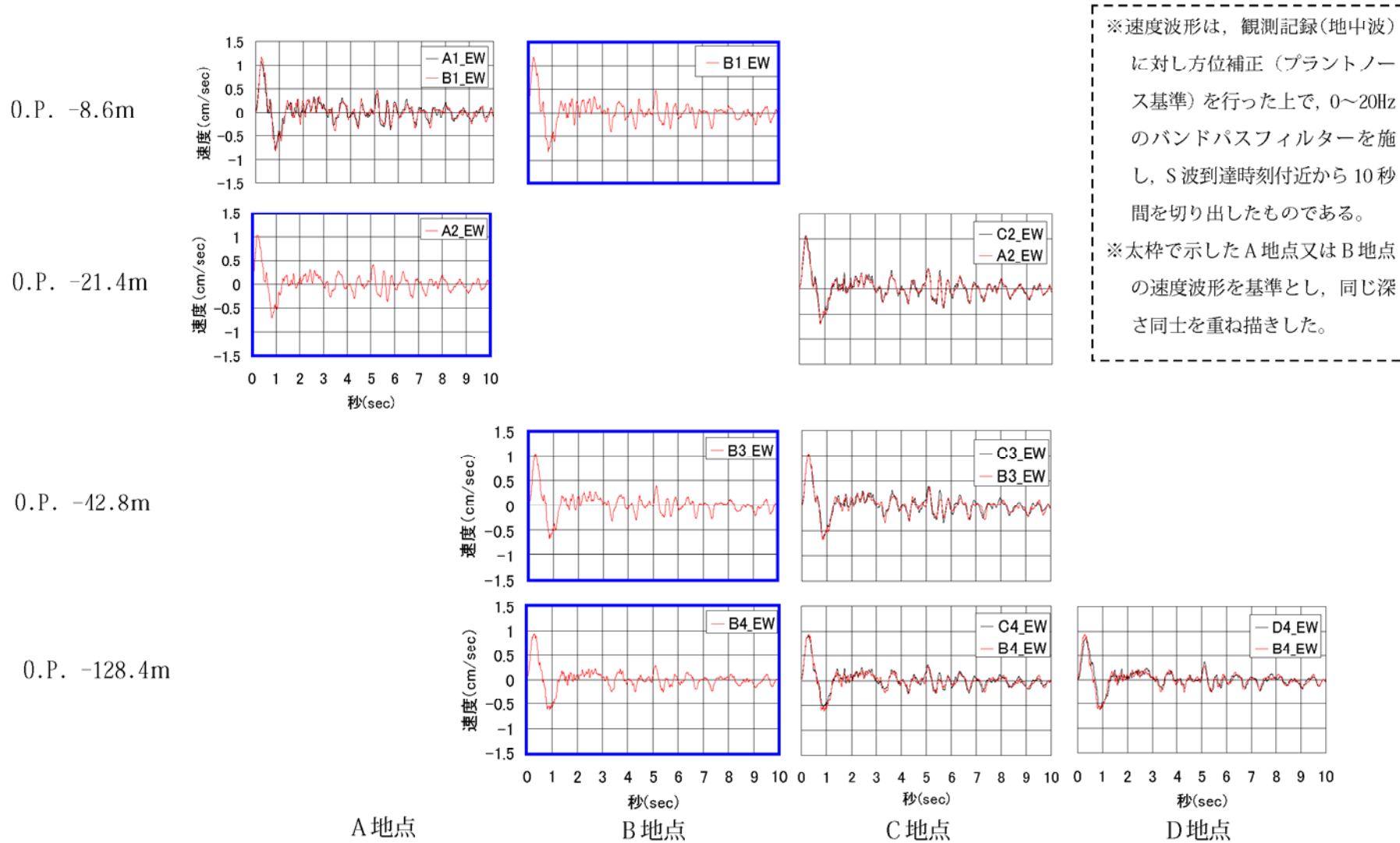
第8図 検討に用いた地震の震央分布

第3表 検討に用いた地震の諸元

発生 年月日	発生場所		マグニチュード M	震源深さ (km)	震央距離 (km)
	東経	北緯			
2003年3月3日	141° 47.01' E	37° 41.26' N	5.9	41	83
2003年5月26日	141° 39.04' E	38° 49.26' N	7.1	72	48
2005年8月16日	142° 16.67' E	38° 8.97' N	7.2	42	73
2005年12月17日	142° 10.88' E	38° 26.92' N	6.1	40	60
2007年4月5日	141° 8.95' E	38° 12.17' N	4.5	12	38



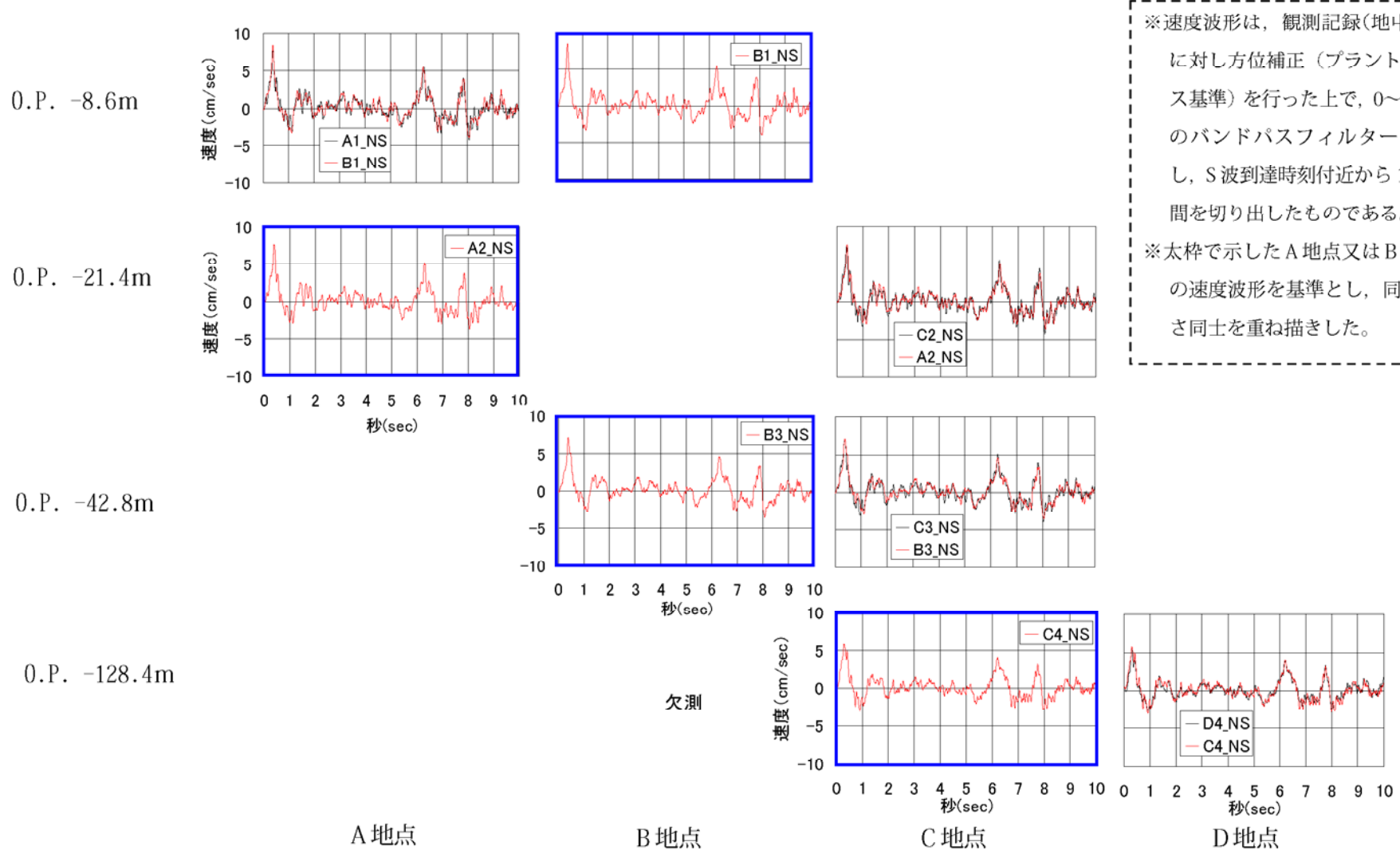
第9図(1) A~D地点の速度波形の比較 (2003年3月3日福島県沖の地震, NS方向)



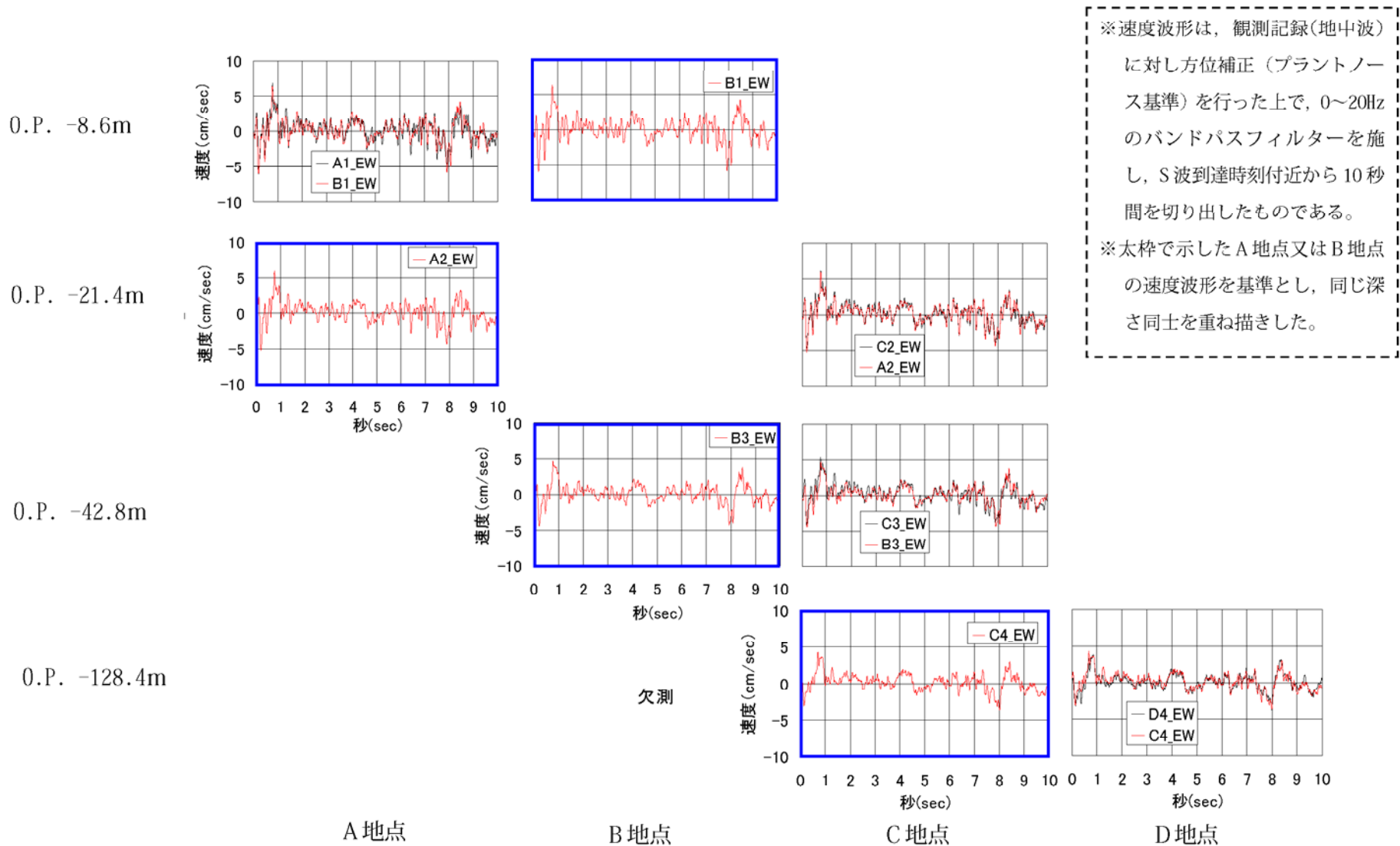
※速度波形は、観測記録(地中波)に対し方位補正(プラントノース基準)を行った上で、0~20Hzのバンドパスフィルターを施し、S波到達時刻付近から10秒間を切り出したものである。

※太枠で示したA地点又はB地点の速度波形を基準とし、同じ深さ同士を重ね描きした。

第9図(2) A~D地点の速度波形の比較(2003年3月3日福島県沖の地震, EW方向)

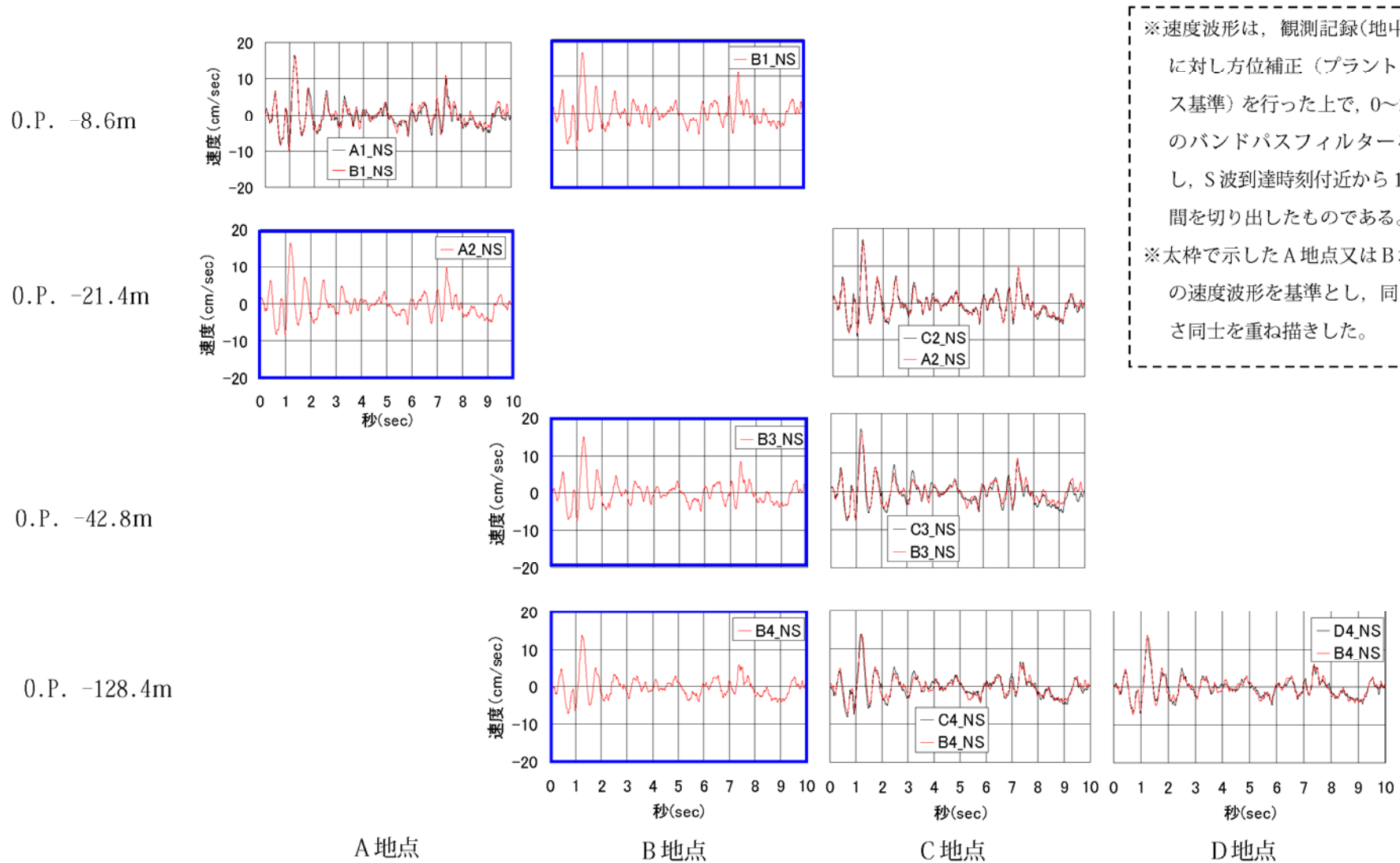


第9図(3) A~D地点の速度波形の比較 (2005年5月26日宮城県沖の地震, NS方向)



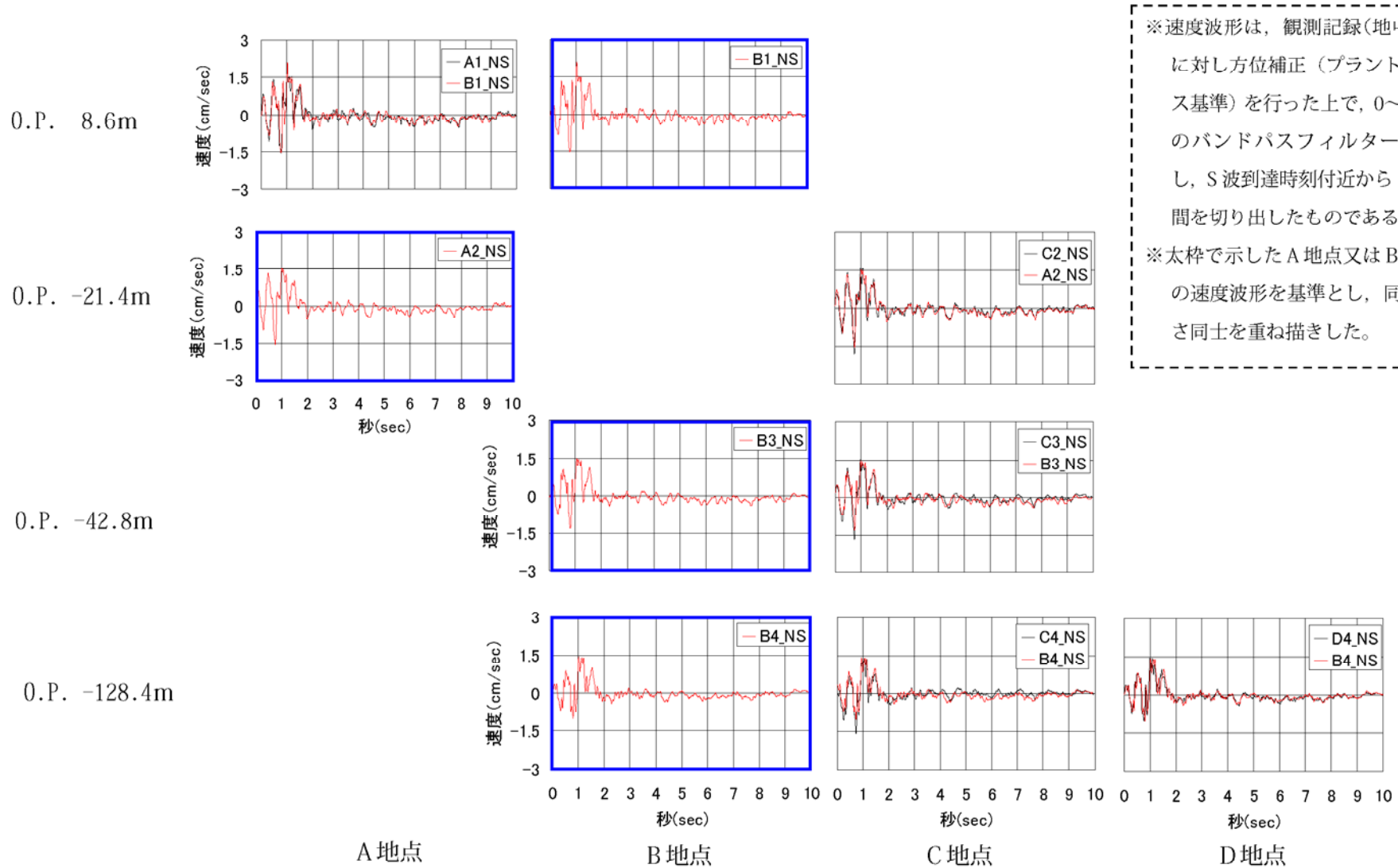
第9図(4) A~D地点の速度波形の比較 (2005年5月26日宮城県沖の地震, EW方向)



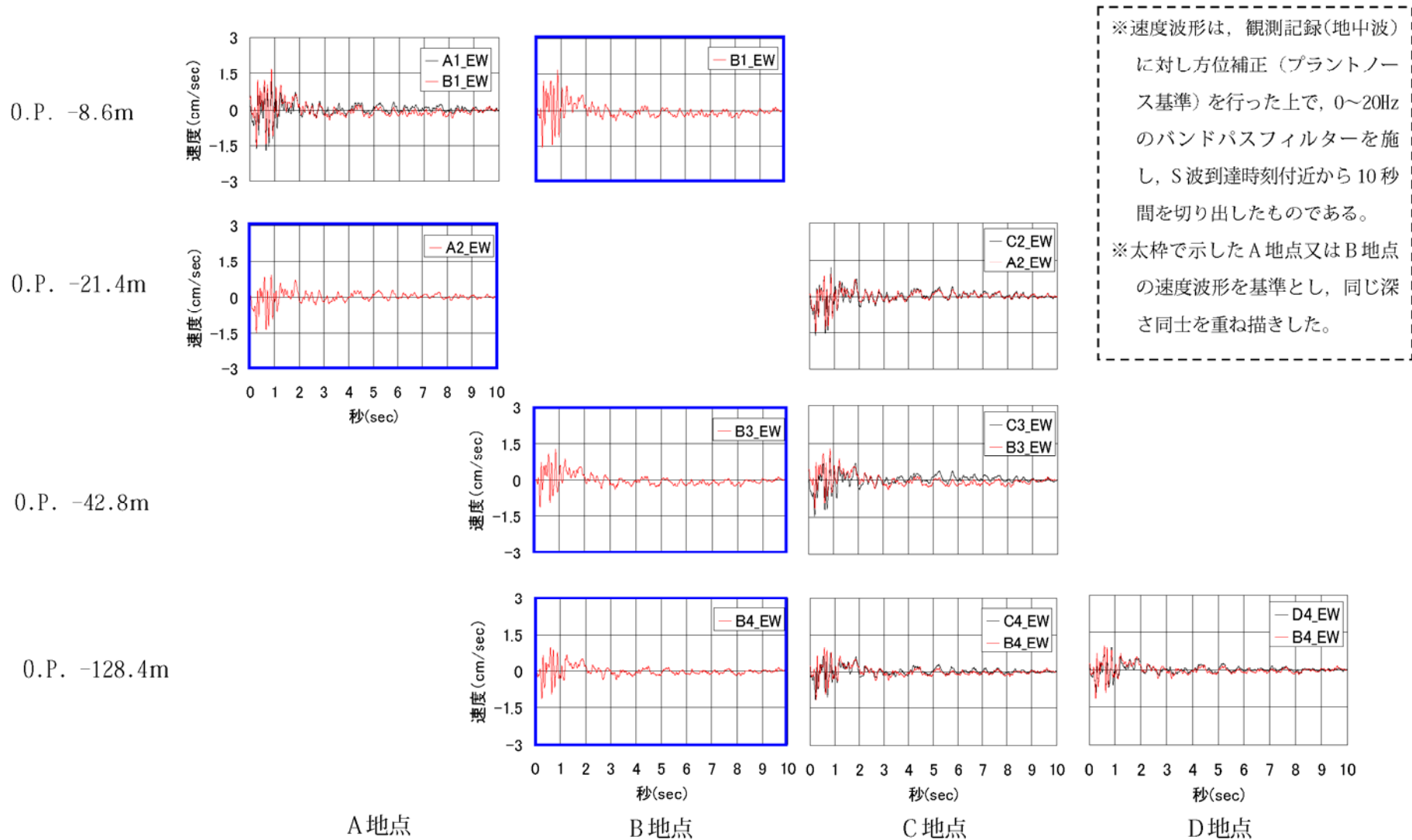


第9図(5) A～D地点の速度波形の比較 (2005年8月16日宮城県沖の地震, NS方向)

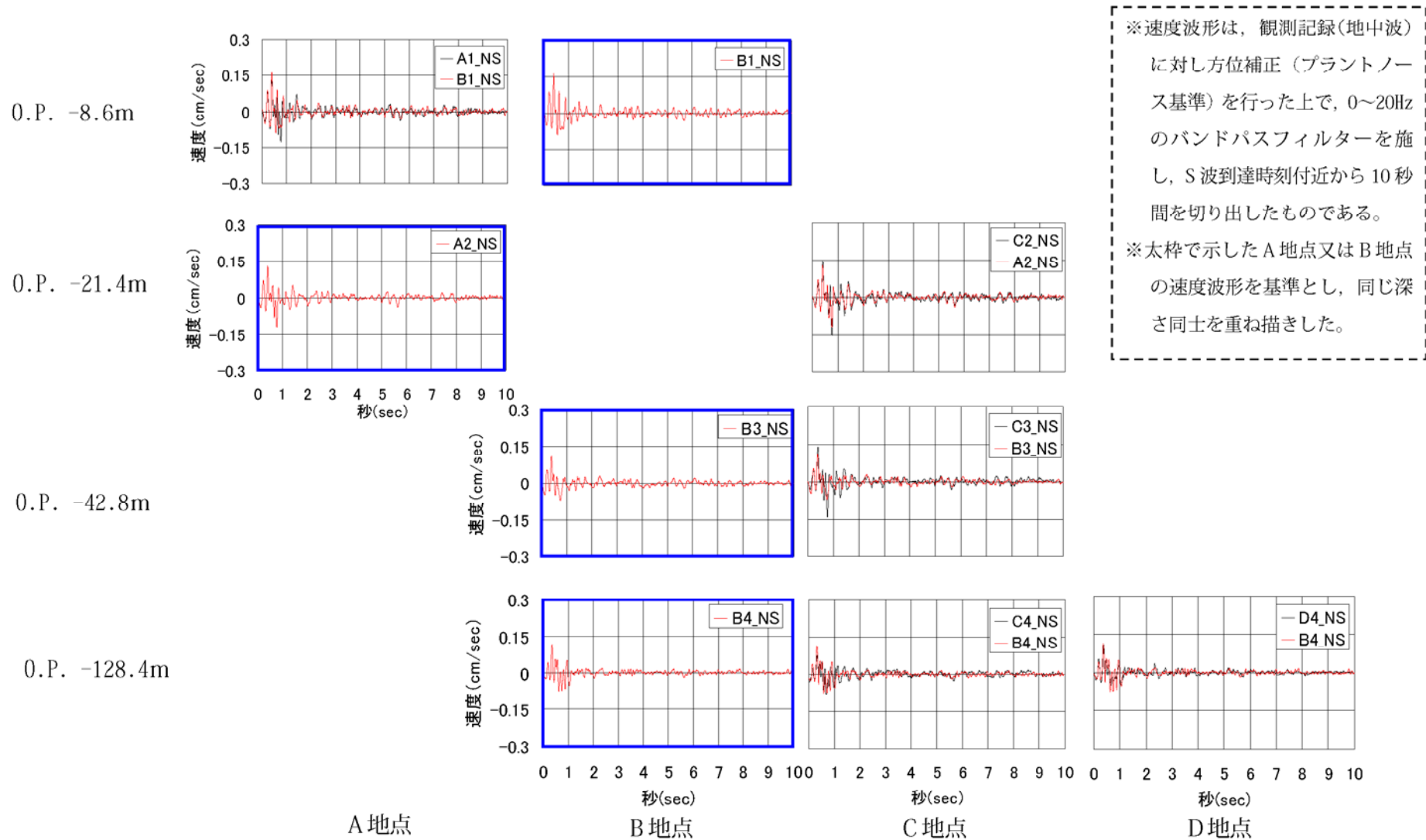




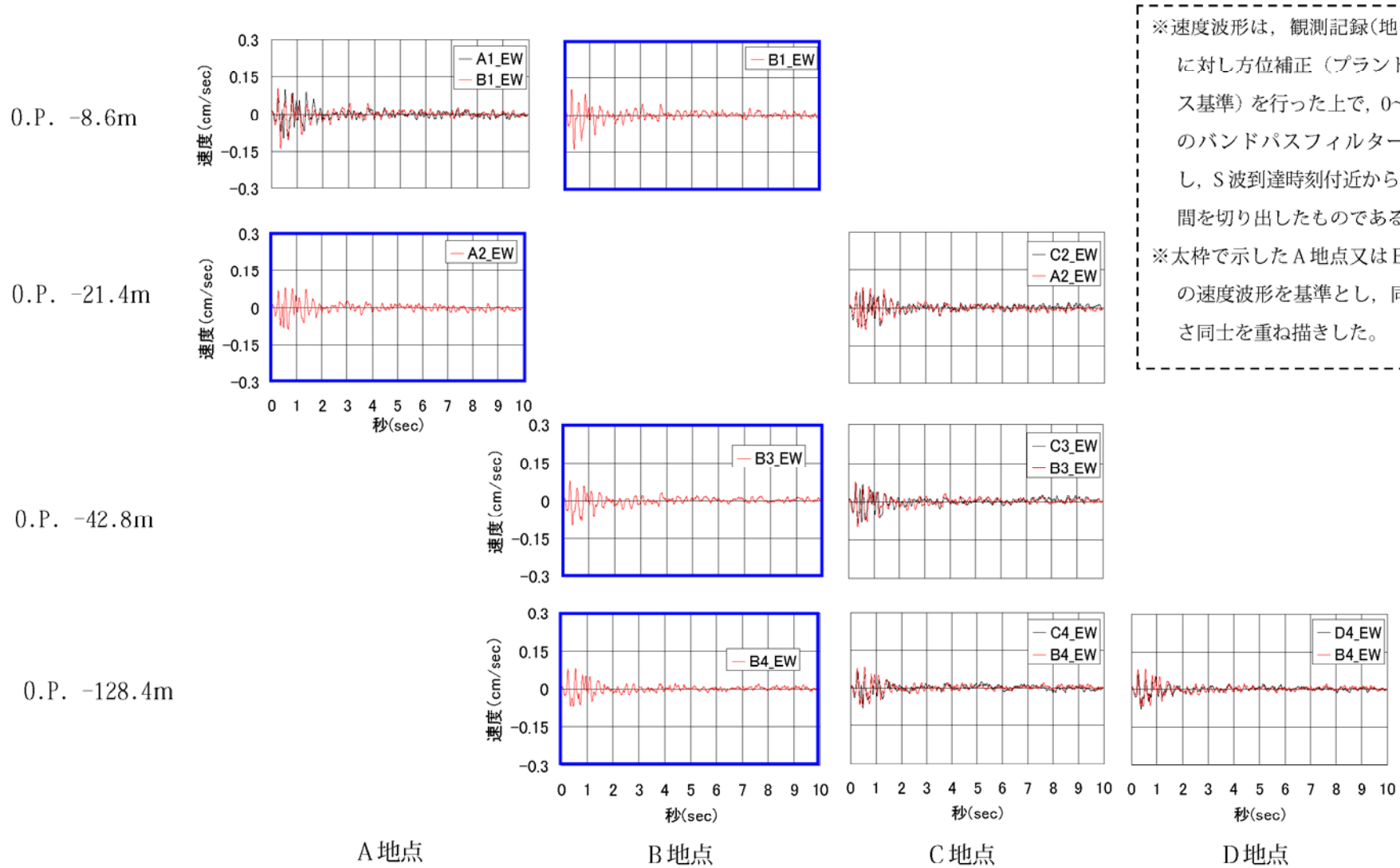
第9図(7) A~D地点の速度波形の比較 (2005年12月17日宮城県沖の地震, NS方向)



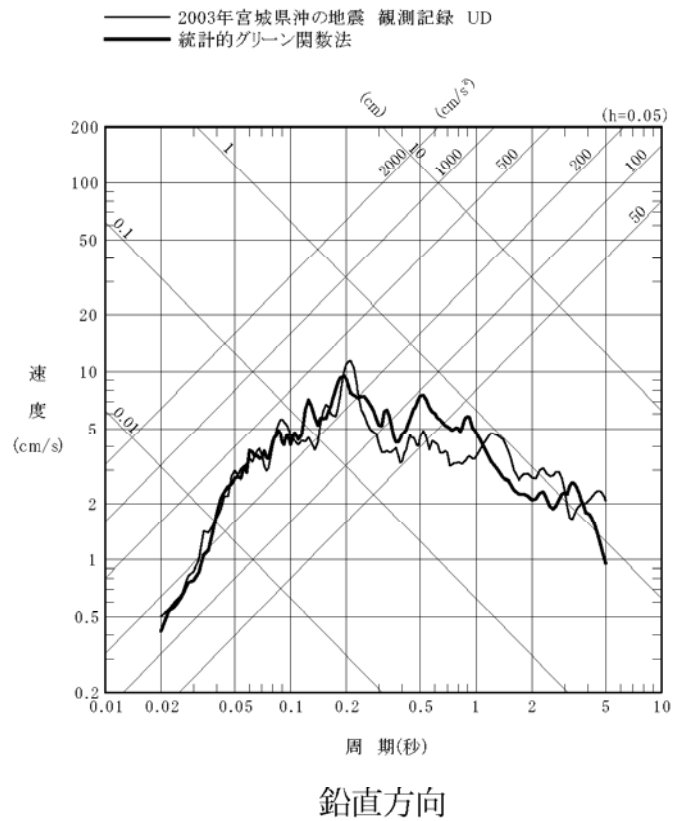
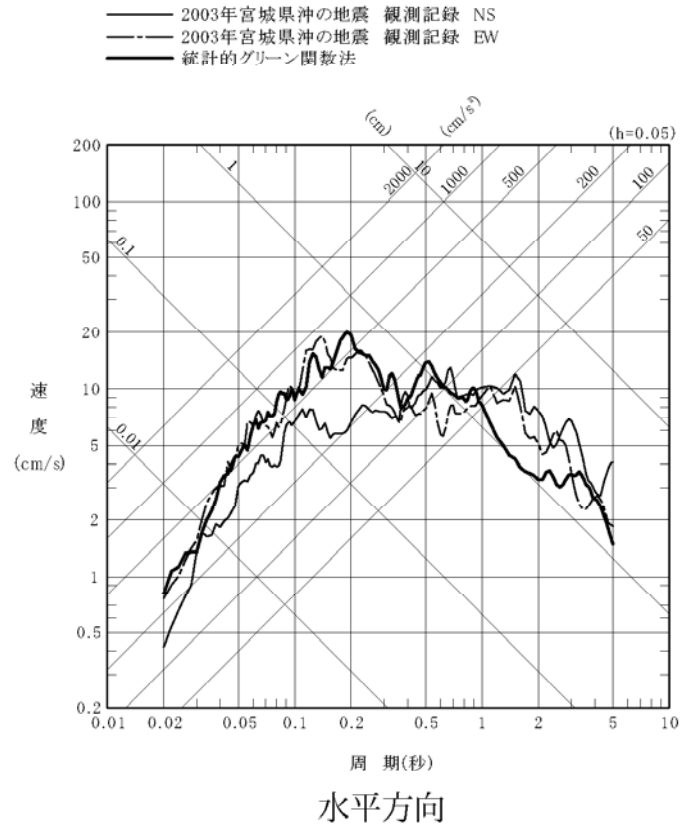
第9図(8) A~D地点の速度波形の比較(2005年12月17日宮城県沖の地震, EW方向)



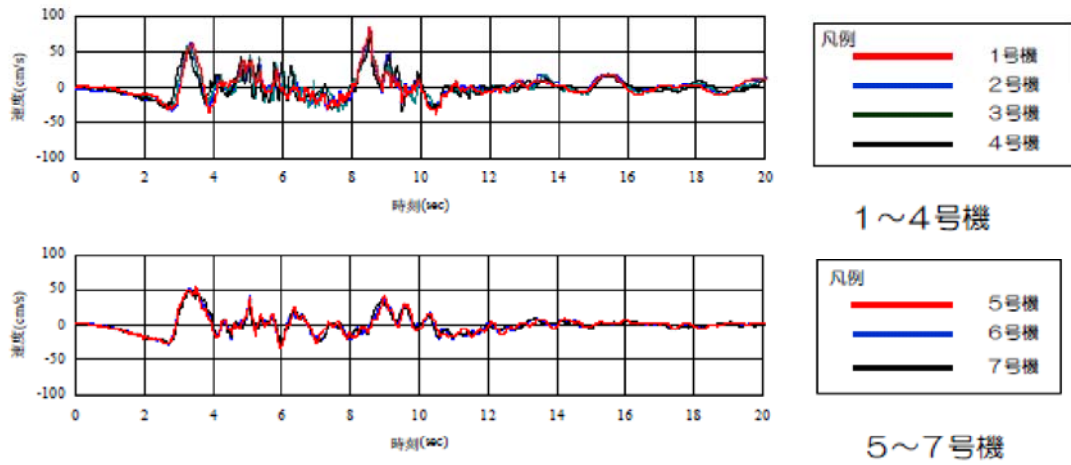
第9図(9) A~D地点の速度波形の比較 (2007年4月5日宮城県沖の地震, NS方向)



第9図(10) A～D地点の速度波形の比較 (2007年4月5日宮城県沖の地震, EW方向)



第10図 2003年宮城県沖の地震における敷地での観測記録（岩盤上部のはざとり波）とシミュレーション結果の比較



柏崎・刈羽原子力発電所における新潟県中越沖地震時の速度波形の比較  
 (各号機の原子炉建屋基礎版上の観測記録をもとに推定した解放基盤表面における地震動, NS 方向)  
 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会地震・津波、地質・地盤合同 WG(第 10 回) 合同 W10-2-2  
 より抜粋



【第4回－No. 12】

宮城県で発生している内陸地殻内地震の震源特性、応力降下量などの特徴について説明すること。

(回答の概要)

- ①2008年岩手・宮城内陸地震(M7.2)では、震源直上の「一関西」地点で上下動の大加速度が観測されているが、その要因については表層地盤の影響が指摘されており、岩盤に設置する原子力発電所ではこのような事象は発生しない。
- ②M7.2規模の地震は、活断層が存在するか、もしくは微小地震が発生するような地域で発生する地震であり、敷地が位置する安定した北上山地で同様の規模の地震の発生が想定されるものではない。

(回答)

### 1. 岩手・宮城内陸地震の地震動

岩手・宮城内陸地震では、逆断層上盤側の断層中央部に位置する「一関西」地点において、NS成分で1143Gal, EW成分で1435Gal, UD成分で3866Gal, 3成分合成で4022Galが記録された。

上下動成分の波形は非対称な形状となっており、上向きの振幅は下向きの振幅の2.2倍以上となっている。この成因として、(独)防災科学技術研究所により、表層付近の地盤が大加速度の入力により弾性限界を超えて部分的に粒状体的な振る舞いをするモデルが提案されており、トランポリン効果と名付けられている<sup>(1)</sup>(図1)。

一方、女川原子力発電所の近傍では活断層は認められず、重要な施設は直接硬い岩盤( $V_s=1.5\text{km/s}$ )に設置しており、上記のような軟らかい表層地盤の影響は受けることはない。

### 2. 岩手・宮城内陸地震周辺の地震発生の特徴

岩手・宮城内陸地震の地震規模はM7.2であった。東北地方では、このような大きな規模の内陸地殻内地震は、脊梁山地のいわゆる「歪集中帯」周辺で発生している。「歪集中帯」は、地下深部の低速度層の影響が示唆されており<sup>(2)</sup>、活断層の分布および微小地震の発生が見られる。岩手・宮城内陸地震の震源域付近は、北上低地西縁断層帯の南部に位置し、地震発生前から微小地震の活動が見られた。

一方、女川原子力発電所は、安定した北上山地に位置しており、敷地近傍に活断層は認められず、内陸地殻内に発生する微小地震の活動も活発ではない。

以上のように、敷地が位置する北上山地と「歪集中帯」は地震活動に明確な違いが見られ、同様の規模の内陸地殻内地震の発生が敷地を含む北上山地で想定されるものではない。

以上のことから、敷地においては2008年岩手・宮城内陸地震で観測された大加速度の地震動は発生しないと考えられる。

【参考文献】

- (1)独立行政法人 防災科学技術研究所(2008)：大加速度地震動時における片揺れ現象（トランポリン効果）の発見，プレス発表資料，2008年10月
- (2)長谷川昭，中島淳一，海野徳仁，三浦哲，諏訪謡子(2004)：東北日本弧における地殻の変形と内陸地震の発生様式，地震 第2輯，第56巻

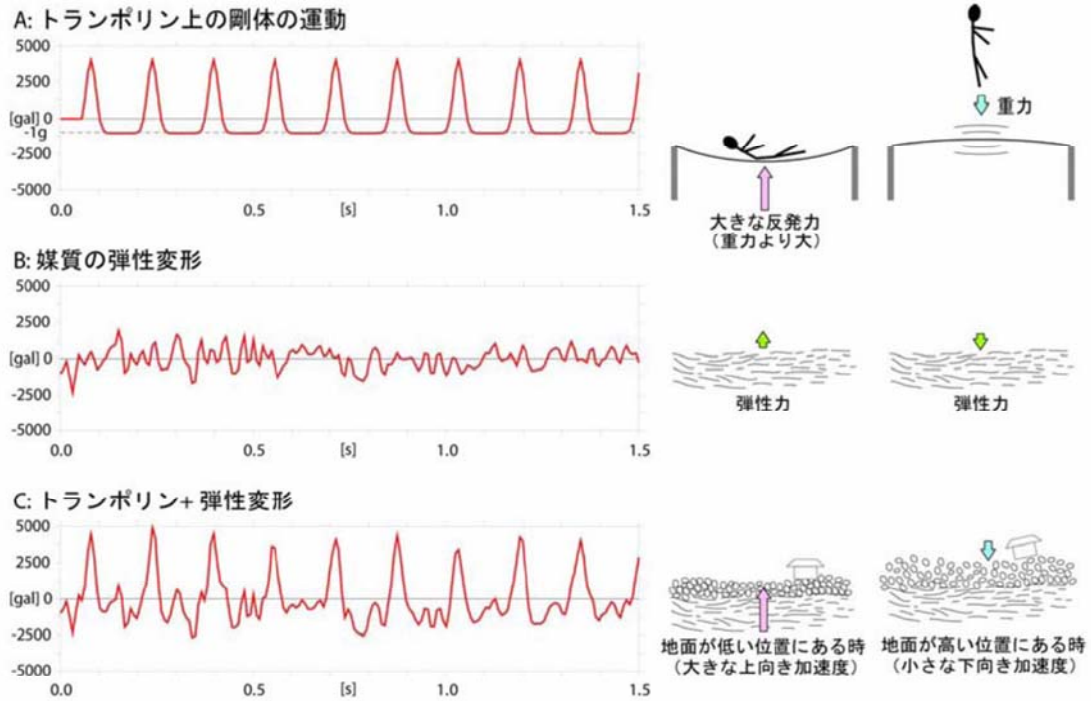


図1 トランポリン効果の概念図 [防災科学技術研究所(2008)から抜粋]  
 A：トランポリン上の剛体運動を単純化したモデル  
 B：媒質の弾性変形  
 C：トランポリン上の剛体運動と媒質の弾性変形の和

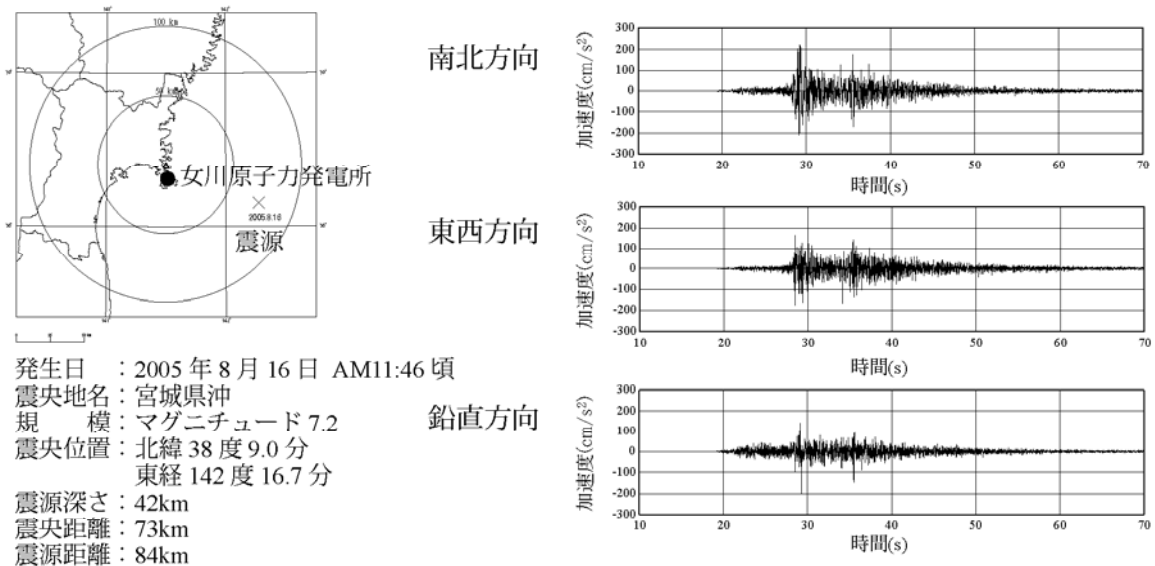
【第4回-No. 13】

観測記録を用いて建屋の地震応答解析モデルの妥当性について検討を行うことは重要。検討を実施しているのであれば説明すること。

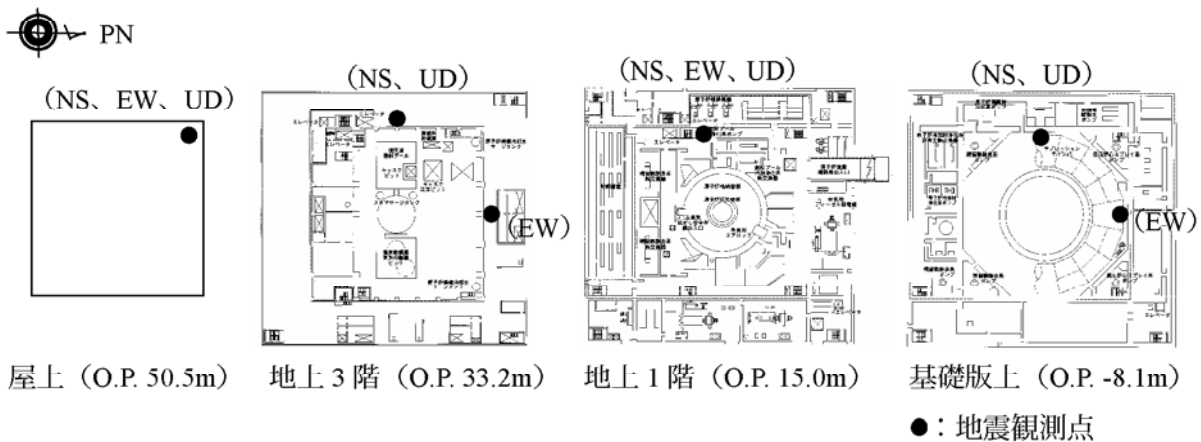
(回答)

女川3号機原子炉建屋では2005年8月16日宮城県沖の地震による強震記録が得られており、地震記録を用いて地震応答解析モデルの妥当性検討を実施している。以下に検討した結果について示す。

1. 2005年8月16日宮城県沖の地震の概要と観測記録



第1図 2005年宮城県沖の地震諸元と女川3号機原子炉建屋基礎版上観測記録

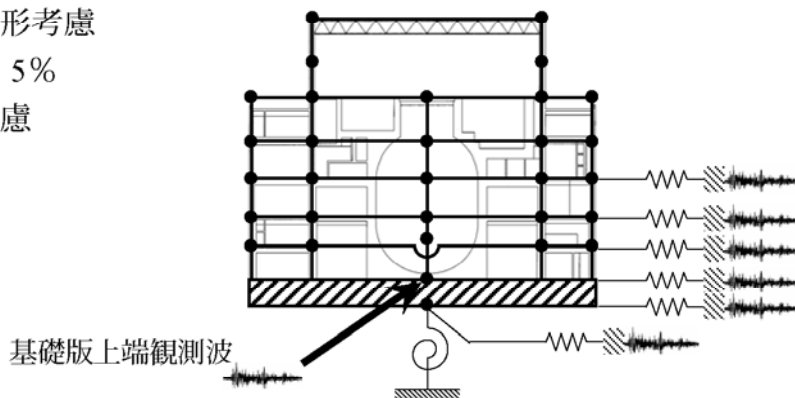


第2図 女川3号機原子炉建屋 シミュレーション解析に用いた地震観測点

## 2. 水平方向シミュレーション解析

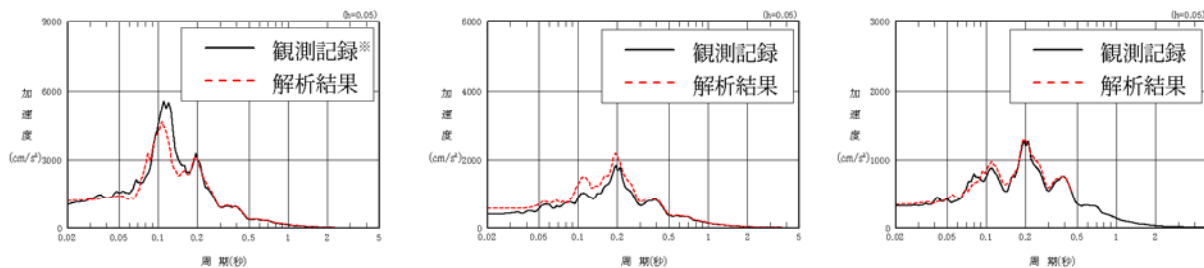
### (1) 水平方向シミュレーション解析の概要

- ・基礎版上端の観測記録を入力とする周波数応答解析
- ・建屋を質点系とし地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成モデル
- ・側面ばね（水平），底面ばね（水平・回転）：JEAGによる理論解法
- ・基礎浮上り非線形考慮
- ・減衰定数 RC：5%
- ・間仕切壁剛性考慮



第3図 女川3号機 水平方向シミュレーション解析の概要

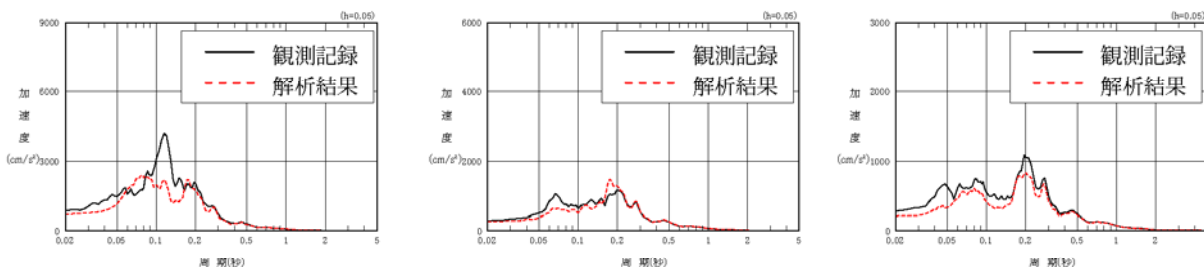
### (2) 水平方向シミュレーション解析結果



屋上（O.P. 50.5m,南北方向）

3階（O.P. 33.2m,南北方向）

1階（O.P. 15.0m,南北方向）



屋上（O.P. 50.5m,東西方向）

3階（O.P. 33.2m,東西方向）

1階（O.P. 15.0m,東西方向）

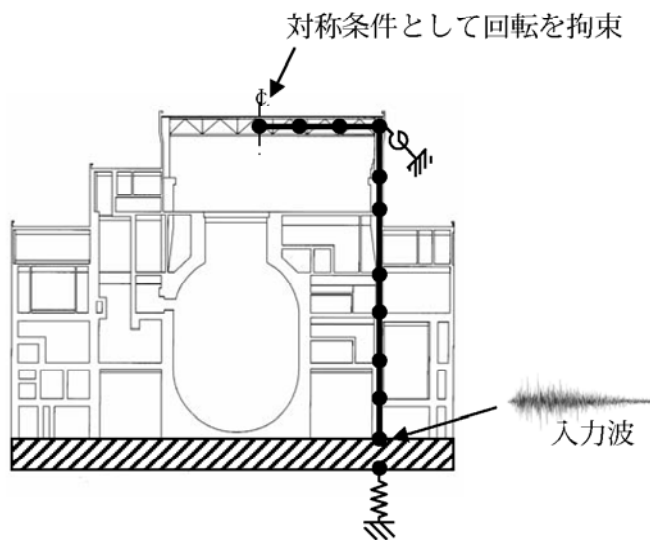
※地震計の最大設定値（1024cm/s<sup>2</sup>）を振りきれているため参考値として記載

第4図 女川3号機 水平方向のシミュレーション解析結果

### 3. 鉛直方向シミュレーション解析

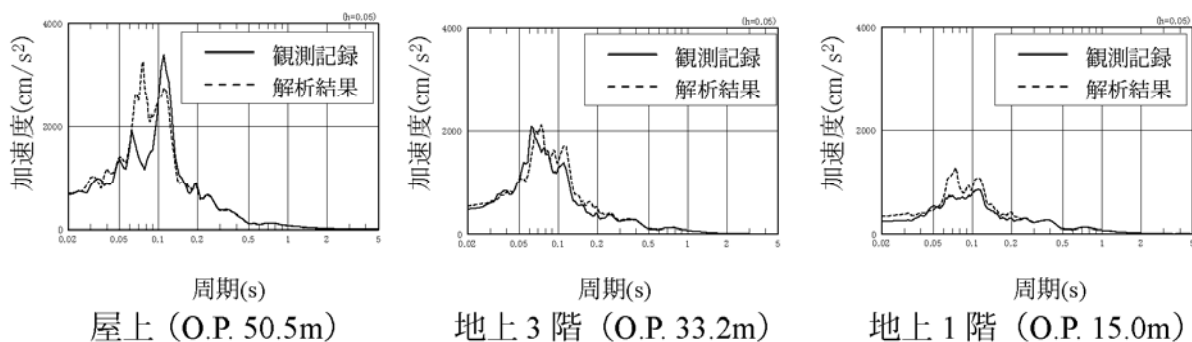
#### (1) 鉛直方向シミュレーション解析の概要

- ・基礎版上端の観測記録を入力とする周波数応答解析
- ・建屋を質点系とし地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成モデル
- ・底面ばね（鉛直）：JEAGによる理論解法
- ・減衰定数 RC：5% S（屋根トラス）：2%



第5図 女川3号機 鉛直方向シミュレーション解析の概要

#### (2) 鉛直方向シミュレーション解析結果



※シミュレーション解析による加速度応答スペクトルは、水平動のシミュレーション解析モデルにより算定される床回転による影響を足しこんだものとしている。

第6図 女川3号機 鉛直方向のシミュレーション解析結果

第4回 - No. 14

耐震設計では裕度を確保することが肝要。耐震Bクラス施設の設計の考え方や保有している裕度について、具体的例をまじえ説明すること。

(回答)

1. 耐震Bクラス施設の設計について

原子力発電所の各施設は、それぞれの耐震クラス等に応じ、要求される地震力に対して機能を維持するよう設計することが基本である。

Bクラス施設は、その破損を想定しても放射性物質による外部への影響が小さいものであり、耐えるべき静的地震力はSクラス設備の1/2 (Cクラスの1.5倍)、共振のおそれのある場合は1/2 S dの影響を検討することとなっている。

また、主蒸気系配管は、タービン設備に至る途中で耐震Bクラスになるが、設計時にはBクラス部分もS dでの検討を行っている。

Bクラスの施設は、Sクラスの施設と比べ耐えるべき地震力は異なるものの、設計手法としては、ほぼ同様であり、大きな裕度を有しているものと考えている。

2005年宮城県沖の地震時には、耐震B、Cクラスについても特段の被害は発生していない。

また、中越沖地震時の柏崎刈羽原子力発電所での被害状況を踏まえて、耐震B、Cクラスの建物・構築物の基礎強度の確認を行い、基礎の変位に伴う被害の発生しにくい構造であることを確認している。

なお、配管・電路類などの設備が複数の建物・構築物を跨って配置される場合、地震時の建物・構築物の変位量を求め、最大となる相対変位量を吸収できるように設計している。

2. 波及的影響評価について

従来の指針から、上位の耐震クラス分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないようにすることが求められている。

このため、設計においては、各設備の配置、隔離などを考慮するとともに、必要に応じて部分的に上位クラス並みの強度を確保するなどの対策を実施している。

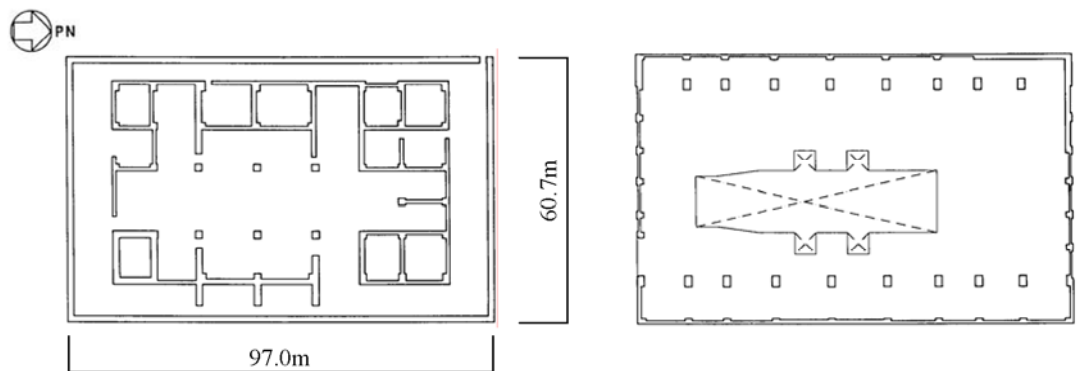
代表的な設備としては、原子炉建屋天井クレーンなどがある。

(参考) 女川3号機タービン建屋の基準地震動 Ss-D による地震応答解析結果

耐震 B クラスの裕度に関する参考解析例として、女川3号機タービン建屋の基準地震動 Ss-D による線形地震応答解析結果を示す。参考1図に平面図、参考2図に断面図、参考3図に地震応答解析モデル、参考4図に最大応答加速度を示す。

耐震壁のせん断ひずみは、建屋下部 (O.P.+15.0m 以下) では  $0.10 \times 10^{-3} \sim 0.19 \times 10^{-3}$  であり、耐震壁にひび割れが発生するとされている目安値 ( $0.2 \times 10^{-3} \sim 0.3 \times 10^{-3}$ ) \*を下回っている。一方、建屋上部 (O.P.+15.0m 以上) では  $0.13 \times 10^{-3} \sim 0.33 \times 10^{-3}$  であり、一部の耐震壁において、目安値を若干上回るものの、ひずみレベルとしては十分小さく、耐震壁の非線形性を考慮したとしても、 $2.0 \times 10^{-3}$  (耐震バックチェックにおける耐震壁の評価基準値) を十分下回るものと考えられる。

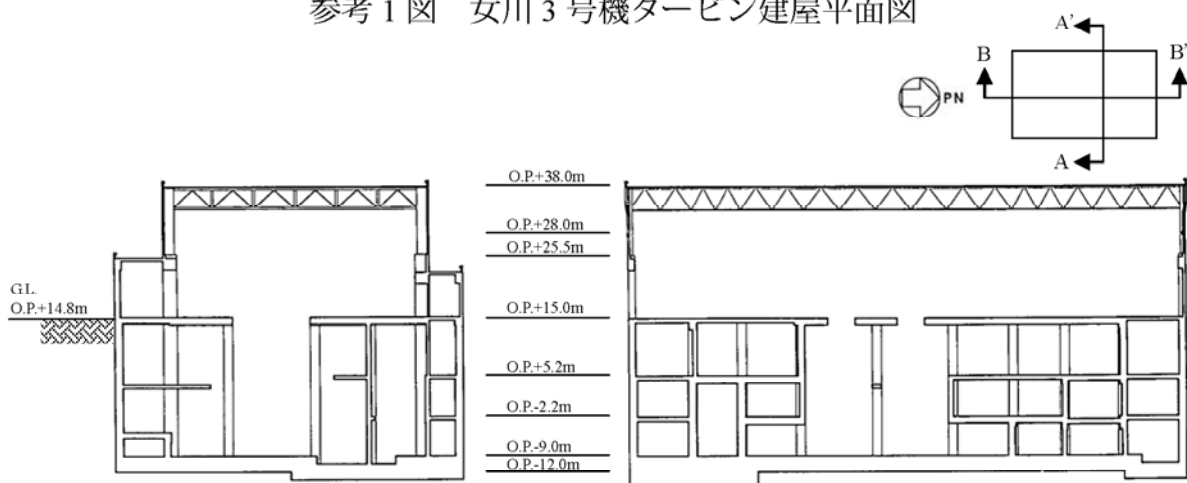
\* 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計法— 1999 日本建築学会



(最下階：O.P.-9.0m)

(地上1階：O.P.+15.0m)

参考1図 女川3号機タービン建屋平面図

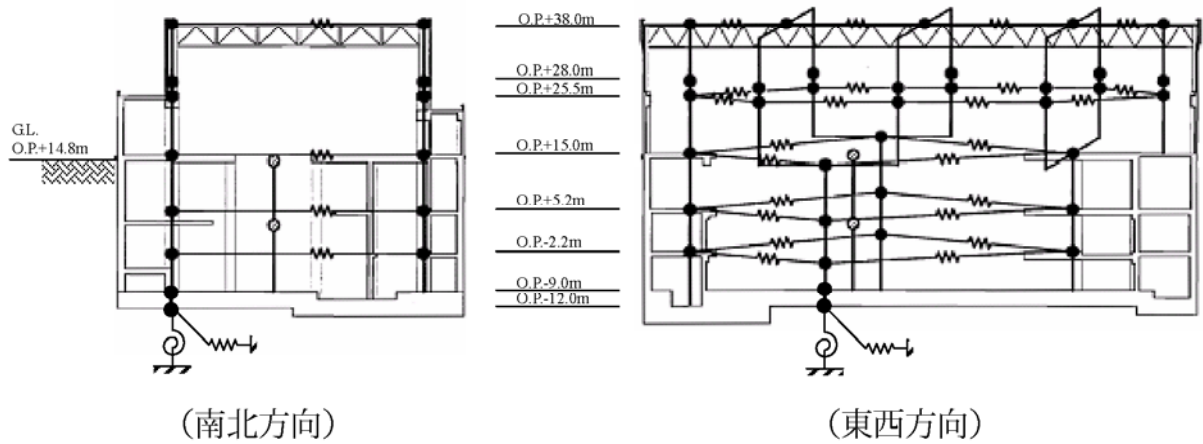


(南北方向：A-A' 断面)

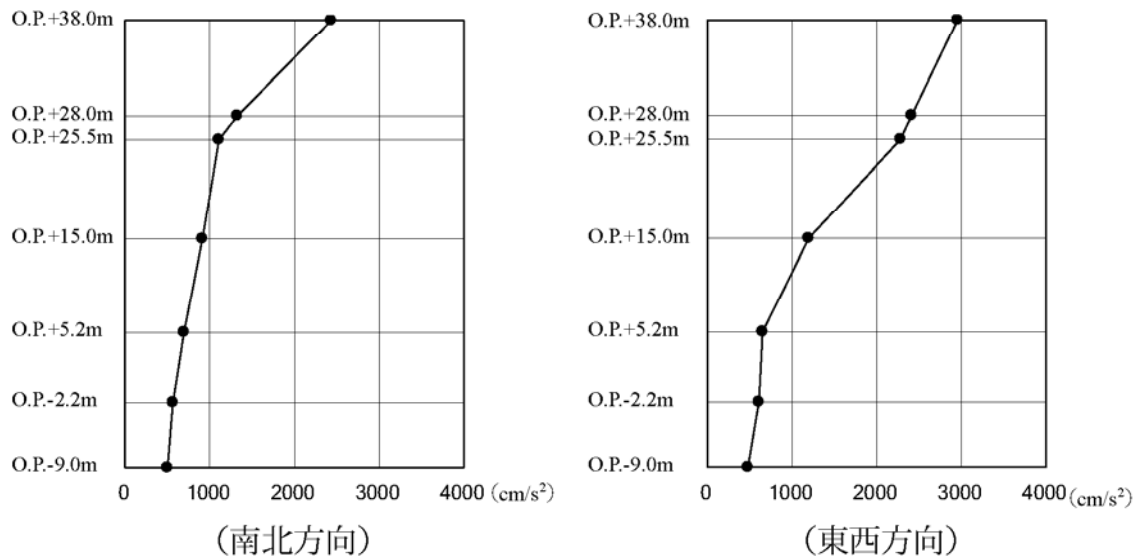
(東西方向：B-B' 断面)

参考2図 女川3号機タービン建屋断面図

- 建屋を質点系，地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成モデル
- タービン基礎は独立した質点系モデルとして評価
- タービン基礎周りの床は分割してモデル化
- 屋根スラブのせん断ばねを考慮
- RC減衰定数：5%
- 底面ばね（水平・回転）は，「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1991 追補版」による近似法で評価
- 線形解析



参考 3 図 女川 3 号機タービン建屋 地震応答解析モデル



参考 4 図 女川 3 号機タービン建屋 基準地震動  $S_s$ -D による最大応答加速度



【第4回-No.15】

機器の裕度についても、多度津振動試験の中から関係のあるものなどで説明すること。

(回答)

多度津工学試験所は1982年～2005年まで約23年に渡り、耐震実証試験を実施してきた。

その間、官民合わせて46件(国：25件, 民間：21件)の試験を実施している。

これらの実証試験のうち、中間報告で評価した主要施設に関わる試験の概要を、(財)エネルギー総合工学研究所(旧原子力発電技術機構の一部事業継承)のホームページ掲載資料の抜粋により示す。

抜粋した試験は以下のとおり。

いずれも構造強度や動的機能(制御棒の挿入性, ポンプ機能)に大きな余裕があることを確認している。

試験名称	中間報告での該当設備	主な試験結果
BWR 炉内構造物	炉内構造物 制御棒(挿入性)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1.7S2で水平上下同時加振</li> <li>・構造強度, 制御棒の挿入性の余裕があることを確認</li> </ul>
BWR 原子炉格納施設	原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1.4S2で水平上下同時加振</li> <li>・構造強度の余裕があることを確認</li> <li>・手法の保守性を確認</li> </ul>
BWR 原子炉压力容器	原子炉压力容器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1.7S2で水平上下同時加振</li> <li>・構造強度の余裕があることを確認</li> <li>・手法の妥当性を確認</li> </ul>
配管系終局強度	主蒸気系配管 残留熱除去系配管	<ul style="list-style-type: none"> <li>・9.6S2まで加振し裕度を確認</li> <li>・疲労損傷に対する余裕を確認</li> </ul>
BWR 制御棒挿入性	制御棒(挿入性)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・4.0S2まで水平加振</li> <li>・制御棒の挿入性を確認</li> </ul>
大形立形ポンプ	残留熱除去系ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2.25G(6S2相当)まで水平加振</li> <li>・構造強度, 機能を確認</li> </ul>

# 多度津工学試験所の歴史と役割



多度津工学試験所は、世界最大級の大型高性能振動台を用いて原子力発電所施設の耐震安全性を確認するための耐震信頼性実証試験をはじめ、幅広い耐震実験を実施してまいりました。1982年11月の試験所開所と同時に開始した耐震実証試験も2005年3月末で終了し、2005年9月末日をもって多度津工学試験所を閉鎖致しました。1975年に建設が計画されてから30年、原子力発電所の揺るぎない安全を支え続けてきた「多度津工学試験所の歴史と役割」について振り返ります。

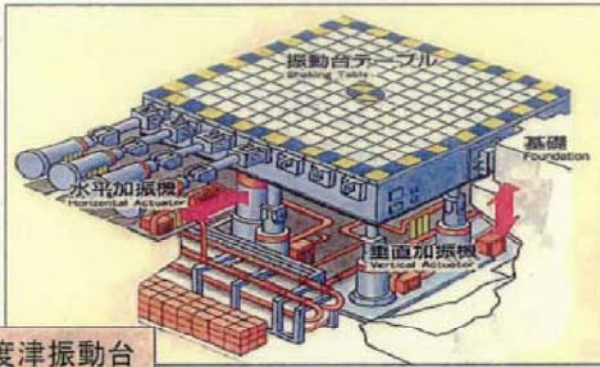
## 財団法人 原子力発電技術機構

(財)原子力発電技術機構は平成20年3月31日をもって解散しました。(財)エネルギー総合工学研究所は、同機構から事業の一部を継承しており、その一環として、同機構ホームページに掲載されておりました「多度津工学試験所における耐震信頼性実証試験成果」を以下に転載いたします。

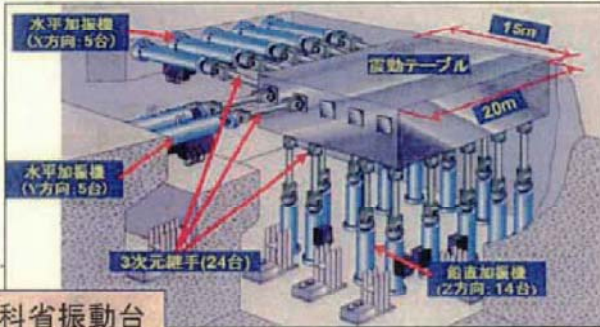
## 多度津工学試験所の主な歩み

年 月	主 な 出 来 事
1975年 8月	大型・高性能振動台プロジェクトチーム(準備室)発足
1976年 3月	財団法人 原子力工学試験センター(NUPEC前身)発足
1976年 5月	耐震実証試験実施委員会開催。技術的検討を開始
1976年 7月	地盤調査着手
1976年 9月	多度津町に対し、多度津工学試験所の立地申入れ
1977年 2月	多度津町臨時議会において原子力工学試験センター調査特別委員会設置
1977年 8月	第11回原子力工学試験センター調査特別委員会において試験所誘致賛成議決
1977年 9月	多度津町臨時議会において原子力工学試験センター立地を承認 多度津町と「立地に関する協定書」及び「公害防止に関する覚書」調印
1977年11月	基礎工事着工(起工式)
1979年 2月	実験棟の定礎式
1979年 3月	振動台基礎工事完了
1980年 4月	大型高性能振動台の機械設備搬入据付工事開始
1982年 7月	大型高性能振動台完成
1982年 8月	多度津工学試験所発足
1982年11月	多度津工学試験所開所式 PWR原子炉格納容器試験体の振動台加振開始
1982年11月 ～2005年 5月	官民合わせて46件の試験実施(国からの耐震信頼性実証試験21件。国からのその他の委託試験4件。民間からの委託試験21件)
2005年 5月	多度津町一般住民、小中学生、電力、NUPEC関係者等を対象にこれまでの感謝を込めて最終イベント実施
2005年 9月	多度津工学試験所閉鎖





多度津振動台



文科省振動台

	多度津振動台	文科省振動台
最大積載重量 トン	1,000	1,200
テーブル寸法 m	15 * 15	20 * 15
振動数領域 Hz	0~30	0~15
最大加速度 G	5	1.8
最大速度 cm/秒	75	200
最大変位 cm	20	100
加振方向	水平1方向 + 垂直	水平2方向 + 垂直
立地条件	臨海	内陸

### 多度津振動台と文科省振動台 (E-ディフェンス) の比較

多度津の振動台と2005年4月に運用を開始した兵庫県三木市の文科省振動台 (E-ディフェンス) の鳥瞰図と仕様比較です。多度津の振動台は振動周波数領域が広く、最大加速度も5Gと大きいため、原子力発電所設備のような剛性の高い機器の試験に適しています。一方、文科省振動台の方は最大速度と変位を大きく取れるため、鉄骨構造物、コンクリート建物や一般木造家屋などの試験に適しています。

## 全体工程

S55	S60	S63	H1	H5	H10	H15	H17
<b>フェーズ I (機器単体の実証)</b> 原子炉格納容器 (PWR, BWR)、原子炉 (圧力) 容器 (PWR, BWR)、炉内構造物 (PWR, BWR)、再循環系配管 (BWR)、一次冷却設備 (PWR)							
<b>フェーズ II (システムの実証)</b> 非常用ディーゼル発電機システム、電算機システム、原子炉停止時冷却系等						<b>規制基準整備に関連する試験</b>	
<b>フェーズ III (新技術・機能限界の実証)</b> 主蒸気系、コンクリート製原子炉格納容器制振板・ト支持重機器、配管終局試験						<b>機器耐力試験シリーズ</b> その1 電気品、横型ポンプ その2 制御棒挿入性 その3 立形ポンプ	
<b>(財) 原子力発電技術機構</b>						<b>(独) 原子力安全基盤機構</b>	

国からの委託試験は(財)原子力発電技術機構の前身である原子力工学センターが実施主体となり1982年11月にスタートし、その後原子力発電技術機構の元で実証試験が進められて来ました。平成15年10月からは新たに誕生した独立行政法人原子力安全基盤機構に試験業務が移管されましたが、振動台の設備維持管理並びに運転業務については、引き続き新生NUPECが担務することになりました。2005年3月まで、足かけ23年にわたり、合計25件(耐震信頼性実証試験が21件、その他が4件)の国からの委託試験を実施してまいりました。以下に耐震信頼性実証試験の概要をご紹介します。



## 国からの受託試験実績

試験名称	年度																								
	'82	'83	'84	'85	'86	'87	'88	'89	'90	'91	'92	'93	'94	'95	'96	'97	'98	'99	'00	'01	'02	'03	'04	'05	
	S57	S58	S59	S60	S61	S62	S63	H1	H2	H3	H4	H5	H6	H7	H8	H9	H10	H11	H12	H13	H14	H15	H16	H17	
<b>【耐震信頼性実績】</b>																									
1																									
2																									
3																									
4																									
5																									
6																									
7																									
8																									
9																									
10																									
11																									
12																									
13																									
14																									
15																									
16																									
17																									
18																									
19																									
20																									
21																									
<b>【その他からの受託】</b>																									
1																									
2																									
3																									
4																									
5																									

## 民間からの受託試験実績

試験名称	年度																								
	'82	'83	'84	'85	'86	'87	'88	'89	'90	'91	'92	'93	'94	'95	'96	'97	'98	'99	'00	'01	'02	'03	'04	'05	
	S57	S58	S59	S60	S61	S62	S63	H1	H2	H3	H4	H5	H6	H7	H8	H9	H10	H11	H12	H13	H14	H15	H16	H17	
<b>【民間受託】</b>																									
1																									
2																									
3																									
4																									
5																									
6																									
7																									
8																									
9																									
10																									
11																									
12																									
13																									
14																									
15																									
16																									
17																									
18																									
19																									
20																									
21																									

阪神・淡路大震災  
 (1995.01.17)

合計 21件



## 耐震信頼性実証試験の概要(4/21) (BWR炉内構造物)

カテゴリ Ph-1	重要設備の安全性実証
試験時期	1986

実機重量	縮尺	試験体重量
約500 <sup>t</sup>	1/1	750 <sup>t</sup> (含支持構造物)



- 1) 試験体は、実機を模擬したシュラウド等炉内構造物、制御棒駆動装置(CRDM)、燃料集合体等から構成される。制御棒挿入試験では、設計用地震動(S1, S2)の入力地震波で加振を行い、加振中に制御棒を挿入させ、大地震で揺れている時にでも規定時間内に制御棒が炉内(燃料集合体)に挿入できることを確認。
- 2) さらに、S2の1.7倍に相当する入力地震波で、水平と上下2方向同時に加振試験を行い、制御棒の挿入性や耐震設計上の安全余裕のあることを確認。
- 3) 試験結果より、応力は上下加振の影響が無いこと、制御棒は規定時間通り確実に挿入できること、燃料集合体は同位相で振動し、集合体間の隙間は保持されることなどを確認。
- 4) 解析結果と試験結果との比較では、燃料集合体は群として同相振動、一本の弾性梁のモデル化で良いこと、シュラウドは曲げせん断変形を考慮したモデル化で良いことを確認。

## 耐震信頼性実証試験の概要(5/21) (BWR原子炉格納容器)

カテゴリ Ph-1	重要設備の安全性実証
試験時期	1986~1987

実機重量	縮尺	試験体重量
約3,500 <sup>t</sup>	1/3.2	350 <sup>t</sup> (含支持構造物)



- 1) 試験体は、実機を模擬した格納容器本体、ドライウエル、サブプレッションチャンバー、機器ハッチ、エアロック等から構成される。試験では、設計用地震動(S1, S2)の入力地震波で加振して、構造強度を実証するとともに、加振試験の前と後に、試験体を空気で加圧して漏洩率試験を行い、格納容器の機能である機密性が損なわれないこと及び、水の振動による耐震性への影響の無いことも確認。
- 2) さらに、S2の1.4倍に相当する入力地震波で、水平と上下2方向同時に加振試験を行い、耐震設計上の安全余裕のあることも確認。
- 3) また、地震時にはBWRの格納容器は上部を原子炉建屋からも力を受けるため、それを模擬した耐力床、耐力壁を使った独立加力試験(1.2×S2)を実施。試験結果は、試験前後の漏洩率試験とも機密性の劣化等異常はなく、許容漏洩率0.5%以下、スロッシング動水圧、応力は小(自然地震波ではS2より大)、ハッチ取付け部は振動台加振限界の1.4S2でも応答は線形であった。
- 4) 解析結果と試験結果との比較では、建屋連成系モデルによる変位解析は、下部シラグ部を除くと3%程度の差で妥当である。シェル予測解析はハッチ回り補強板は模擬せず、減衰は1%、梁モードで固有値が30Hz以下で一つに対し、試験は複数個だが、これは補強板の考慮で振動主軸のずれによる。スロッシングのシミュレーションは減衰の影響は小さく試験値とも良く一致。現設計法は保守的であることを確認。



## 耐震信頼性実証試験の概要(8/21) (BWR原子炉圧力容器)

カテゴリ Ph-1	重要設備の安全性実証
試験時期	1989

実機重量	縮尺	試験体重量
約800 <sup>ト</sup>	1/2	600 <sup>ト</sup> (含支持構造物)



- 1) 試験体は、110万kw級BWR実機を模擬した原子炉圧力容器(容器内は重量模擬)、スカート、スタビライザから構成される。原子炉圧力容器に水圧をかけた状態で設計用地震動(S1, S2)の入力地震波で加振試験を行い、その振動(加速度)、スカートや支持構造物の応力などを計測して試験体の構造強度を確認。
- 2) さらに、S2の1.7倍に相当する入力地震波で、水平と上下2方向同時加振試験を行い、耐震設計上の安全余裕のあることについても確認。
- 3) 試験結果は、実機条件での試験の伝達関数はハードスプリング型非線型性を示した。
- 4) 支持スカート部、原子炉圧力容器の応力分布はスタビライザのギャップ条件に拘らず同様な傾向で、ギャップの影響を評価上考慮していない現行設計で良いことを確認。水平と鉛直の同時加振に対し、応答は水平単独が若干大きい傾向にあった。
- 5) 解析結果と試験結果の比較では、固有振動数はほぼ一致、振動モードは顕著な差は無い。スタビライザのモデル化は良好。3次元FEMと設計解析モデルの結果はほぼ一致。主要部の応答は解析が減衰比の影響で保守性を確認。静的加力試験によりバイラード法の妥当性を確認。

## 耐震信頼性実証試験の概要(16/21) (配管終局強度)

カテゴリ Ph-3	新技術の実証
試験時期	2002

実機重量	縮尺	試験体重量
—	1/1	約200 <sup>ト</sup> (配管一般化モデル)



- 1) 試験体はPWR及びBWRの耐震上重要な実機配管系の構造的特徴及び振動特性を模擬したもので、一般的特徴を有する配管(200A, Sch40)に水圧をかけた状態で加振して、配管の振動、曲がり部の変形、応力等を計測した。加振試験では、設計用基準地震動S2に対する許容応力及びそれを上回る応力を発生させる地震波で加振を行い、配管破損による漏水がないことを確認。さらに、より大きな応答が得られるよう一部を改造した試験体を過酷な条件で加振して、配管を破損させ、配管の終局強度と耐震設計手法の安全余裕を確認。
- 2) 試験結果は、配管系の弾塑性応答挙動と終局強度を把握して現行の耐震設計手法の安全裕度の明確化、また地震時の破損モードはラチェットを伴う低サイクル疲労であることを確認。許容応力の1.5倍の試験では前壊現象や内部水の漏洩が無く、許容応力の4倍以上で塑性変形による共振振動数の低下、減衰の増加は入力増と共に大きくなった。配管支持荷重の配分には差は無くラチェット変形による崩壊や漏洩はなかった。
- 3) 終局強度試験体は配管に過大応答が得られるよう設計手法確認試験体と変えた。エルボ外面周方向歪は1.5~1.9%で、ラチェット現象と第1回配管の残留変位量は19mm、第5回目の地震波加振でエルボ2でき裂が貫通、水の漏洩、圧力低下。配管の破損モードはラチェットを伴う低サイクル疲労及び塑性崩壊防止を目的とした一次応力制限は破損に対して大きな安全裕度があることが確認。今後の基準変更を示唆。
- 4) 解析結果と試験結果との比較では、配管系の弾塑性応答解析(ABAQUS)、エルボ部分の静的弾塑性解析、ひずみ挙動を基に疲労評価。試験後解析評価;モード減衰比1次2.1%、2次4.8%、エルボにシェル要素、応力一歪にAF-OW則、ラチェットパラメータ0.28、変位応答を強制変位とする静的弾塑性解析により試験を再現。き裂近傍の内面最大ひずみ範囲は2.9%~6.3%、疲労損傷係数はき裂貫通まで1.02以上、損傷は予測3~5回の試験後に対し5回。
- 5) 疲労損傷係数は第4回試験までの試験結果1.8(第5回き裂貫通までの値は2.5)に対して1.4~2.3(第5回き裂貫通までの値は1.8~2.7)で比較的一致し疲労強度評価手法の適用性を確認。耐震裕度(耐震設計手法)=1回の地震で疲労損傷する時の入力地震レベル/S2地震の入力地震レベル。疲労損傷係数1.0を破損条件とした場合、裕度は幅幅ありで9.8(1.8を破損条件とすると12.0)となった。

## 耐震信頼性実証試験の概要(20/21) (機器耐力その2:BWR制御棒挿入性)

カテゴリー	機器耐力試験
試験時期	2003~2005

実機重量	縮尺	試験体重量
約500 <sup>トン</sup>	1/1	約400 <sup>トン</sup> (含支持構造物)



試験体は、実機を模擬したBWRの制御棒、燃料集合体、制御棒駆動機構等で構成。  
 設計用地震動(S1, S2)の入力地震波で加振試験を行い、構造強度や機能が確認された。  
 さらに、入力地震波の大きさを段階的に上げて水平方向の加振試験を行い、最大4.0S2までの加振試験が行われた。試験結果の詳細については、JNESの年報などの報告書を参照。

## 耐震信頼性実証試験の概要(21/21) (機器耐力その3:大型縦型ポンプ)

カテゴリー	機器耐力試験
試験時期	2003~2005

実機重量	縮尺	試験体重量
約60 <sup>トン</sup>	1/1	約160 <sup>トン</sup> (含支持構造物)



- 1) 試験体は、実機を模擬した残留熱除去系ポンプ、配管、支持装置、6.6kv用電動機等である。
- 2) ポンプを運転して冷却水を循環させながら設計用地震動(S1, S2)の入力地震波で加振試験を行い、構造強度や機能が確認された。
- 3) さらに、入力地震波の大きさを段階的に上げて水平方向の加振試験を行い、最大2.25Gまでの加振試験が行われた。試験結果の詳細については、JNESの年報などの報告書を参照。



【第4回-No.16】

配管サポート類の耐震裕度向上工事箇所が3号機で2100箇所とのことだが、裕度向上の実例を説明すること。

(回答)

女川原子力発電所の機器・配管系では、配管・電路類の支持構造物（サポート）を中心に裕度向上工事を実施している。

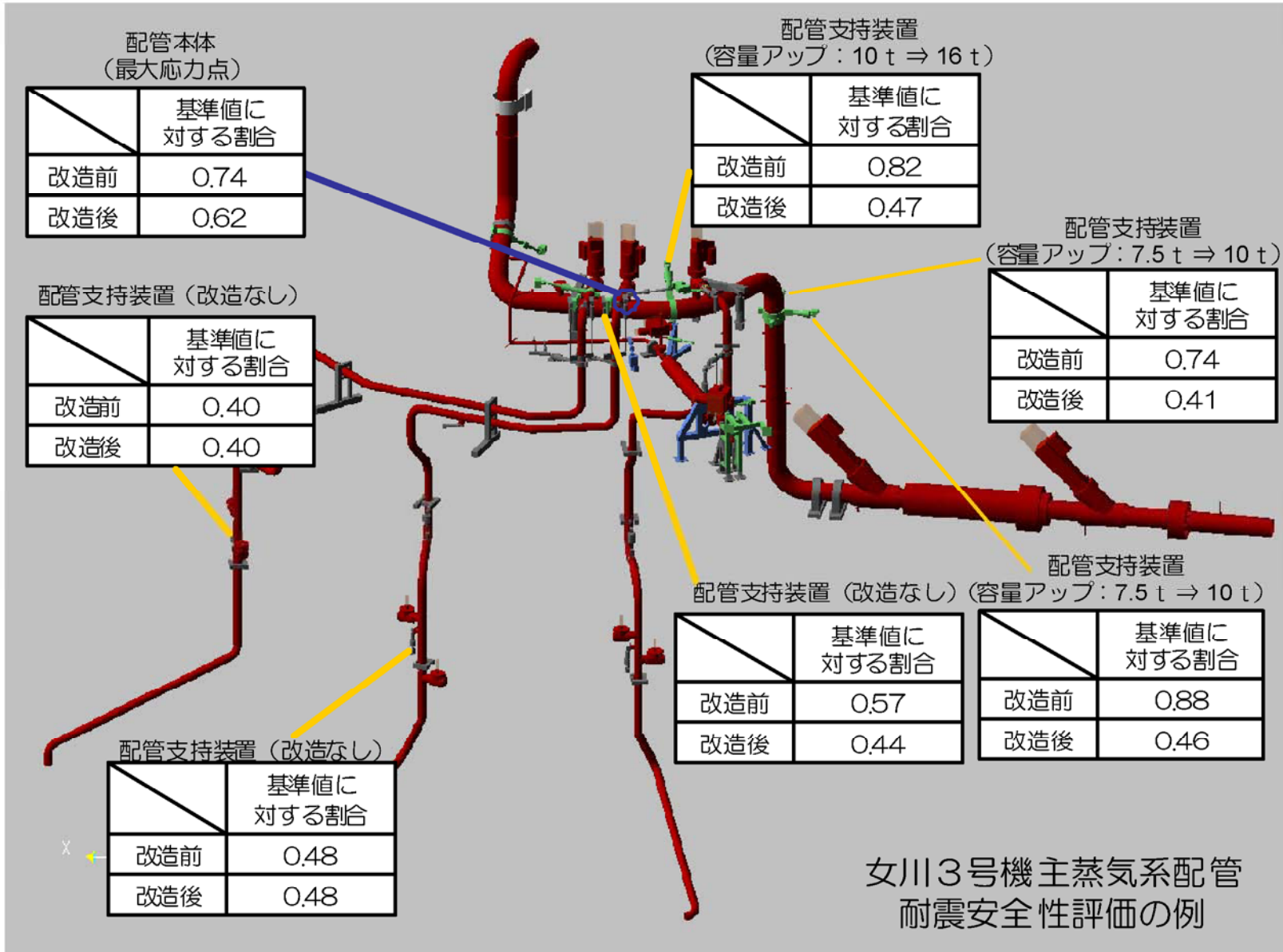
これらの支持構造物には、スナッパや架構などの種類があり、構造的にも評価手法も異なることから、工事の実施において一律の基準を設けている訳ではないが、女川3号機の間接報告で評価している主蒸気系配管を例に、工事による裕度向上の状況、および工事を実施していない箇所の状況を示す。(次頁図参照)

図に示すとおり、当該配管は原子炉からタービンへ主蒸気を導く主流路を形成しており、途中、逃がし安全弁からの排気ライン等が分岐している。運転時の熱膨張に追従するため、架構の他、スナッパが多く設置されている。

裕度向上工事は、逃がし安全弁廻りのスナッパの容量増加を中心に行っている。

図に示すように、工事の実施により、配管全体として耐震裕度が向上している。





【第4回-No. 17】

耐震裕度向上工事を行っている排気筒について、向上する裕度について説明すること。

(回答)

女川原子力発電所2・3号排気筒の耐震裕度向上工事に伴う、設計用最強地震動 $S_1-D$ に対する発生応力度と許容応力度の比の変化を示す。

表-1:  $S_1-D$  に対する許容応力度比

構造		改良前 <sup>※1</sup>	改良後 <sup>※2</sup>
設計地震動		$S_1-D$	$S_1-D$
発生応力度/許容応力度 の範囲	筒身部	0.19~0.45	0.14~0.48
	鉄塔部	0.11~0.92	0.06~0.67

※1: 女川原子力発電所3号機建設時の工事計画認可申請書(平成9年8月12日申請, 同年10月24日認可)の値

※2: 女川原子力発電所2・3号機の耐震裕度向上工事に伴う工事計画認可申請書(平成21年7月31日届出)の値

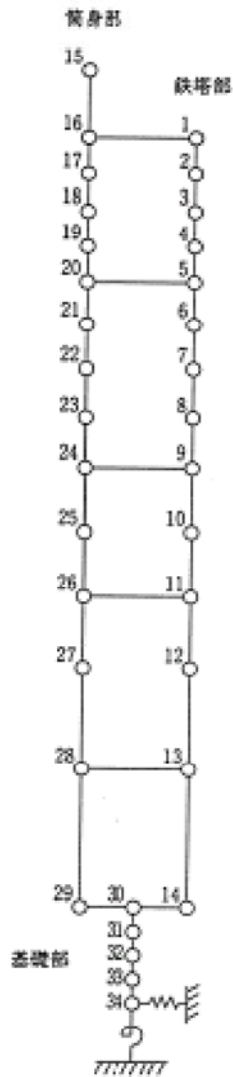
また、基準地震動 $S_s$ に対する改良後の発生応力度と許容応力度の比は以下のとおりとなっている。

表-2:  $S_s$  に対する許容応力度比

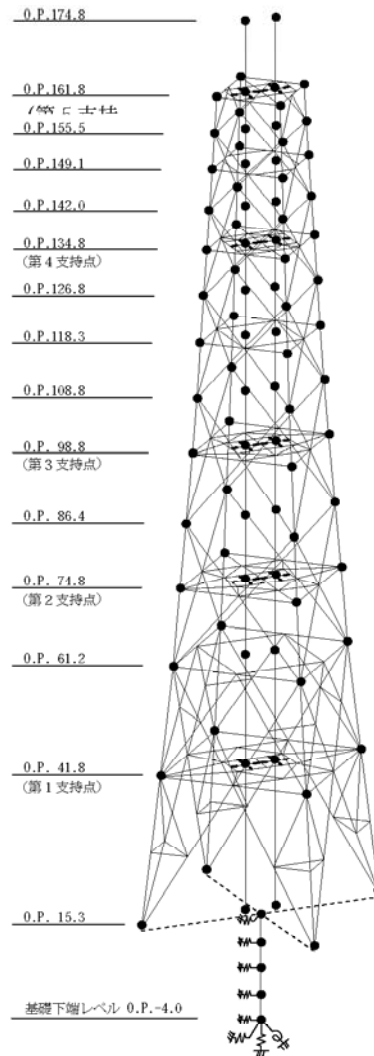
構造		改良後
設計地震動		基準地震動 $S_s$
発生応力度/許容応力度 の範囲	筒身部	0.20~0.53
	鉄塔部	0.10~0.76

なお、改良後の地震応答解析モデルについては、改良前構造の工事計画認可申請時のモデルと比較して、より精緻に応答を算定することができる三次元モデルを採用している。

(図-1, 図-2参照)



図一 1：地震応答解析モデル  
 (改良前：女川原子力発電所3号機建設時の工事計画認可申請時の解析モデル)



図一 2：地震応答解析モデル  
 (改良後：女川原子力発電所2, 3号機の耐震裕度向上工事に伴う工事計画認可申請時および基準地震動  $S_s$  の解析モデル)

【第4回－No. 18】

地震動評価に当たっての不確定な部分の扱いについて説明すること。

(回答の概要)

①基準地震動  $S_s$  の策定にあたっては、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を選定している。さらに、不確かさ（具体的には、破壊開始点、地震発生層、断層傾斜角、アスペリティ位置及び応力降下量の不確かさ）を考慮した震源モデルを複数想定している。基準地震動  $S_s - D$  は、これらの地震の応答スペクトルに基づく地震動評価を上回るように設定している。

②改訂された指針では、策定された地震動を上回る強さの地震動が生起し施設が影響を受けるリスク（残余のリスク）の可能性は否定できないという立場を取っており、設計にあたっては、残余のリスクを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきであるとされている。

国では、将来の確率論的安全評価の安全規制への本格的導入の検討のため、残余のリスクの定量的な評価を求めており、女川においても定量的な評価を行い国に報告している。

(回答)

1. 基準地震動の策定においては、調査結果や関連する知見に基づき敷地に大きな影響を与えると予測される地震（検討用地震）を選定し、震源モデルを設定している。さらに、震源モデルの不確かさとして、「調査からは特定が困難な事項」、「調査・知見の不確実性」、「基本となる震源モデルと異なる知見の反映」及び「地域性が考慮されている震源モデルに対して、念のため考慮した不確かさ」を考慮している。具体的には、破壊開始点、地震発生層、断層傾斜角、アスペリティ位置及び応力降下量の不確かさを考慮している。

検討用地震の地震動評価は、震源モデルの不確かさを考慮した震源モデルについても行っている。基準地震動  $S_s - D$  は、これら震源モデルの応答スペクトルに基づく地震動評価を上回るように作成しており、加えて断層モデルによる評価も行なっている。基準地震動  $S_s - D$  と検討用地震の地震動評価の応答スペクトルを第1図に示す。

2. 原子力安全委員会の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」では、策定された地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できず、耐震設計用の地震動の策定において、「残余のリスク」\*1が存在することを十分認識し、施設的设计に当たっては、この残余のリスクを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきであるとされている。

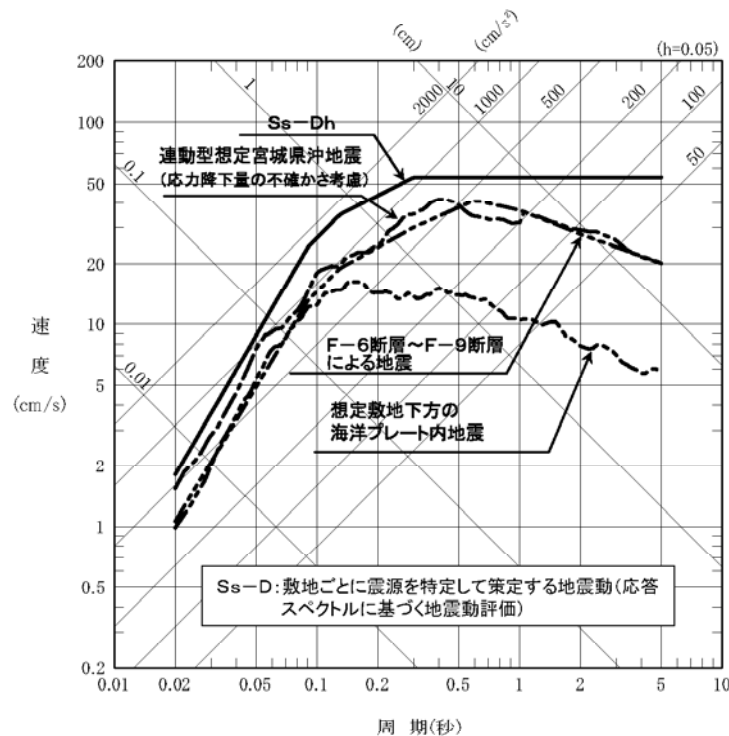
また、指針改訂にあたっては、残余のリスクの評価方法として確率論的手法の導入について検討されたが、確率論的手法を導入することについては、今後の検討に

委ねるべき事項があることから、参考扱いとなっている。

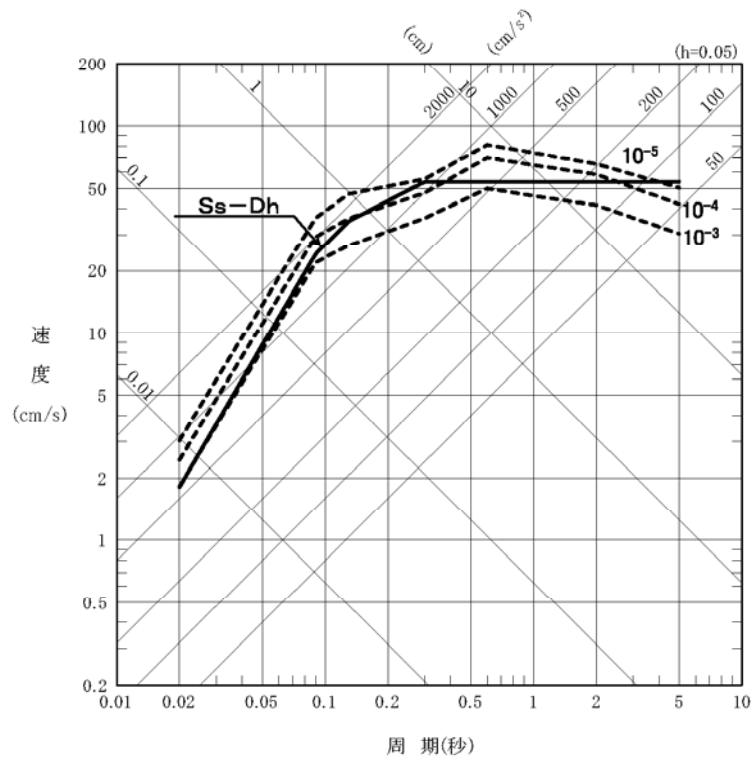
耐震バックチェックにおいては、原子力安全・保安院から、耐震安全性評価とは別に、将来の安全規制への本格的導入の検討に活用する観点から、残余のリスクの定量的な評価の実施を求められている。このため、女川についても、地震ハザード<sup>※2</sup>評価を踏まえた確率論的安全評価（地震P S A<sup>※3</sup>）を実施し、国に報告することとしている。

なお、女川原子力発電所の地震ハザード評価については既に報告済みであり、その結果を第2図に示す。

- ※1 残余のリスク：策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすこととのリスク
- ※2 地震ハザード：評価地点におけるある地震動強さとその強さを超過する頻度又は確率との関係を示すもの。
- ※3 地震P S A：地震に対するプラントの安全性を評価すること。プラントが安全であるとは、プラントを構成する各種システムの機能喪失によって人的被害を及ぼす恐れがない状態を指し、あるシステムの安全性を調べるには、そのシステムによる被害発生の可能性の程度を明らかにする必要がある。可能性の程度の理解のためには、評価対象システムの機能喪失によって被害をもたらすに至る事象の組合せ（事故シーケンス）とその発生頻度を評価することや、各事故シーケンスにおける被害の大きさを体系的に評価することが有効である。最終的に評価する内容は、システムの機能喪失に伴う被害の大きさとその発生確率の関係（リスク）である。



第1図 基準地震動 S s - D と検討用地震の地震動評価の応答スペクトル  
〔水平方向〕



第2図 基準地震動  $S_s - D_h$  と敷地における地震ハザードの評価結果  
〔一様ハザードスペクトル (算術平均), 水平方向〕

【第4回－No. 19】

表「運転時の異常な過渡変化の解析結果」の原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きの、燃料エンタルピー最大値は、単位に誤りがあるので修正すること。

(回答)

第4回資料2の【第2回－No. 1】について以下のとおり修正する。

＜参考＞運転時の異常な過渡変化の解析結果 (1/6)

評価項目	解析結果			
	女川3号		島根2号	浜岡4号
	1/3MOX炉心※1	9×9炉心※2 高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心※1	1/3MOX炉心※1
原子炉 起動時 における制 御棒の異 常な引 き抜き	最小限界出力比 の最小値	—	—	—
	局所の表面熱流束 の最大値	—	—	—
	燃料エンタルピー の最大値	約 92kJ/kg	約 96 kJ/kg	約 88kJ/kg
	原子炉冷却材圧力 パウングダリにかか る圧力の最大値※3	約 7.36MPa [gauge]	(約 7.06MPa [gauge])	約 7.51MPa [gauge]
出力運 転中の 制御棒 の異常 な引き 抜き	最小限界出力比 の最小値	1.13	1.10	1.17
	局所の表面熱流束 の最大値	約 121%	約 121%	約 121%
	燃料エンタルピー の最大値	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 パウングダリにかか る圧力の最大値	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない

参 考

※1：9×9 (A型) +MOX炉心  
 ※2：9×9 (A型) 炉心  
 ※3：( ) は原子炉圧力

**【実地調査－No. 4】**

安全管理の改善に関して、トラブルに起因するものだけでなく、自主的に改善している取り組みも示すこと。

(回答)

当社は、従前より、最新の知見や他社の良好事例などを踏まえ、自主的な安全管理活動の改善に努めている。以下に一例を示す。

①炉心管理業務の自営化

プラントメーカーに委託していた炉心管理業務（燃料配置の設計・評価等）について、自社技術の向上を目的として、当社社員を関連会社に継続的に出向させ、平成10年8月から段階的に当社関連会社に移管し、当社と一体となって実施している。現在では、サイクル当初の炉心設計やその後の運転中の炉心管理を含め、全て当該関連会社で実施している。

②災害時の対応強化

中越沖地震以前より、発電所内への当番者の宿直常駐、専用回線を含む多様な連絡手段の確保、寮への通報連絡設備の整備などを行い、通報連絡体制を強化してきている。

火災に対しては、地元消防への専用回線を緊急時対策室と中央制御室に設置するとともに火災通報連絡システムを整備し地元消防を含めた社外関係機関への通報の迅速化と的確な情報提供を行うようにしている。また、発電所運開当初より化学消防車を配備するなど消防設備の整備も実施してきている。

③被ばく低減対策

女川1号機当初より、設計・建設・運転の各段階において、「クリーンプラント活動」を展開し、機器の材質選定、浄化装置の設計、建設時の環境管理、運転時の水質管理、定検時の作業管理などにおいて、きめ細かい被ばく対策を実施している。これにより、世界トップレベルの被ばくの低い発電所となっている。

④トラブル発生予防対策

不適合管理の一環として、原子力情報公開ライブラリー（NUCIA）等から、他社トラブルの情報、原因・対策等の知見を入手し、情報を分析した上で、必要なものは、水平展開を実施することにより、トラブル発生の予防に努めている。

以 上



## 論点15 安全管理体制

### 論点15-2 安全管理等への取り組み

○ 記載の充実化のため、以下の文章（点線範囲）を追加

#### ○ 東北電力株式会社の講じる対策または見解

当社は、安全管理のための取り組みとして、主に「社長をトップとするトップマネジメントの強化」、「不適合管理システムの充実によるトラブルの再発防止」、「ヒューマンエラー防止への取り組み」により、トラブルの発生防止に努めている。

以下、検討課題に沿って具体的活動の内容を説明する。

#### ② について

- ・ 当社の原子力発電所は、社長をトップとする安全管理体制のもとで、実施部門の管理責任者として火力原子力本部長、内部監査部門の管理責任者として原子力考査室長をおいて運営されており、安全管理上重要な事項は「原子力安全推進会議」に付議し、社長他経営層の幅広い意見を踏まえて決定している。（図-15-2-1）
- ・ 原子力安全に関する品質方針を社長が定め、その中で「安全最優先の徹底」というトップの強い意思を明確化している。
- ・ 組織の隅々まで安全文化を浸透・定着させるために経営層と発電所所員・協力会社社員との対話活動を実施している。
- ・ 最新の知見や他社の良好事例などを踏まえ、炉心管理業務、被ばく低減対策、災害時対応など、自主的な安全管理活動の改善に努めてきている。
- ・ 安全確保のためには技術力の維持・向上が必要であり、技術研修として、他社への派遣による定検作業等の研修、OBの活用による保修担当課員への技術指導等を実施している。

○記載の充実化のため以下の説明を追加

【新規追加】

## 2-6 自主的な安全管理活動の改善例

- 従前より、最新の知見や他社の良好事例などを踏まえ、自主的な安全管理活動の改善に努めてきている。

### 自主的な安全管理活動の改善例

項目	内容
炉心管理業務(燃料配置の設計・評価等)の自営化	自社技術の向上を目的として、当社社員を関連会社に継続的に出向させ、 <b>プラントメーカーから業務を移管し当社と一体となって実施。</b>
災害時の対応強化	<b>中越沖地震前より以下の災害時対応強化策を実施</b> している。 ・当番者の宿直常駐、専用回線を含む多様な連絡手段の確保などの通報連絡体制の強化 ・緊急時対策室と中央制御室に地元消防への専用回線を設置 ・発電所運開当初からの化学消防車の配備、火災通報連絡システムの整備
被ばく低減	「クリーンプラント活動」を展開し、設計、建設時の環境管理、運転時の水質管理、定検時の作業管理などにおいて、きめ細かい被ばく対策を実施し、 <b>世界トップレベルの被ばくの低い発電所を実現。</b>
トラブル発生予防	原子力情報公開ライブラリー(NUCIA)等から、他社トラブルの情報、原因・対策等の知見を入手し、 <b>情報を分析し水平展開を実施することにより、トラブル発生の予防に努力。</b>

【実地調査－No. 5】

消防体制強化策の詳細を一覧で示すこと。これらの対策について、国や地元消防の評価はどうなっているのか。

(回答)

1. 消防体制強化策の詳細について

当社は、中越沖地震を踏まえ、消防体制の強化のためのアクションプランを作成し計画的に整備を進めてきており、その結果については、以下のとおり。

女川原子力発電所における消防体制・設備の強化内容一覧

項目	内容
<b>(1) 初期消火体制の充実</b>	
① 初期消火要員について常駐を基本とした10名程度確保	初期消火要員10名の常駐体制を以下のとおり整備した。 通報連絡責任者1名:社員 現場指揮者1名:社員 情報提供担当1名:社員 消火(消防車操作含む)担当7名:社員、委託警備員
② 初期消火体制の中核リーダーの育成	従前より、初期消火体制において、管理職である現場指揮者の指示のもと消火活動を実施しており、年間計画に基づき消火訓練等を実施している。 初期消火体制の中核リーダーである現場指揮者を対象とした教育について、平成20年度より新たに計画し実施している。
<b>(2) 消火設備の信頼性の向上のための総合的対策</b>	
① 消火設備の耐震性の確保	
屋外消火配管(地下埋設)及び消火用水タンクの耐震性の確認	埋設消火配管継手部について高圧ガス導管耐震設計指針に基づく耐震性評価を行い、満足していることを確認した。 消防法上の水源(ろ過水タンク、消火水槽)について、特定屋外貯蔵タンクの基準の評価方法等により評価を行い、満足していることを確認した。
屋外消火配管の建物接続部の機械式継手の廃止(地上化、トレンチ化、溶接化、フレキシブル化)	消火配管の建屋接続部及び建屋接続部以外の屋外消火配管継手部について確認し、建屋接続部の一部にフランジ接続のものがあつたが、トレンチ内設置であることを確認した。 なお、建屋接続部以外の屋外消火配管継手部の一部(変圧器消火設備の配管)にフランジ接続のものがあつたが、架空配管であることを確認している。
消火用水タンクの補強	消防法上の水源(ろ過水タンク、消火水槽)について、特定屋外貯蔵タンクの基準の評価方法等により評価を実施し、問題ないことを確認した。 なお、念のため、女川1、2号用ろ過水タンクについては、更なる耐震性向上のため、液位の変更(運用方法等)を実施し運用している。
② 消火設備の多様化・多重化	
化学消防車、水槽付き消防自動車の配備	従前の化学消防車を水槽付き消防自動車に改造し、化学消防車を1台を追加配備した。
泡消火薬剤の備蓄	従前より、泡消火薬剤を500リットル確保(化学消防車積載分)している。 1,000リットル積載可能な泡原液搬送車を追加配備し、化学消防車積載分とあわせ1,500リットルの泡消火薬剤を確保した。
大型消火器の配備	可搬型大型消火器を9台増設した。
代替水源の確保(防火水槽、自然水利等)	従来より防火水槽を8箇所設置。さらに7箇所追加設置した。
建屋内給水口の設置	新たに建物内への給水口を平成21年5月に設置した。
地震時の現場アクセス確保	アクセスルートの多重化について検証し、ルートが多重化できない部分については土嚢を配備した。
<b>(3) 消火関連設備の信頼性向上</b>	
① 公設消防との専用回線を耐震性のある中央制御室に確保	従前より、緊急対策室より消防署への専用回線を有しており、消防署への通報が可能となっているとともに、バックアップ機能として中央制御室から直接消防署への通報可能な専用回線を設置している。
② 緊急時対策室の耐震性確保	
緊急時対策室の補強、新築	3号機中央制御室に緊急時対策室のバックアップ用に緊急時通報連絡室を設置。防災拠点施設並みの耐震性に配慮し、耐震補強工事を実施中。なお、今後、免震構造を有する新事務本館を新設する予定である。
緊急時対策室の扉の耐震性確保	緊急対策室人口扉開放用の常設工具を配備した。

## 2. 国や地元消防の評価について

中越沖地震を踏まえた消防体制の強化については、原子力安全・保安院が設置した中越沖地震にかかる調査・対策委員会などの各種会議体にアクションプランを報告するとともに、原子力防災小委員会火災防護WGに対策の実施状況について報告するなどにより、国や専門家の確認を頂いている。

これら対策実施にあたっては、適宜、地元消防に検討状況を報告し指導をいただきながら進めており、防火水槽の設置場所や構内アクセスルート確保ための土嚢利用などについてご助言を頂いている。

また、定期的に地元消防と連携した消防訓練を実施し、講評を頂いており、設備面のみならず、運用面での改善も図っている。平成21年2月に実施した訓練においては、各種通報連絡、自衛消防隊の活動、広域消防の現場誘導などの諸活動について概ね良好を評価頂くとともに、発電所側で実施した救急車の養生をより迅速化するための習熟訓練をお願いするなどのご要望を頂いている。

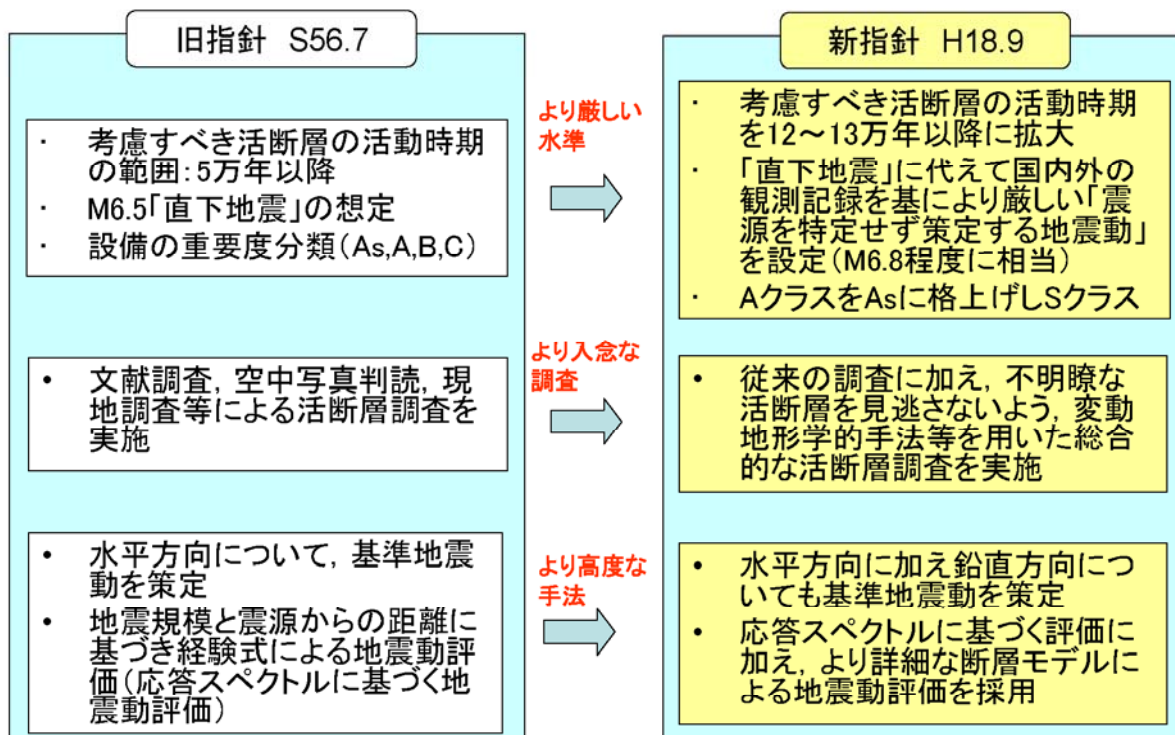
以 上

【補足－N o . 1】

新耐震設計審査指針（基準地震動の改訂，地震動の種別）の内容について

（説明の概要）

- ①施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動を策定し，これによる地震力に対して，安全機能が損なわれることがないことを目的としている点は，新指針と旧指針の基本方針は変わらない。
- ②旧指針からの主な改訂点は以下のとおり。



- ③従来の基準地震動 S 1（設計用最強地震による地震動）および S 2（設計用限界地震による地震動）を基準地震動 S s に一本化。（弾性設計用として基準地震動 S d を設定）

なお，静的地震力（3 C i）については，従来と同様に考慮している。

（説明）

詳細は，次頁以降に添付した原子力安全委員会のパンフレットに示す。

# 耐震設計審査指針の改訂

～最新の知見を反映し、原子力施設の耐震安全性の一層の向上へ～

本パンフレットは、今回改訂した耐震設計審査指針の主な改訂内容について分かりやすさを重視して作成したものです。正確な情報については、原子力安全委員会ホームページ (<http://www.nsc.go.jp/taishinkojo/index.htm>) の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等をご確認ください。



**NSC**

原子力安全委員会



## はじめに

我が国は世界でも有数の地震多発国であり、原子力施設の設置に当たっては厳しい耐震安全性が要求されています。

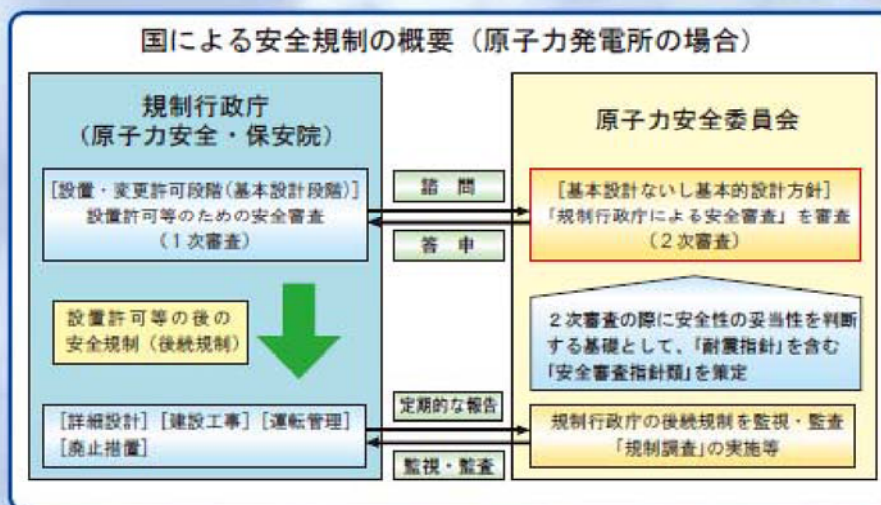
発電用原子炉施設の耐震設計においては、極めてまれな大地震に遭遇しても、「原子炉を止める」「原子炉を冷やす」「放射性物質を閉じこめる」という原子炉の安全を守るための重要な安全機能が維持され、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくを与えないようにすることが極めて重要です。

原子力安全委員会<sup>1</sup>は、規制行政庁<sup>2</sup>が原子炉等規制法<sup>3</sup>等に基づいて実施した原子力施設の安全審査（一次審査）の結果について、独自の視点から科学技術的知見を踏まえた審査（二次審査）を行います。この二次審査の合理性、客観性、透明性を高めるために、安全審査を行う上での視点、考え方を示しているのが「安全審査指針」です。

今般、当委員会は、最新の地震学及び地震工学に関する科学技術的知見並びに耐震設計技術の改良・進歩を反映させ、発電用原子炉施設の耐震安全性に対する信頼性を一層向上させることを目的に、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の指針類を改訂しました。

以降、従来の耐震設計審査指針を「旧耐震指針」、今般平成18年9月に改訂された指針を「新耐震指針」ということにします。

以下に、新耐震指針の主な改訂内容のポイントを概説します。



<sup>1</sup> 原子力安全委員会は、原子力安全行政の「かなめ」として他の行政庁から独立した機関として内閣府に設置された委員会です。委員会には審査会や専門部会等の下部組織があり、原子力の安全確保のため、専門的な立場から調査・検討を行っています。また、原子力安全委員会が必要と認めるときは、内閣総理大臣を通じて、関係省庁に勧告することができるなど、通常の諮問機関に比べて極めて強い権限を持っています。

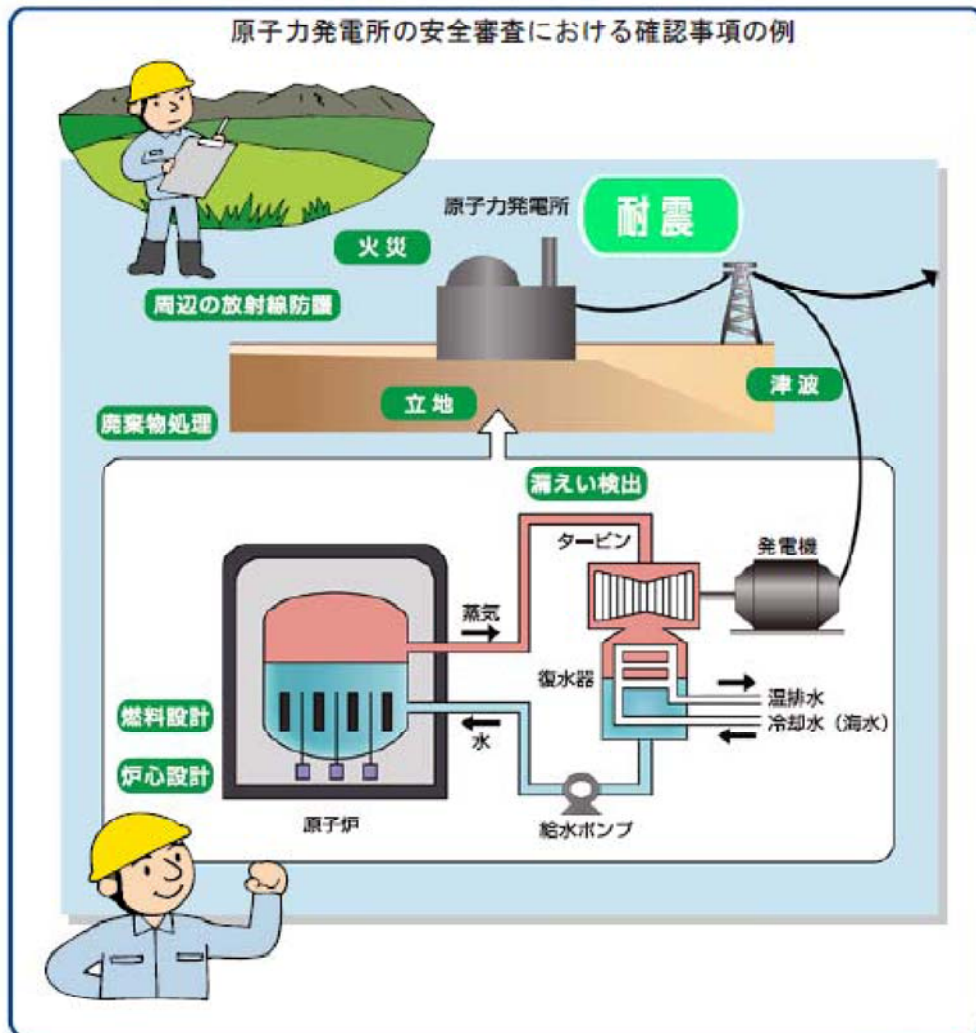
<sup>2</sup> ここでいう規制行政庁とは、発電炉等は経済産業省、研究炉等は文部科学省になります。

<sup>3</sup> 正式名称は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」といいます。

## 1. 安全確保の基本的な考え方

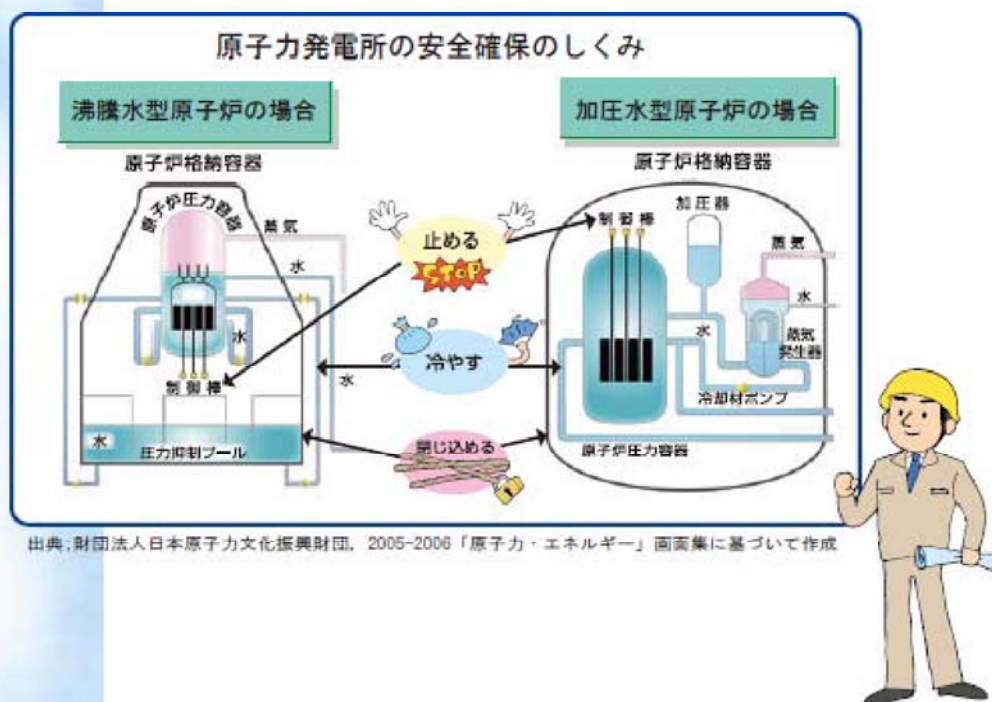
原子炉施設等の安全確保の基本的な考え方は、「異常の発生防止」、「異常の拡大及び事故への進展の防止」、「周辺への放射性物質の異常放出防止」といった多重防護の考え方に立った事故防止対策などを図ることにより、「原子炉を止める」「原子炉を冷やす」「放射性物質を閉じこめる」という原子炉の安全を守るための重要な安全機能が維持され、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくを与えないことにあります。

そのため、原子炉施設等の設置許可などに係る安全審査において、原子力安全委員会は安全審査指針類に従って、立地条件、地震、火災等に対する考慮など施設全般のことから、炉心設計、燃料設計等の施設・設備の設計まで、それらの基本設計が安全確保のための条件を満たしているのかを確認しています。





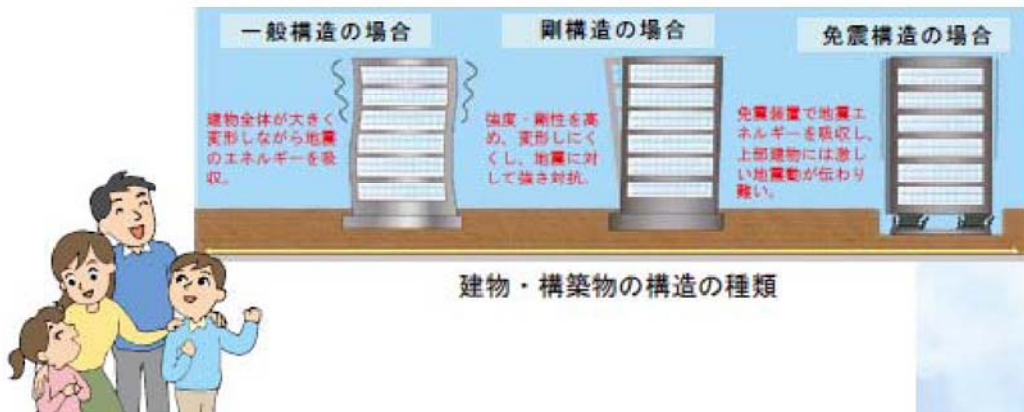
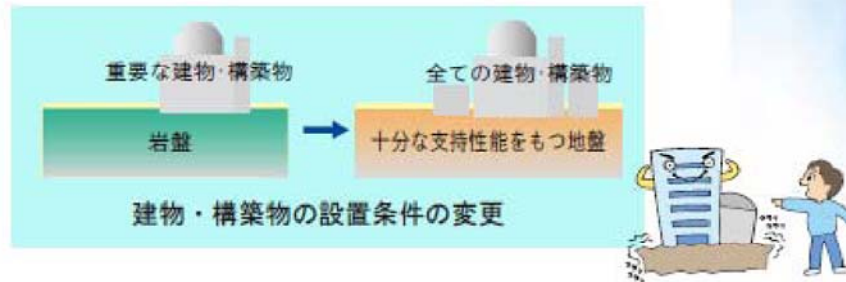
原子力発電所は、極めてまれな大地震などが発生した場合でも、原子炉の安全を守るための重要な安全機能である「原子炉を止める」、「原子炉を冷やす」、「放射性物質を閉じ込める」が損なわれることがないように、設計され、建設されています。



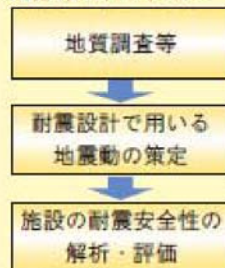
## 2. 耐震指針の主な改訂内容

- ① 新耐震指針においては、耐震設計の基本方針として、耐震設計上重要な施設は、極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動を策定し、これによる地震力に対して、その安全機能が損なわれることがないように設計することにより、地震によって周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくを与えないようにすることを基本としています。この点は、旧耐震指針の基本方針と同じです。

- ② 旧耐震指針では、重要な建物・構築物のみ「岩盤上」に設置することとしていましたが、新耐震指針では、全ての建物・構築物について「設計荷重に応じた十分な支持性能を持つ地盤」に設置することを要請しています。
- また、建物・構築物の構造として、剛構造のみならず免振構造も採用可能になります。



<耐震設計の手順>



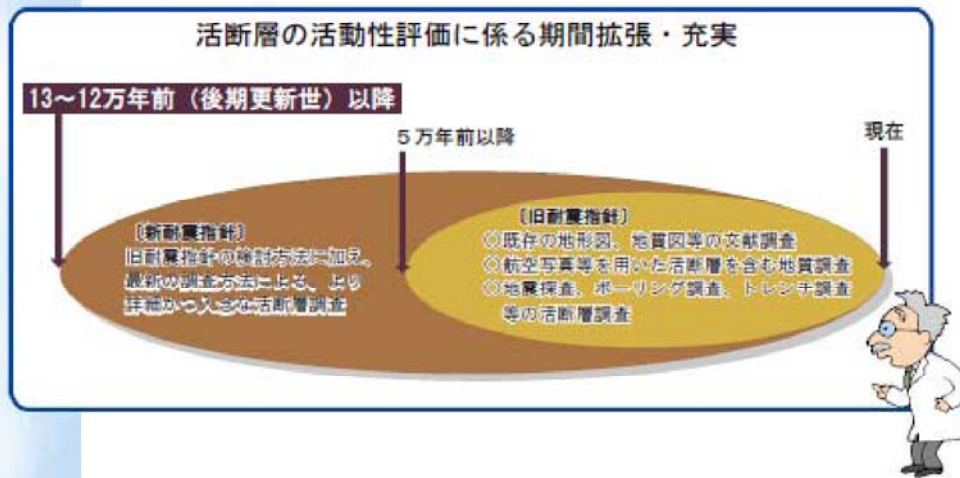
<耐震指針改訂の主なポイント>

- (1) 地質調査等の高度化
- (2) 基準地震動の策定方法の高度化
- (3) 耐震安全に係る重要度分類の見直し
- (4) 確率論的安全評価手法活用に向けた取組み



## (1) 地質調査等の高度化

- ① 活断層の活動性評価に万全を期すためにその評価期間について、旧耐震指針では5万年前以降としていたものを、後期更新世(13~12万年前)以降の活動が否定できないものに拡張
- ② 変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査手法を総合した、より詳細かつ入念な活断層調査を実施

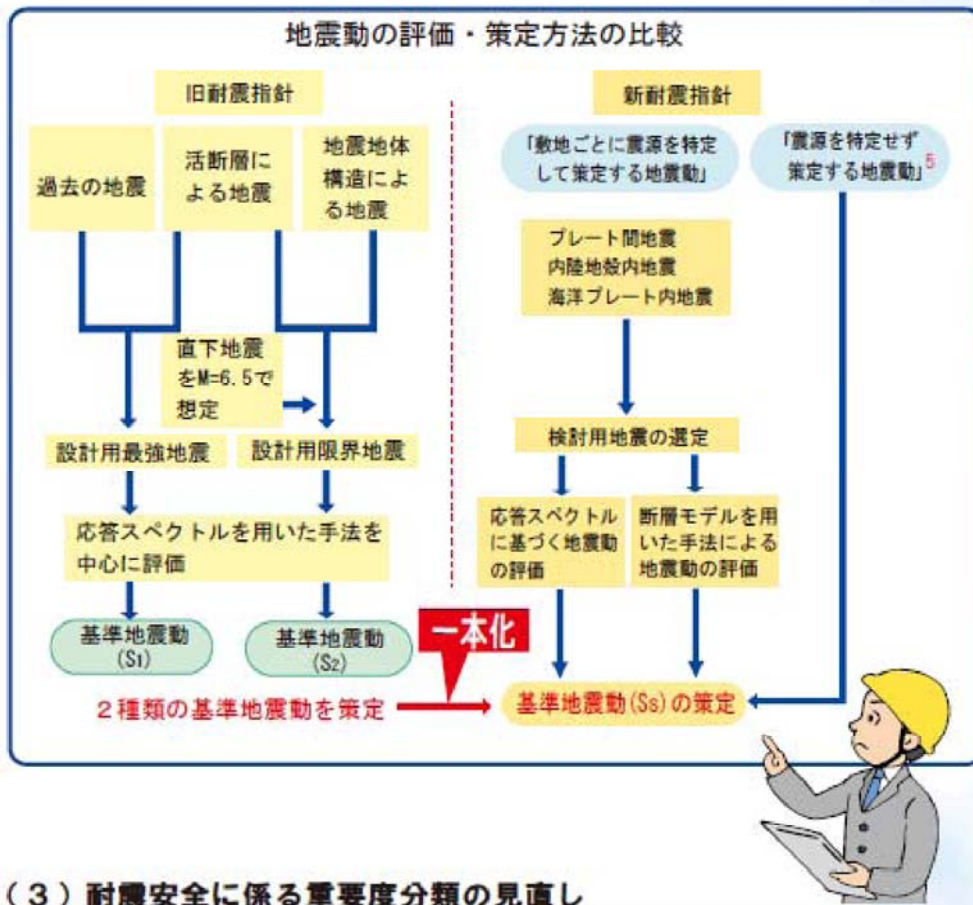


## (2) 基準地震動の策定方法の高度化

- ① 従来の経験式に基づく応答スペクトルを用いた評価手法に加え、最新のシミュレーション評価手法である「断層モデル<sup>4</sup>」による解析手法を全面的に取り入れ、両者の長所を活かす。(敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価の高度化)
- ② マグニチュード6.5の直下地震を想定していたが、震源と活断層を関連付けることが困難な内陸地殻内の地震については、その観測記録などから応答スペクトルを設定することにより、より厳しい地震動を策定。(震源を特定せず策定する地震動の評価の高度化)
- ③ 鉛直(上下)方向の地震動の評価について、一律水平方向の2分の1としていたが、個別の動的地震動として評価。(鉛直方向地震動の個別評価)

<sup>4</sup> 断層モデルによる地震動評価とは、活断層調査を実施することにより、震源断層面を設定し、ある一点の破壊開始点から、これが次第に破壊し、揺れが伝わっていく様子を解析することにより地震動を計算する評価手法です。これにより、ある評価地点における地震の揺れを表す時刻歴波形や応答スペクトルなどを求めることができます。





### (3) 耐震安全に係る重要度分類の見直し

耐震安全設計上最も重要な施設の範囲を、これまでの原子炉格納容器等（旧Asクラス）に加え、非常用炉心冷却系（旧Aクラス）にまで拡張し、一本化



5 震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらに基づき敷地の地盤物性を加味した応答スペクトルを設定し、これに地震動の継続時間、振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮して基準地震動Ssを策定

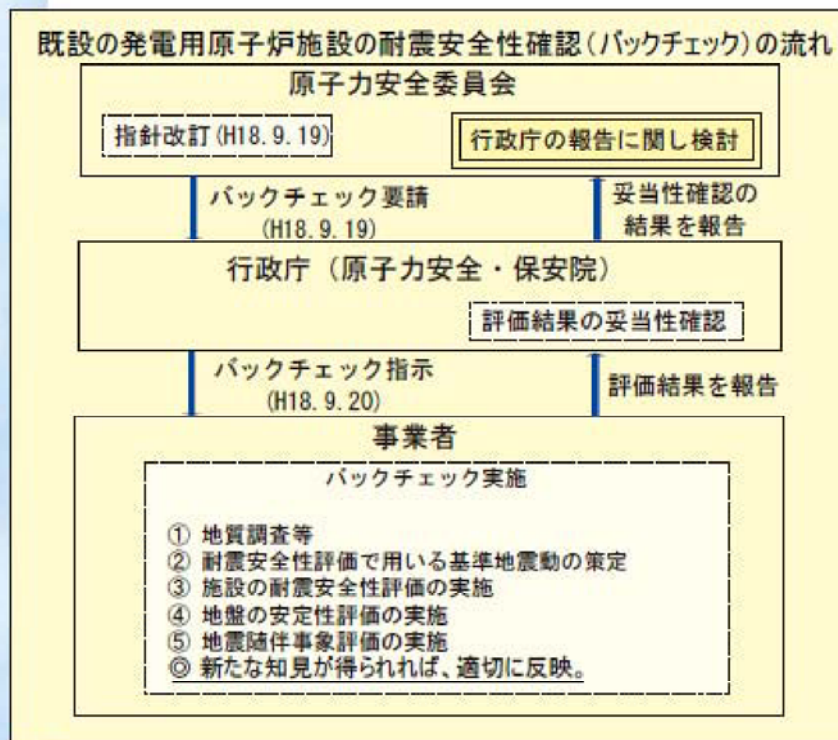
## (4) 確率論的安全評価手法活用に向けた取組み

想定した基準地震動を上回る地震動の影響により、施設が損傷し放射性物質の拡散や周辺公衆の被ばくをもたらすリスク（残余のリスク<sup>6</sup>）の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきとするとともに、基準地震動に対する超過確率を安全審査において参照することを求めるなど、確率論的安全評価手法の導入に向けた取組みを進めます。

## 3. 既設の発電用原子炉施設等の耐震安全性確認（バックチェック）の概要

原子力安全委員会は、新耐震指針の決定と同時に、行政庁に対し、既設の発電用原子炉施設等について、新耐震指針を踏まえた耐震安全性を確認するよう要請しました。

平成19年度末には、事業者から行政庁に対し、バックチェックの中間報告がなされる予定です。



原子力安全委員会  
〒100-8970 東京都千代田区霞ヶ関3-1-1  
中央合同庁舎4号館  
TEL：03-3581-9985  
FAX：03-3581-9836  
ホームページ：<http://www.nsc.go.jp>

<sup>6</sup> 新耐震指針では、「想定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放出される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる危害を及ぼすこととのリスク」と定義されています。

## 【補足－N o . 2】

上下動に対する地震力の考え方について(旧指針と新指針との違い)

(説明)

### 1. 新旧指針での鉛直地震力の考え方の整理 (第 1 表参照)

旧指針では、以下の鉛直地震力を考慮していた。

#### ①設計用最強地震 $S_1$ 及び設計限界地震 $S_2$ との組合せ

基準地震動の最大加速度振幅の 1/2 の値を鉛直震度として算定。水平地震力と同時に不利な方向の組合せで作用させる (鉛直震度は高さ方向に一定)。

#### ②静的地震力

震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度を算定。水平地震力と同時に不利な方向の組合せで作用させる (鉛直震度は高さ方向に一定)。

これに対し新指針では、以下の鉛直地震力を考慮することが求められている。

#### ③動的地震力

鉛直方向の基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震力  $S_d$  による地震力とし、水平方向と二乗和平方根法 (SRSS) や時刻歴上での逐次重ね合わせなどにより組み合わせる。

#### ④静的地震力

旧指針と同様に、震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度を算定。水平地震力と同時に不利な方向の組合せで作用させる (鉛直震度は高さ方向に一定)。

### 2. 女川 3 号機における動的鉛直地震力に対する耐震安全性評価

#### ①建屋・構築物

原子炉建屋の屋根トラスについて、水平地震力と組合せた評価を行い、耐震安全上問題ないことを確認している。なお、水平地震力と鉛直地震力の組合せは、組合せ係数法により構造物に不利な方向に組合せている。

#### ②機器・配管系

重要な機能を有する主要な設備について、水平地震力と組合せた評価を行い、耐震安全上問題ないことを確認している。なお、水平地震力と鉛直地震力の組合せは、絶対和法、または二乗和平方根法 (SRSS) を用いている。

第1表 旧指針と新指針における地震力の比較

		旧指針		新指針	
重要度分類		As クラス	A クラス	S クラス	
許容限界		終局耐力に対して 妥当な安全余裕を有すること	建築基準法に基づき 短期許容応力度	終局耐力に対して 妥当な安全余裕を有すること	建築基準法に基づき 短期許容応力度
地震力	水平	$S_2$	$\text{Max}(S_1, 3.0C_i)$	$S_s$ 水平と鉛直を適切に組み合わせ	$\text{Max}(S_d, 3.0C_i)$
	鉛直	$0.5S_2$ の静的震度 不利な方向になるよう 水平と組み合わせ	$\text{Max}(0.5S_1$ の静的震度、 $C_v)$ 不利な方向になるよう 水平と組み合わせ		$\text{Max}(S_d, C_v)$ 水平と鉛直を適切に組み合わせ

$S_s$  : 基準地震動  $S_s$  に基づく地震力

$S_d$  : 弾性設計用地震動  $S_d$  に基づく地震力 ( $S_d = \alpha \times S_s$  ( $\alpha \geq 0.5$ ))

$S_2$  : 基準地震動  $S_2$  に基づく地震力

$S_1$  : 基準地震動  $S_1$  に基づく地震力

$C_i$  : 標準層せん断力係数を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる静的地震力（水平方向）

$C_v$  : 震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる静的地震力（鉛直方向）

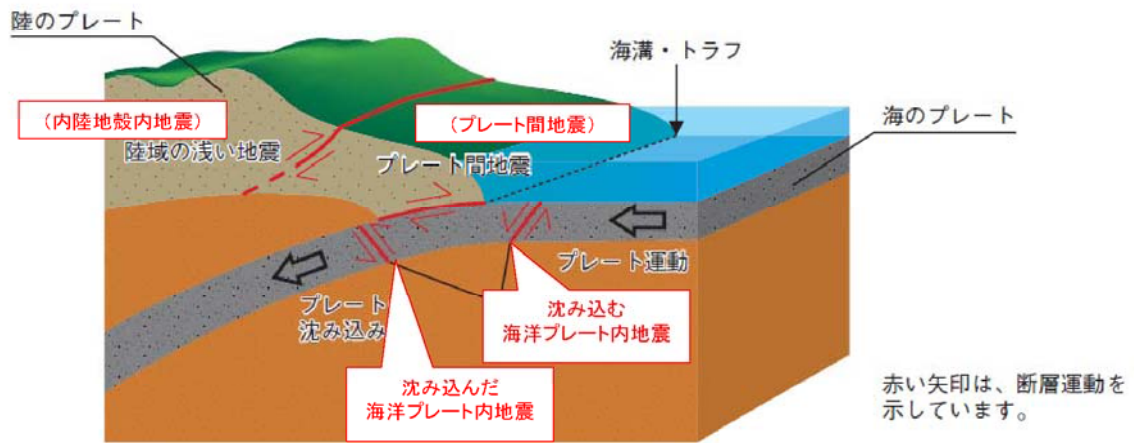
【補足－No. 3】

基準地震動  $S_s$  の策定にあたって考慮している地震及び設定したアスペリティの応力降下量について(今後数十年以内に発生が予想されている宮城県沖地震を踏まえた評価)

(説明の概要)

- ①基準地震動  $S_s$  の策定にあたっては、プレート間地震、海洋プレート内地震及び内陸地殻内地震のそれぞれについて、敷地に対して大きな影響を与えると予想される地震(検討用地震)を選定している。  
プレート間地震の検討用地震・・・連動型想定宮城県沖地震  
海洋プレート内地震の検討用地震・・・2003年宮城県沖の地震  
内陸地殻内地震の検討用地震・・・F-6断層～F-9断層による地震
- ②このうちプレート間地震については、1978年宮城県沖地震のような宮城県沖の陸側の震源域が活動するタイプの地震が宮城県に大きな被害を与えていることから、これらの地震の震源域と、さらに日本海溝寄りの震源域が連動した「連動型想定宮城県沖地震」を検討用地震として選定している。連動型想定宮城県沖地震の震源モデルは、宮城県沖地震の地域特性が考慮された壇ほか(2005)のモデルを採用している。壇ほか(2005)は、今後数十年以内に発生が予測されている宮城県沖地震に関する地震調査研究推進本部の評価を踏まえたものである。
- ③海洋プレート内地震については、東北地方で発生した最大規模の沈み込んだ海洋プレート内地震である2003年宮城県沖の地震を検討用地震として選定し、さらに同地震を敷地下方に想定している。
- ④内陸地殻内地震については、活断層に想定する地震のうち敷地に最も影響を与える「F-6断層～F-9断層による地震」を検討用地震として選定している。
- ⑤検討用地震の地震動評価にあたっては、それぞれの震源特性等を考慮した検討を行っている。基準地震動  $S_s-D$  (580ガル) は、これら地震の応答スペクトルに基づく地震動評価を上回るよう設定している。





地震発生様式の模式図(文部科学省パンフレットより抜粋, 一部加筆)

(説明)

## 1. プレート間地震の検討用地震 (連動型想定宮城県沖地震)

これまで宮城県に大きな被害を与えたプレート間地震として、1978年宮城県沖地震に代表される宮城県沖地震が知られている。このタイプの地震は、宮城県沖の陸側の震源域が活動した地震であり、検討用地震としては、陸側と日本海溝よりの震源域が連動して活動する「連動型想定宮城県沖地震」を選定している。

地震調査研究推進本部では、今後数十年以内に発生すると予測されている宮城県沖地震の震源モデルを提案しており、連動型想定宮城県沖地震の震源モデルとして採用している壇ほか(2005)は、地震調査研究推進本部(2002)<sup>(4)</sup>を踏まえたものとなっている。地震調査研究推進本部および壇ほかの震源モデルは、1978年宮城県沖地震の観測記録に基づくもので、宮城県沖の地域性が考慮されたモデルである。

応答スペクトルに基づく地震動評価および断層モデル手法を用いた地震動評価は、連動型想定宮城県沖地震の震源域で発生した2005年宮城県沖の地震の敷地の観測記録との適合を確認した手法を用いて実施している。

したがって、連動型想定宮城県沖地震の地震動は、震源の地域的特徴、伝播経路及びサイト特性を考慮したものとなっている。

## 2. 海洋プレート内地震の検討用地震 (2003年宮城県沖の地震)

海洋プレート内地震は、日本海溝付近で発生する「沈み込む海洋プレート内地震」および日本海溝から陸側プレートの下に沈みこんだ海洋プレート内で発生する「沈み込んだ海洋プレート内地震」に分けられる。

### (1) 沈み込む海洋プレート内地震

東北地方で発生した「沈み込む海洋プレート内地震」の大地震としては、日本海溝付近で発生した1933年三陸沖の地震が知られているが、地震による被害は少なかった。

### (2) 沈み込んだ海洋プレート内地震

東北地方で発生した「沈み込んだ海洋プレート内地震」のうち、規模が最大のものとしては、2003年宮城県沖の地震(M7.1)がある。この地震では、震度5強～6弱の揺れを各地にもたらした。

以上のことから、敷地に影響を与える海洋プレート内地震は、「沈み込んだ海洋プレート内地震」と考えられる。東北地方で発生した「沈み込んだ海洋プレート内地震」の最大規模は2003年宮城県沖の地震であること、この地震の領域は同地震発生以前から地震活動が活発な特異な領域であり、女川周辺ではこのような場所は2003年宮城県沖の地震以外には見られないことから、同地震を検討用地震として選定している。さらに、不確かさを考慮して、2003年宮城県沖の地震に関する浅野ほか(2004)の震源モデルを敷地下方に想定している。

応答スペクトルに基づく地震動評価および断層モデル手法を用いた地震動評価は、2003年宮城県沖の地震の敷地における観測記録との適合を確認した手法を用いて実施している。

したがって、海洋プレート内地震の地震動評価は、震源の特徴、伝播経路及びサイト特性を考慮したものとなっている。

### 3. 内陸地殻内地震の検討用地震（F-6断層～F-9断層による地震）

内陸地殻内地震の検討用地震としては、活断層に想定する地震のうち、敷地に最も影響を与えると予測される「F-6断層～F-9断層による地震」を選定している。震源モデルは強震動予測レシピに基づき設定している。なお、敷地が位置する北上山地においては新潟県中越沖地震のように震源特性が大きくなるとの知見は得られていない。

応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における評価が可能な手法を用いている。また、断層モデル手法を用いた地震動評価は、プレート間地震等と同じ手法を用いて実施している。

検討用地震のアスペリティの応力降下量を表1に、震源モデルを図1～図3に示す。

### 4. 基準地震動 $S_s$

基準地震動  $S_s - D$  は、これら地震の応答スペクトルに基づく地震動評価を上回るよう設定している。

また、断層モデルによる基準地震動  $S_s - F$  として、断層モデル手法を用いた地震動評価のうち最も影響の大きい連動型想定宮城県沖地震を選定している。

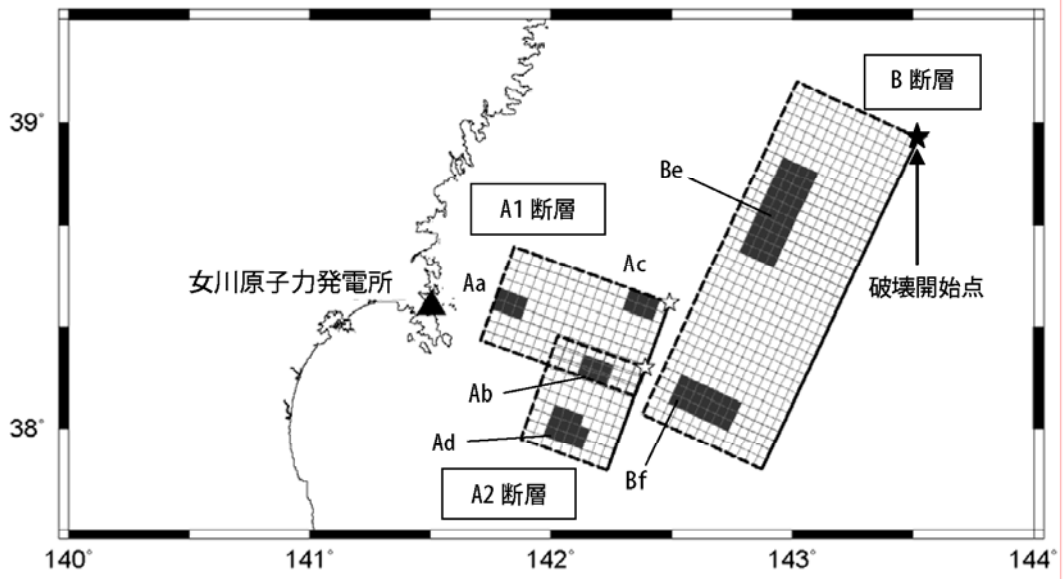
#### 【参考文献】

- (1) 壇一男, 畑奈緒未, 武藤尊彦, 宮腰淳一, 神田順(2005): シナリオ地震の生起確率を考慮した基準地震動策定に関する研究(その3) 宮城県沖で発生するプレート境界大地震の断層破壊シナリオとそれに基づく強震動の計算, 日本建築学会大会学術講演梗概集(近畿), B-1, 構造I, 2005
- (2) 入倉孝次郎, 三宅弘恵(2001): シナリオ地震の強震動予測, 地学雑誌, 110(6)
- (3) 浅野公之, 岩田知孝, 入倉孝次郎(2004): 2003年5月26日に宮城県沖で発生したスラブ内地震の震源モデルと強震動シミュレーション, 地震 第2輯, 第57巻
- (4) 地震調査研究推進本部(2002): 宮城県沖地震を想定した強震動評価手法について(中間報告)

表1 検討用地震におけるアスペリティの応力降下量

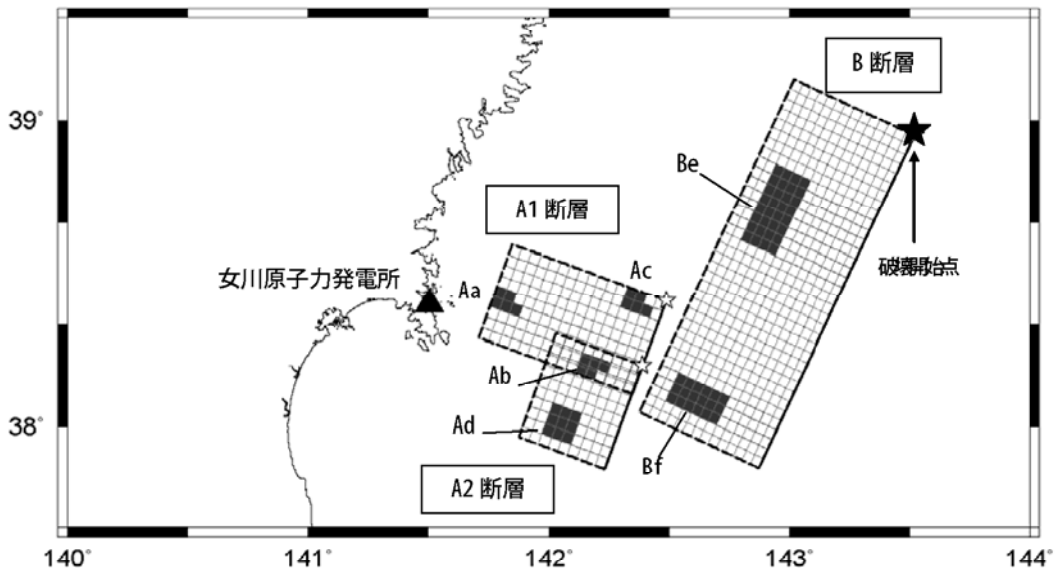
検討用地震	ケース	アスペリティ及び 強震動生成領域	静的応力降下量 (MPa)	備考
連動型想定宮城県 沖地震	基本 ケース	Aa	29.0	壇ほか(2005) <sup>(1)</sup> による
		Ab	72.6	
		Ac	63.6	
		Ad	55.1	
		Be	35.4	
		Bf	35.4	
	ケース7	Aa	38.9	入倉・三宅(2001) <sup>(2)</sup> の知見を 参考に基本ケースの1.34倍
		Ab	97.3	
		Ac	85.3	
		Ad	73.9	
		Be	47.5	
		Bf	47.5	
想定敷地下方の海 洋プレート内地震	—	強震動生成領域 A	105	浅野ほか(2004) <sup>(3)</sup> に基づく
		強震動生成領域 B	105	
		強震動生成領域 C	105	
F-6断層～F- 9断層による地震	基本 ケース	第1アスペリティ	17.3	強震動予測レシピに基づく
		第2アスペリティ	17.3	
	ケース4	第1アスペリティ	26.0	新潟県中越沖地震の知見を反 映し、基本ケースの1.5倍
		第2アスペリティ	26.0	

※海洋プレート内地震の基本ケースは 2003 年宮城県沖の地震の敷地で得られた観測記録から求めた岩盤上部のはざとり波としている。



※■はアスペリティを，☆は各断層の破壊開始点を示す。

基本ケース



※■はアスペリティを，☆は各断層の破壊開始点を示す。

ケース7

図1 連動型想定宮城県沖地震の断層モデル

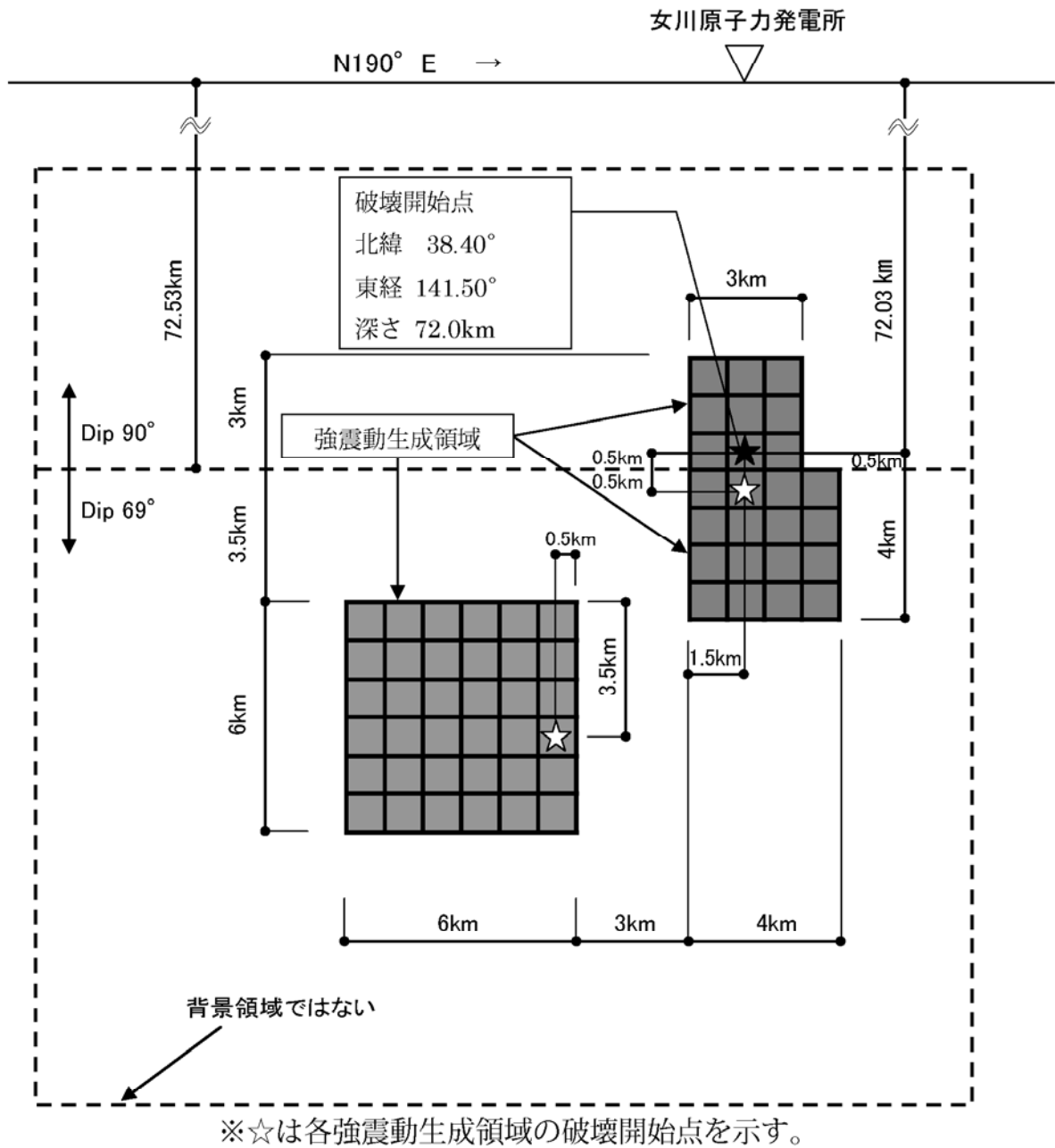


図2 想定敷地下方の海洋プレート内地震の断層モデル (要素分割図)  
[浅野ほか (2004) に基づく]



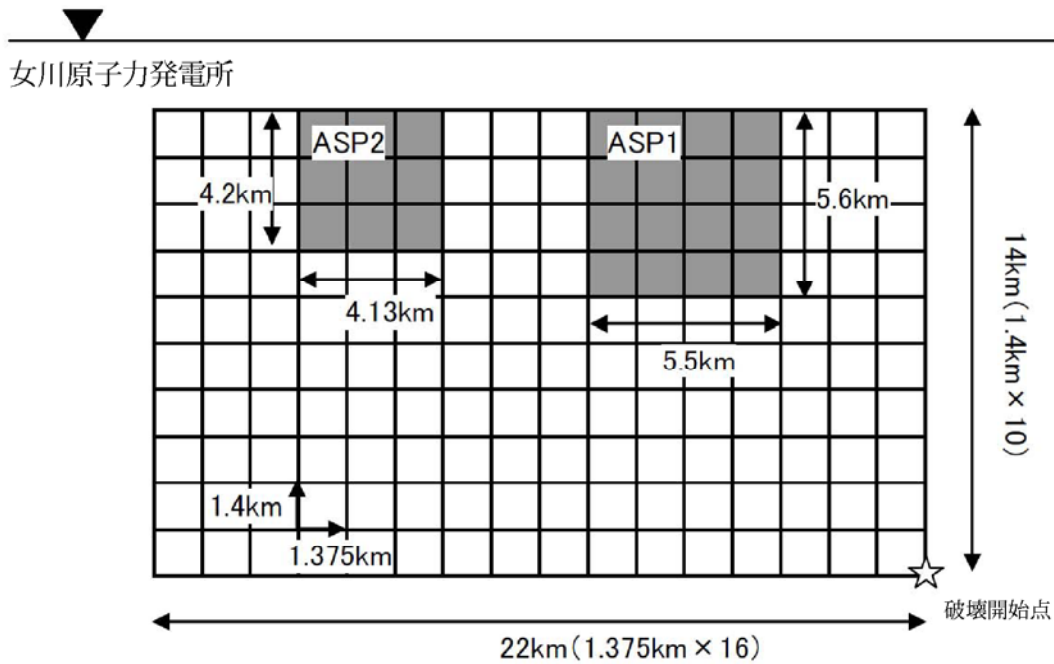
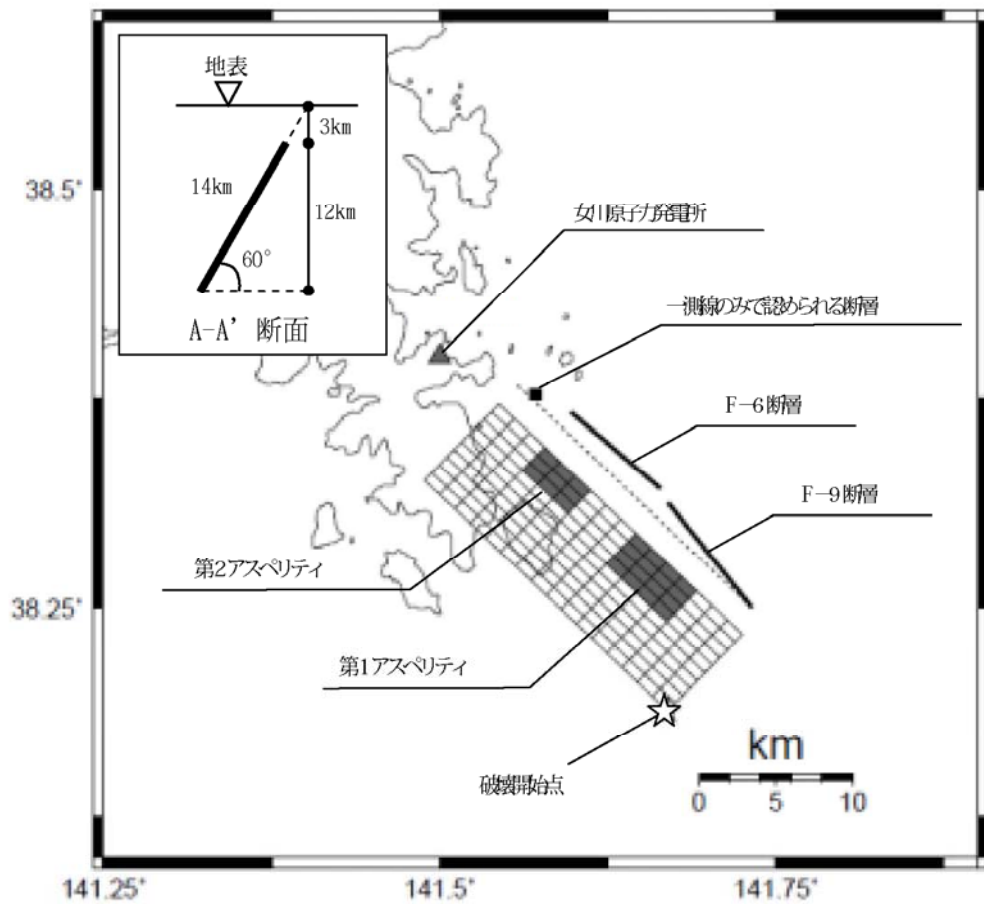


図3 F-6断層～F-9断層による地震の断層モデル (基本ケース, ケース4)

【補足－No.4】

従来の静的地震力  $3C_i$  と基準地震動  $S_s$  による建屋応答との比較について

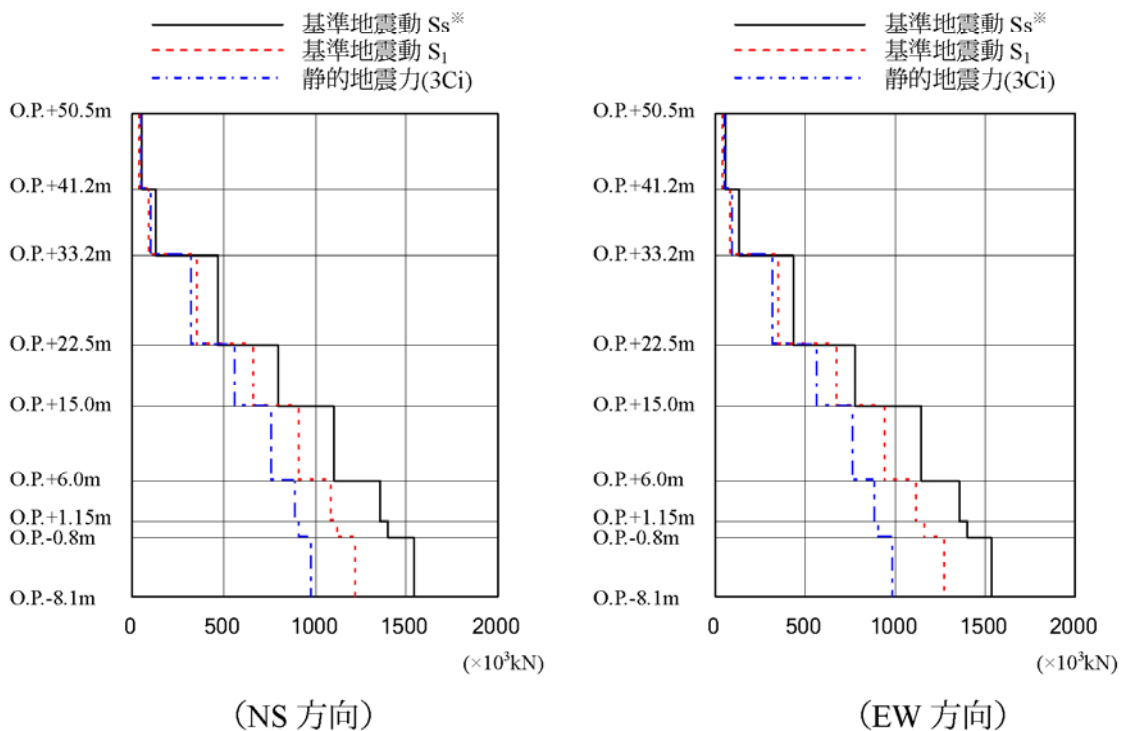
(説明)

女川3号機原子炉建屋の工認設計時の静的地震力及び基準地震動  $S_1$  に基づく応答せん断力と基準地震動  $S_s$  に基づく応答せん断力の比較を第1図に示す。

女川3号機原子炉建屋の静的地震力は、建築基準法で定められている一般建築物に対する設計用層せん断力係数  $C_i$  を3倍として算定している。ベースシア係数は、標準せん断力係数0.2を3倍としたものに振動特性係数0.8を考慮した0.48である。

$A_i$  分布は、地震応答解析モデルの固有値解析から各次の振動モードを求め、それぞれの応答を二乗和平方根法 (SRSS) によって評価している。なお、 $A_i$  の値は、 $A_1=1$  となるよう基準化するものとし、基準面を基礎版上端としている。

基礎版上端より下方については、建築基準法で定められている水平震度によって算定される建築物の地下部分に作用する水平地震力を3倍としたものを、 $3C_i$  によって求められる最下階の水平地震力に加算している。



※ 基準地震動  $S_s(S_s-Dh, S_s-Fh, S_s-Bh)$ による最大応答値

第1図 女川3号機原子炉建屋 基準地震動  $S_s$  と工認設計時の応答せん断力の比較