

**柏崎刈羽原子力発電所 1 号機及び
その他の号機の設備健全性及び
耐震安全性に係る確認状況について**

**平成 2 2 年 5 月
原子力安全・保安院**

柏崎刈羽原子力発電所の安全確認と今後の起動について

中越沖地震に対する確認 (設備健全性)

建物・構築物

機器・配管系 (機器単位、系統単位)

中越沖地震により、設備の安全機能に影響を及ぼすような損傷を受けていないかどうか、受けている場合は、適切に補修・取替等が実施されているかどうかを確認

基準地震動 S_s に対する確認 (耐震安全性)

建物・構築物

機器・配管系

今後、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地震動(基準地震動 S_s)に対して、「止める」「冷やす」「閉じこめる」の安全機能が維持されているかどうかを確認

これらの全てが確認されれば、プラント全体の機能試験を実施するために、原子炉を起動し、定格熱出力まで段階的に出力を上昇させることについて、安全上の問題はないものと判断

目次

➤ 1号機

1. 建物・構築物の設備健全性評価について
2. 機器、系統単位の設備健全性評価について
 - 2-1. 機器単位の設備健全性
 - 2-2. 系統単位の設備健全性
3. 耐震安全性に係る評価について
4. 安全確認の結果について
5. プラント全体の試験計画の評価について

➤ その他の号機

6. 各号機の確認状況について

➤ その他

7. 島根原子力発電所における保守管理の不備等

1. 建物・構築物の 設備健全性評価について

評価方針

建物・構築物については、点検と地震応答解析の結果を照合して健全性を総合評価。

①点検による評価

立入検査等により、東京電力が実施したひび割れ等の点検結果が妥当かどうかを直接確認。

②解析による評価

耐震・構造設計小委員会 構造ワーキンググループ(以下「構造WG」という。)における審議や原子力安全基盤機構(以下「JNES」という。)におけるクロスチェック解析等により、解析手法の妥当性、解析結果が基準値を下回っているかどうか等を確認。

建物・構築物の健全性評価における進め方

東京電力の対応

保安院の対応

建物・構築物における評価の実施内容

点検評価計画書を作成

点検評価計画書に基づき、詳細な点検や解析評価を実施

点検

対象：電気事業法にもとづく事業用電気工作物の工事計画書に記載のある建物・構築物等
方法：目視点検を主体とした点検

地震応答解析

対象：耐震安全上重要性が高い設備
(原子炉建屋、タービン建屋や屋外重要土木構造物等)
方法：地震観測記録から解析モデルにおける地震動を算定し、これを入力地震動として解析

総合評価

耐震安全上重要な設備に地震による影響と考えられる重大な異常が無い確認・評価。

確認

検討状況の報告

厳格に確認

厳格に確認

報告書の提出

(計画書に基づく詳細な点検が妥当なものかを確認)
・実施プロセス、体制の確認
・建物・構築物の種類、設置方法等による地震の影響を考慮した点検方法の確認等

保安院及び専門家による実物確認
(立入検査等)

国の専門機関
(JNES)による計算結果のチェック

専門家による審議

上記の結果を総合的に評価

建物・構築物の健全性評価の取りまとめ

主な経緯

- 1) 平成19年7月16日、中越沖地震が発生。
- 2) 平成19年11月9日、保安院は東京電力に対して、号機ごとに点検・評価計画書を策定し、保安院に提出するよう指示。
- 3) 平成20年7月18日、東京電力は1号機の中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書(建物・構築物編)を提出。
- 4) 平成20年10月23日から保安院は、1号機の設備(建物・構築物)の健全性について、立入検査、現地調査を含め、構造WGにおいて専門家の意見を聴取しながら審議。
- 5) これらの審議を踏まえ、平成21年12月22日、東京電力は、1号機の建物・構築物についての点検・評価結果を取りまとめた報告書を提出。
- 6) 平成22年1月21日、保安院は、構造WGの検討結果等を踏まえ、中越沖地震に対して、1号機の建物・構築物の健全性は確保されていると判断。

各号機における地震動

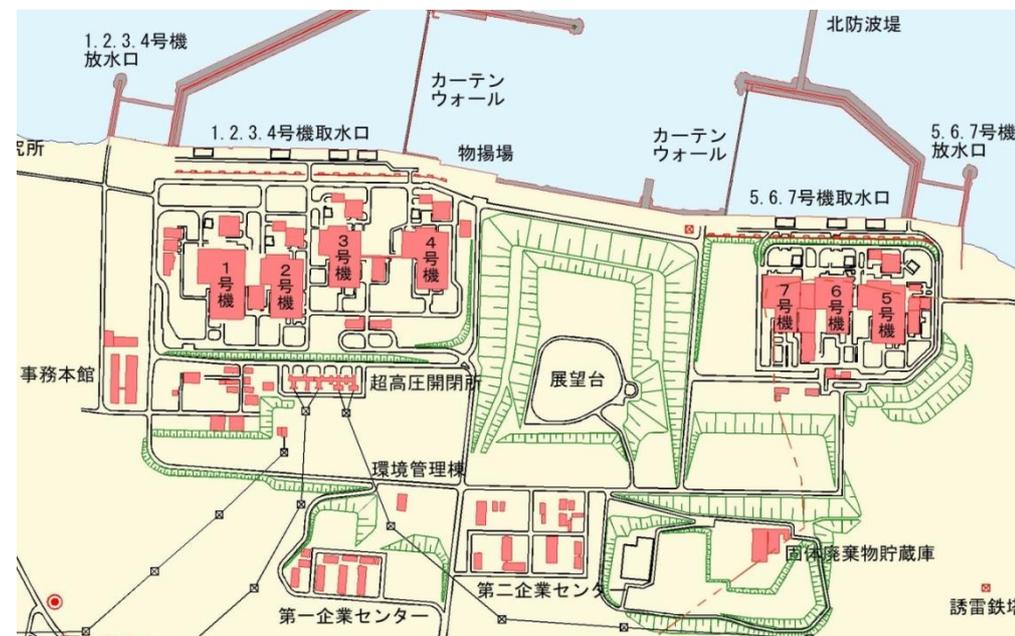
中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の揺れの最大加速度

(原子炉建屋最下階の基礎版上での観測値)

(単位：ガル)

	南北方向	東西方向	上下方向	備考
1号機	311 (274)	680 (273)	408 (235)	定検中 (中期)
2号機	304 (167)	606 (167)	282 (235)	定検中 (起動中)
3号機	308 (192)	384 (193)	311 (235)	運転中
4号機	310 (193)	492 (194)	337 (235)	運転中
5号機	277 (249)	442 (254)	205 (235)	定検中 (末期)
6号機	271 (263)	322 (263)	488 (235)	定検中 (末期)
7号機	267 (263)	356 (263)	355 (235)	運転中

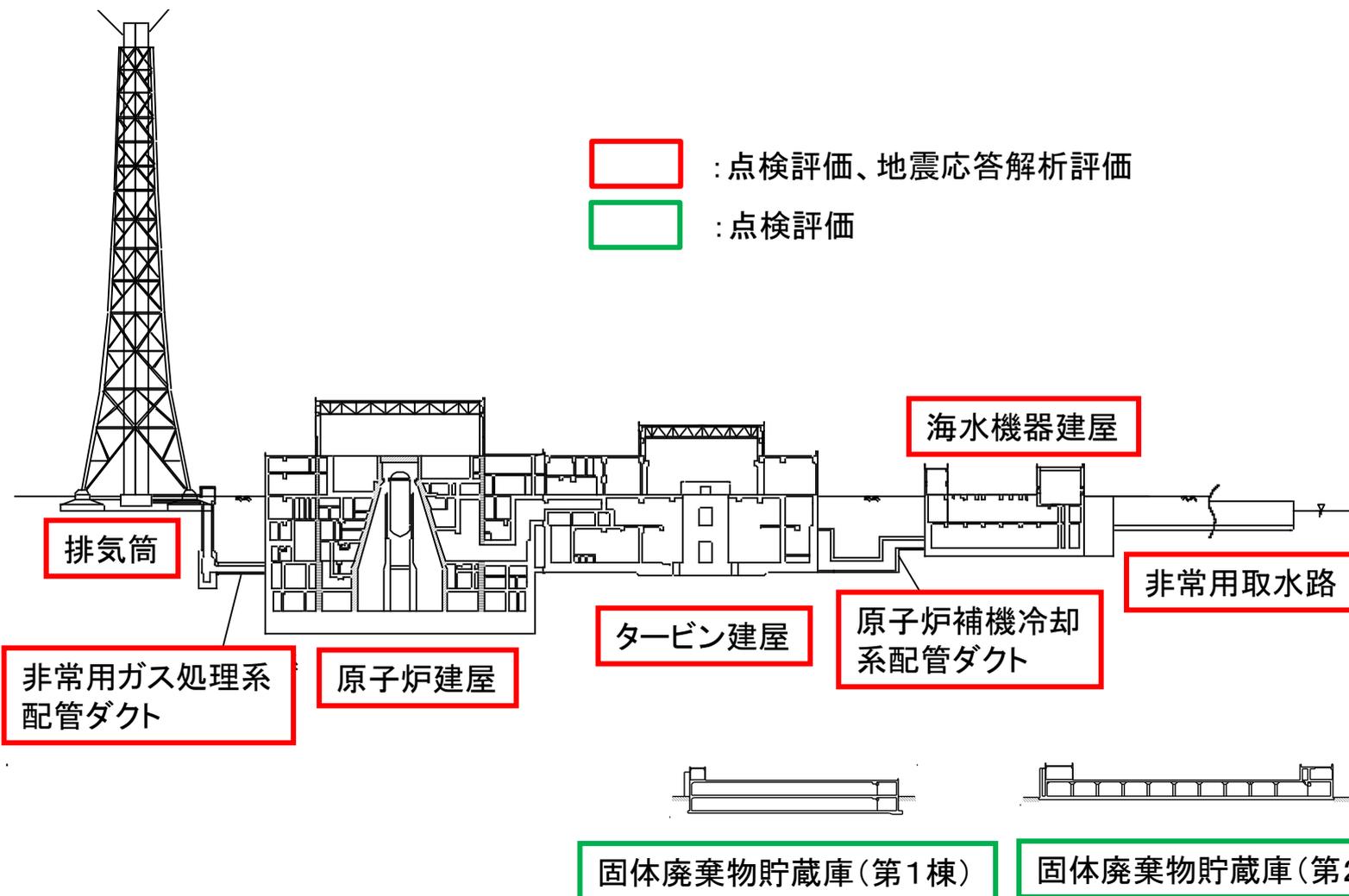
()内は設計時の最大加速度



柏崎刈羽原子力発電所構内配置図

点検・評価対象（建物・構築物）

1号機用 2号機用



保安院及び構造WG委員による立入検査等

- 平成20年10月23日 原子炉補機冷却系配管ダクト、非常用ガス処理系配管ダクト、非常用取水路
- 同 年11月14日 原子炉建屋、排気筒
- 同 年12月13日 非常用取水路
- 平成21年 2月 7日 タービン建屋
- 同 年 3月12日 原子炉建屋、タービン建屋、海水機器建屋、固体廃棄物貯蔵庫
- 同 年11月13日 原子炉建屋3階柱剥落事象、タービン建屋タービンペデスタル周辺剥落事象

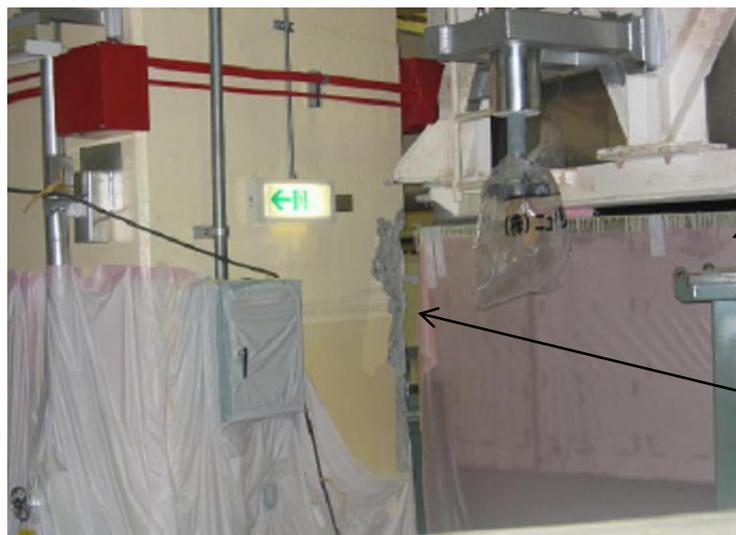
原子炉建屋の健全性評価

立入検査等の結果と地震応答解析の検討結果を照合し、総合的に検討した結果、**原子炉建屋の健全性は確保されていると判断。**

①点検による評価

- ・詳細な検討を必要とするひび割れ幅の評価基準値(1.0mm)*を上回るようなひび割れは認められず、耐震性能等の要求性能を損なう損傷は認められなかった。
- ・原子炉建屋3階のオペレーティングフロアにおいて、床面に仮置きされていたシールドプラグが、建屋の柱に衝突したことによる柱のコンクリートの剥落を確認。鉄筋の露出はなく、柱のかぶりコンクリートの範囲での剥落であることを確認。また、衝突を考慮した解析評価により健全性に問題はないことを確認。

※(財)日本建築防災協会発行の「震災建築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針」を参考に構造WGで議論をして設定



シールドプラグ
(遮へい用の上蓋)

剥落部

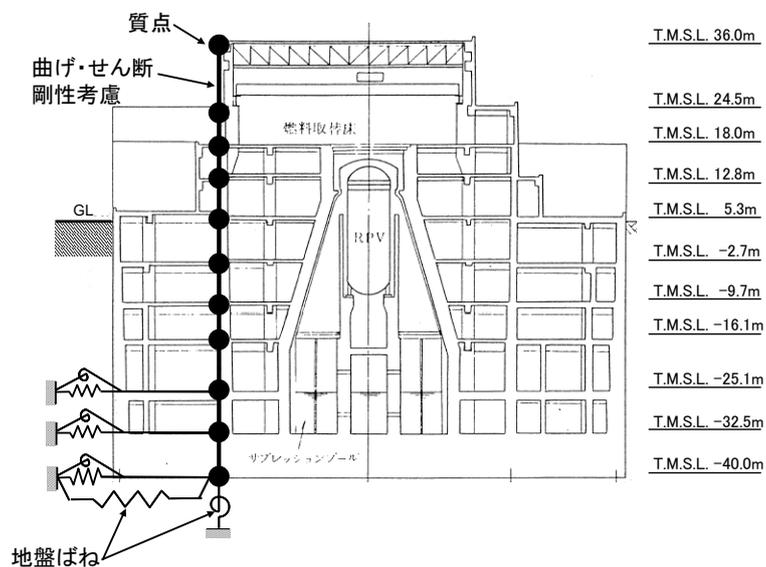
※長さ約1.0m、幅約0.3m、深さ約50mm

原子炉建屋3階のオペレーティングフロアにおけるコンクリート柱の剥落

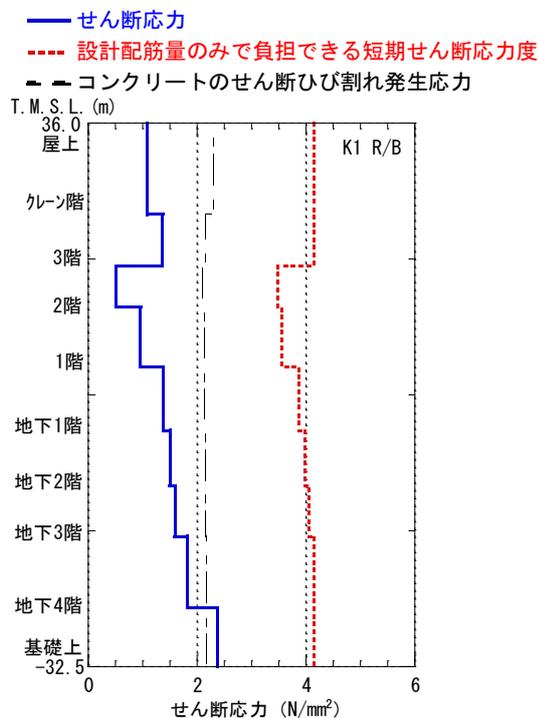
原子炉建屋の健全性評価

②解析による評価

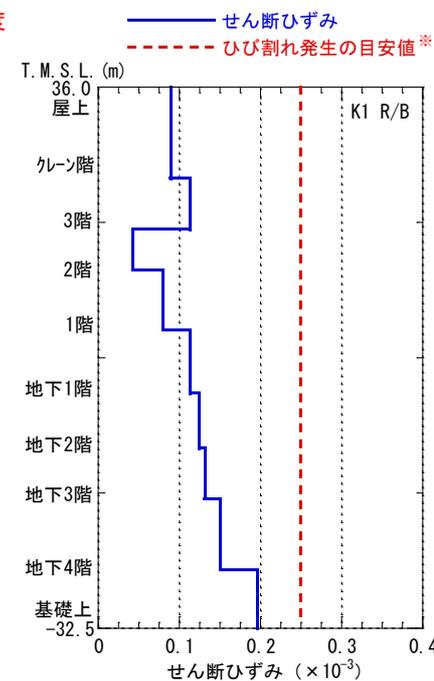
・地震応答解析の結果、耐震壁の各階のせん断ひずみは、ひび割れが発生するせん断ひずみの目安値 (0.25×10^{-3}) を下回ること、せん断応力は設計配筋量のみで負担できる短期せん断応力度を下回ること、屋根トラスの発生応力は、日本建築学会「鋼構造設計規準」による評価基準値を下回ることから、原子炉建屋は中越沖地震に対して概ね弾性範囲であったことを確認。



部材		発生応力 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	発生応力／ 評価基準値
束材	(圧縮)	70.6	273.0	
	(曲げ)	58.7	325.0	



原子炉建屋 耐震壁のせん断応力
(東西方向)



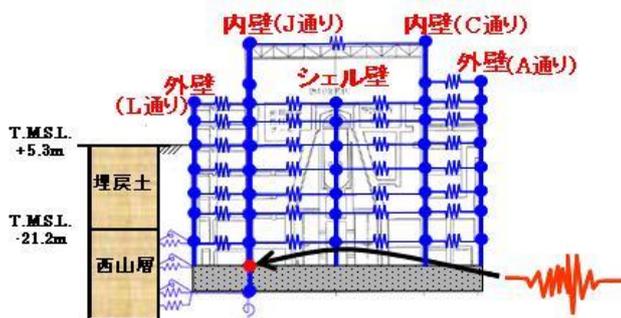
原子炉建屋 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

※日本建築学会編「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」において、実験結果によれば、せん断初ひび割れが発生するときの耐震壁のせん断変形は、 $0.2 \sim 0.3 \times 10^{-3} =$ 平均 0.25×10^{-3} とされている。

原子炉建屋の健全性評価

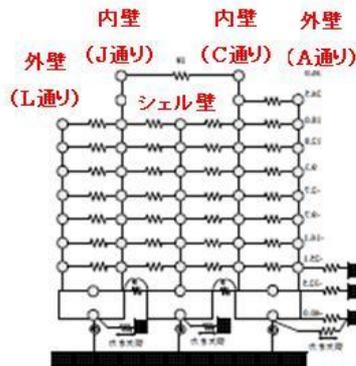
・JNESが東京電力とは異なる解析コード及び解析モデルによりクロスチェック解析を実施した結果、東京電力による原子炉建屋の地震応答解析結果は、JNESの解析結果とほぼ同様であることを確認。

JNESモデル(多軸)



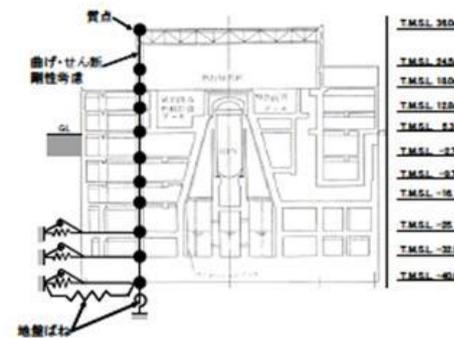
コンクリートの減衰定数: 3%
建屋床の変形: 床の柔性を考慮

東京電力モデル(多軸)



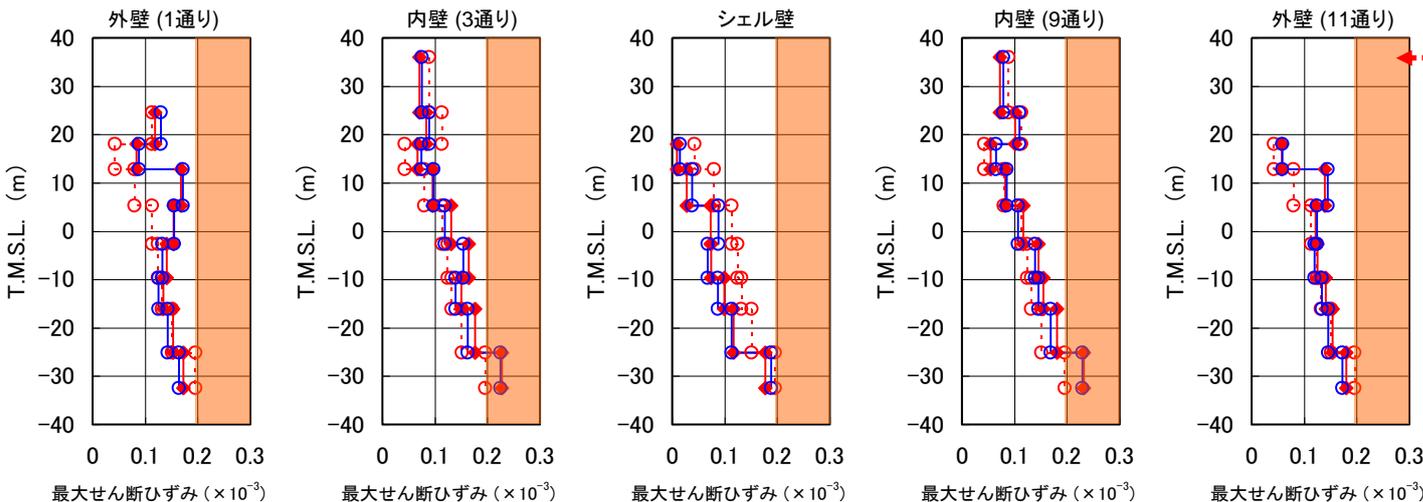
コンクリートの減衰定数: 5%
建屋床の変形: 床の柔性を考慮

東京電力モデル(1軸)



コンクリートの減衰定数: 5%
建屋床の変形: 床は剛ばね

水平(EW方向)



ひび割れ発生
目安(0.2~0.3x10⁻³)

○ 事業者結果(1軸) : 1軸モデルの事業者結果
 ◆ 事業者結果(多軸) : 多軸モデルの事業者結果
 ● JNESモデル : 5軸床柔モデルを用いたJNESの解析結果

○耐震壁の最大せん断ひずみは、EW方向の地下5階の内壁でひび割れ発生目安値の幅に入る解析結果となったが、その他の壁はひび割れ発生目安値以下。
 ○事業者の多軸モデルのせん断ひずみは、JNESの結果とほぼ同様。

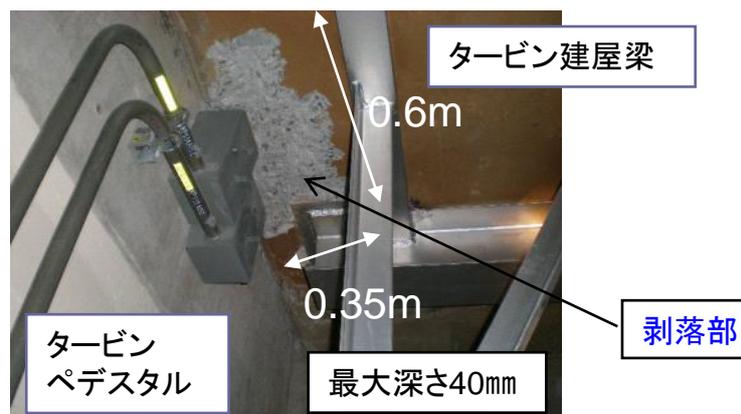
JNESによる原子炉建屋のクロスチェック解析(例)

タービン建屋の健全性評価

立入検査等の結果と地震応答解析の検討結果を照合し、総合的に検討した結果、**タービン建屋の健全性は確保されていると判断**。

①点検による評価

- ・詳細な検討を必要とするひび割れ幅の評価基準値(1.0mm)を上回るようなひび割れは認められず、耐震性能等の要求性能を損なう損傷は認められなかった。
- ・タービン建屋とタービンペデスタル(タービン架台)間の取り合い部においてコンクリートの剥落が認められたが、鉄筋の露出はなく、最大でもコンクリートのかぶり厚さ程度あることからタービン建屋に構造的な問題は認められなかった。

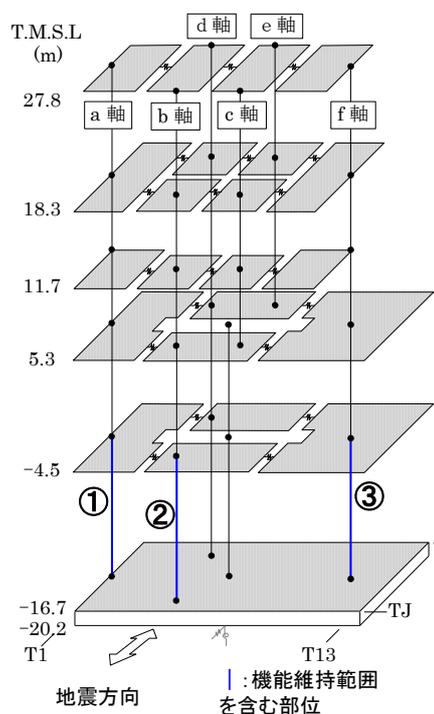


タービン建屋とタービンペデスタル間の取り合い部における剥落

タービン建屋の健全性評価

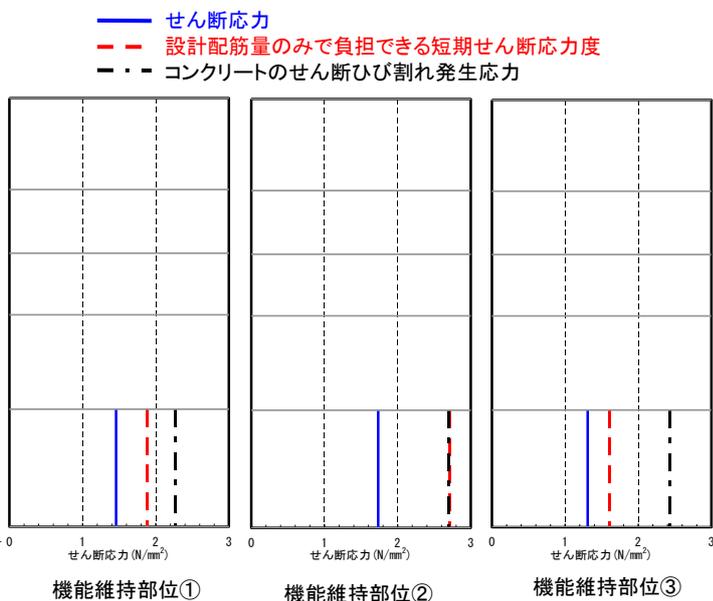
②解析による評価

- ・タービン建屋の基礎版上に安全上重要な機器・配管が設置されていることから、基礎版と地下1階床との間の耐震壁を機能維持部位としている。
- ・機能維持部位のせん断ひずみは、ひび割れが発生するせん断ひずみ目安値 (0.25×10^{-3}) を下回るとともに、せん断応力は設計配筋量のみで負担できる短期せん断応力度を下回ることから、タービン建屋の機能維持部位は中越沖地震に対して概ね弾性範囲であったことを確認。

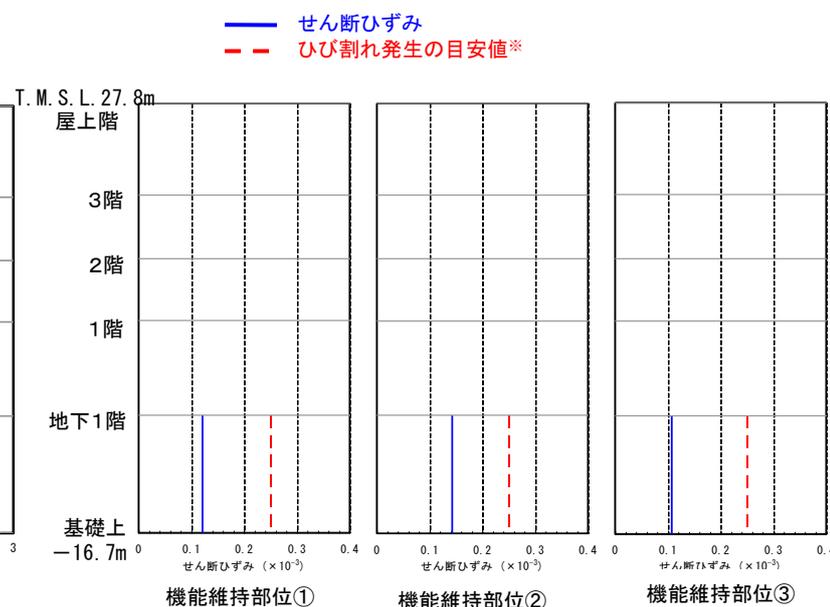


※①～③は機能維持範囲を含む

タービン建屋の地震応答解析モデル(東西方向)



タービン建屋 耐震壁のせん断応力(東西方向)



タービン建屋 耐震壁のせん断ひずみ(東西方向)

※日本建築学会編「鉄筋コンクリート構造計算規
準・同解説」において、実験結果によれば、せん
断初ひび割れが発生するときの耐震壁のせん
断変形は、 $0.2 \sim 0.3 \times 10^{-3}$ = 平均 0.25×10^{-3} と
されている。

海水機器建屋、固体廃棄物貯蔵庫及び排気筒の健全性評価

- 立入検査等の結果と地震応答解析の検討結果を照合し、総合的に検討した結果、海水機器建屋の健全性及び排気筒の健全性は確保されていると判断。
- 立入検査等の結果、固体廃棄物貯蔵庫の健全性は確保されていると判断。

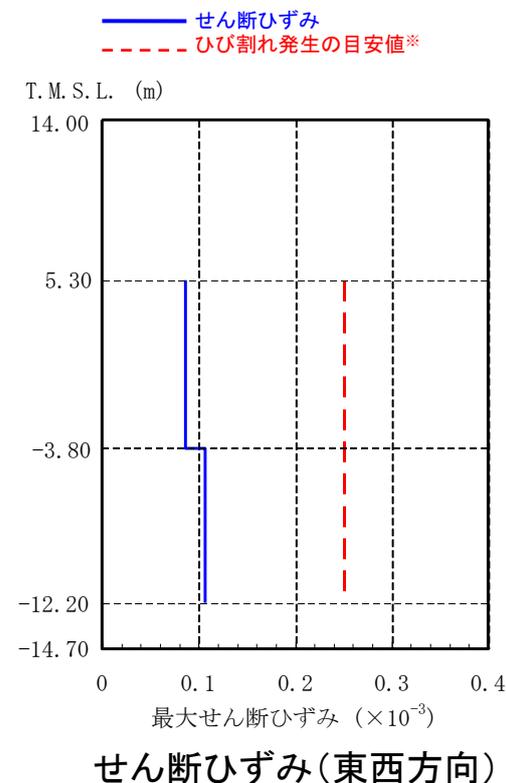
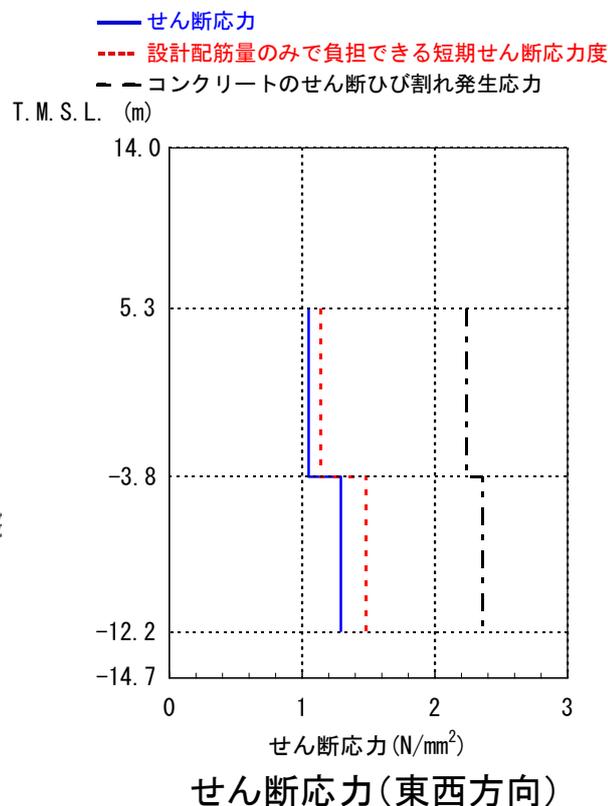
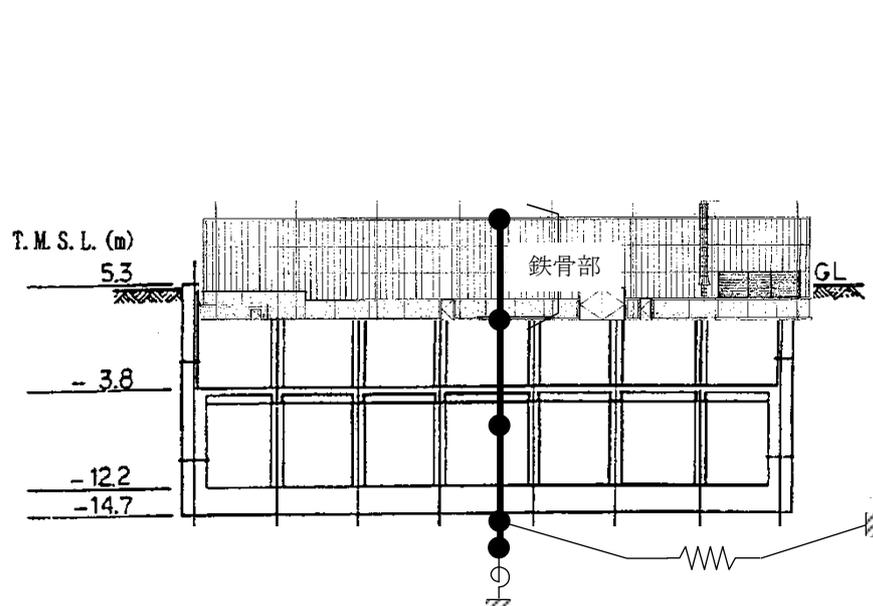
①点検による評価

立入検査等の結果、海水機器建屋、固体廃棄物貯蔵庫、排気筒（非常用ガス処理系用排気筒、換気空調系用排気筒、鉄塔及び杭基礎）は、構造上問題となるひび割れ等は認められず、耐震性能等の要求性能を損なう損傷は認められなかった。

海水機器建屋、固体廃棄物貯蔵庫及び排気筒の健全性評価

②解析による評価(海水機器建屋)

- 地震応答解析等の結果、海水機器建屋の機能維持部位のせん断ひずみは、ひび割れが発生するせん断ひずみ目安値(0.25×10^{-3})を下回るとともに、せん断応力は設計配筋量のみで負担できる短期せん断応力度を下回ることから、中越沖地震に対して概ね弾性範囲であったことを確認。

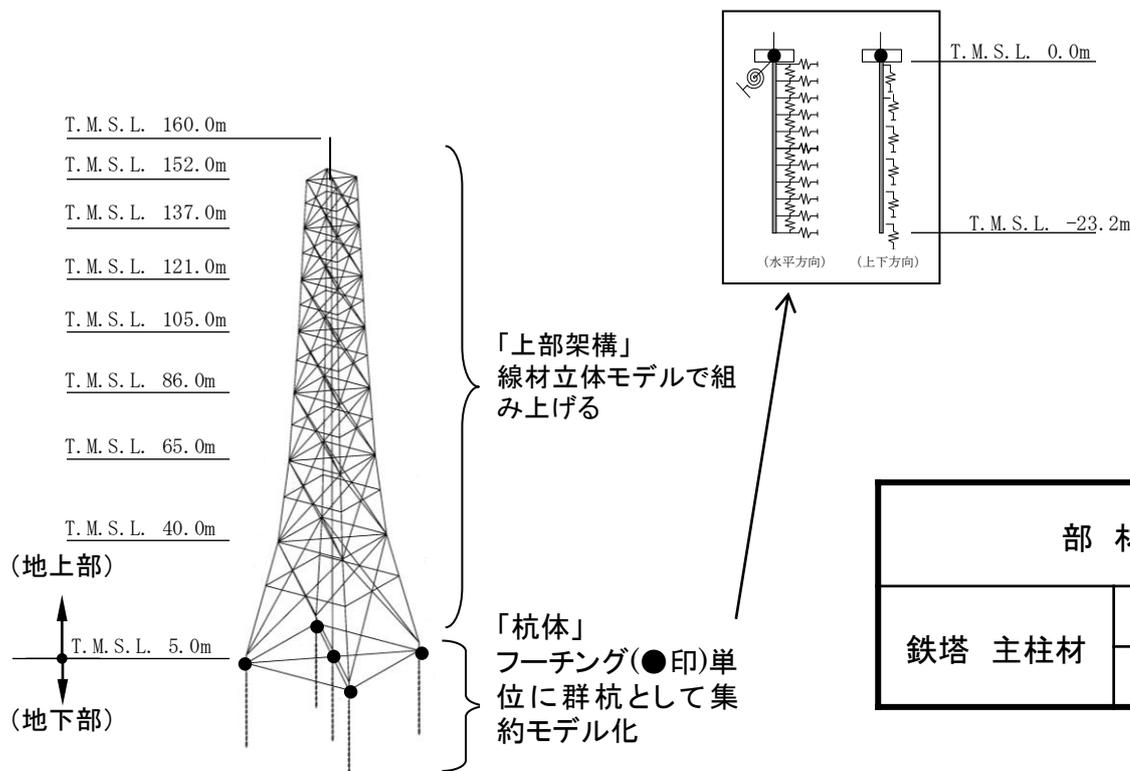


※日本建築学会編「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」において、実験結果によれば、せん断初ひび割れが発生するときの耐震壁のせん断変形は、 $0.2 \sim 0.3 \times 10^{-3}$ = 平均 0.25×10^{-3} とされている。

海水機器建屋、固体廃棄物貯蔵庫及び排気筒の健全性評価

②解析による評価(排気筒)

- 地震応答解析等の結果、非常用ガス処理系用排気筒、これを支持する換気空調系用排気筒、鉄塔及び杭基礎について、当該部位に発生する応力は、日本建築学会「鋼構造設計規準」等による評価基準値を下回ることから、中越沖地震に対して概ね弾性範囲であったことを確認。



排気筒最大応力比(例)

部 材		発生応力 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	発生応力/ 評価基準値
鉄塔 支柱材	(圧縮)	136.2	292.8	0.50
	(曲げ)	10.2	325.0	

屋外重要土木構造物の健全性評価

立入検査等の結果と地震応答解析の検討結果を照合し、総合的に検討した結果、非常用取水路の取水機能の健全性、原子炉補機冷却系配管ダクトの配管支持機能の健全性及び非常用ガス処理系配管ダクトの配管支持機能の健全性は確保されていると判断。

①点検による評価

(1) 非常用取水路

一部の側壁において、地震時に隣接設備との相対変位に起因して生じたと考えられるひび割れ及び剥離・剥落が認められたが、設計上必要な取水流量を流下させる通水断面を確保できていること、耐震ジョイントの一部に変位が認められたが、取水機能に影響を与えるようなものではないと判断。

(2) 原子炉補機冷却配管ダクト

頂版端部に、直線状の連続的なひび割れ(最大ひび割れ幅0.1mm)が認められたが、配管設置空間が確保されており、配管支持機能に影響を与えるものではないと判断。

(3) 非常用ガス処理系配管ダクト

配管ダクトの一部に微量の漏水を伴うひび割れが認められたが、このひび割れは乾燥収縮ひび割れと施工打ち継ぎ面によるものであり、地震に起因するものではなく、配管支持機能に影響を与えるものではないと判断。

屋外重要土木構造物の健全性評価

②解析による評価

地震応答解析の結果、非常用取水路、原子炉補機冷却系配管ダクト及び非常用ガス処理系配管ダクトの変形や各部位に作用するせん断力は、土木学会「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル」に基づき算定した評価基準値を下回ることを確認。

屋外重要土木構造物の層間変形角・曲率及びせん断力の評価結果(例)

設 備	層間変形角 (または曲率)			せん断力		
	照査用応答値	評価基準値	照査用応答値 ／評価基準値	照査用応答値 (kN)	評価基準値 (kN)	照査用応答値 ／評価基準値
非常用取水路	0.0769/100	1/100	0.077	351	841	0.42
原子炉補機冷却系配管ダクト(A系)	0.530/100	1/100	0.53	424	606	0.70
原子炉補機冷却系配管ダクト(B系)	0.282/100	1/100	0.28	369	580	0.64
非常用ガス処理系配管ダクト	0.357/100 (0.000602)	1/100 (0.0149)	0.36 (0.040)	6878	8655	0.79

1号機の建物・構築物の設備健全性評価まとめ

- ・1号機の建物・構築物の点検については、立入検査等の結果から、点検・評価計画書に沿って適切に実施されているものと評価。
- ・立入検査等の結果から、原子炉建屋、タービン建屋、海水機器建屋及び固体廃棄物貯蔵庫には構造上問題となるひび割れがないこと、排気筒の筒身及び支持鉄塔の部材、接合部には要求性能を損なうような損傷がないこと、屋外重要土木構造物の機能に影響を与える破損等がないことを確認。
- ・地震応答解析の結果については、原子炉建屋、タービン建屋、海水機器建屋及び排気筒の各部位におけるせん断ひずみ等は評価基準値以下であり、いずれの部位でも概ね弾性範囲内であること、屋外重要土木構造物については変形やせん断力が評価基準値以下であることを確認。

構造WGの検討結果等を踏まえ、中越沖地震に対して、1号機の建物・構築物の健全性は確保されていると判断。

(参考1) ひび割れについて

■建屋の健全性に係る評価基準

- ①点検による評価 : 詳細な検討を必要とするひび割れ幅の評価基準値として1.0mm
- ②解析による評価 : 詳細な検討を必要とする評価基準値として、
- ・せん断応力と設計配筋量のみで負担できる短期せん断応力度との比較
 - ・ひび割れが発生するせん断ひずみの目安値 0.25×10^{-3}

点検における評価としては、ひび割れの幅、長さ及び性状等を中心に確認しており、深さについてはひび割れ幅が1.0mm程度までであれば、構造強度上問題は無く確認は必要としない。

■点検による評価基準の妥当性

- 東京電力は、当初、鉄筋コンクリート構造物の点検方法において、健全性に係る影響を詳細に検討する必要があるとした地震によるひび割れ幅の判定基準を米国EPRI(Electric Power Research Institute)の基準値を参考に1.5mmとしていた。
- 保安院は、その根拠や妥当性についてさらに検討を求めた結果、東京電力は、(財)日本建築防災協会発行の「震災建築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針」(以下、「復旧技術指針」という。)を参考に1.0mmに見直した。
- 復旧技術指針では、ひび割れ幅1mm程度までであれば、エポキシ樹脂等の注入による補修を行えば、従前の耐力をほぼ回復するとされていることから、保安院は、詳細検討を行うひび割れ幅の判定基準を1.0mm以上とすることは妥当と判断。(第14回構造WG(平成20年5月21日))
- なお、ひび割れ幅1mm程度までであれば、補修後の耐震壁の強度・剛性が従前の値まで回復することは、過去の実験によっても確認されている(曲げ破壊型RC造耐震壁の被災度及び補修効果に関する実験 - 総合プロジェクト・鉄筋コンクリート造震災構造物の復旧技術の開発)。

「復旧技術指針」に基づく補修後の耐力回復指標

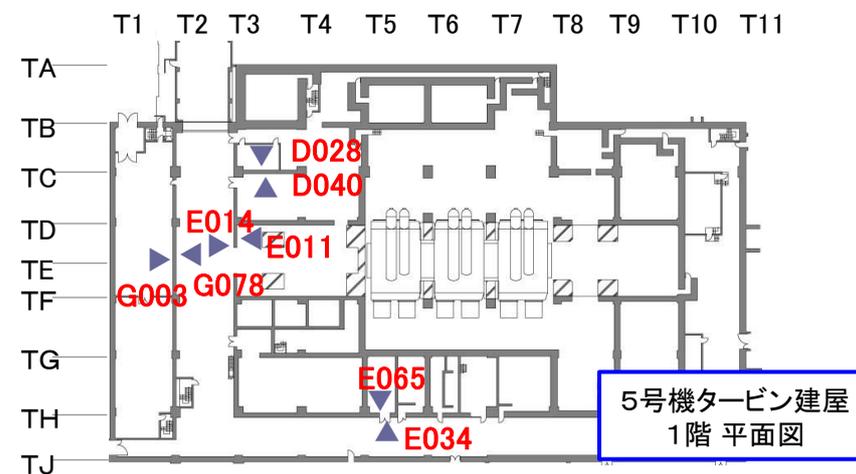
耐力壁の損傷度	損傷内容	補修後の耐力回復係数	補修方法
I	近寄らないと見えにくい程度のひび割れ(ひび割れ幅 0.2mm 以下)	0.95~1.0	エポキシ樹脂等の注入による補修
II	肉眼ではっきり見える程度のひび割れ(ひび割れ幅 0.2mm~1mm 程度)	0.95~1.0	
III	比較的大きなひび割れが生じているが、コンクリートの剥落は極くわずかである。(ひび割れ幅 1~2mm 程度)	0.9~1.0	エポキシ樹脂等の注入、コンクリート剥落補修、せん断補強、鉄骨ブレースによる補強などの組合せ工法
IV	大きなひび割れ(2mm を超える)が多数生じ、コンクリートの剥落も著しく鉄筋がかなり露出している。	0.8~1.0	
V	鉄筋が曲がり、内部のコンクリートも崩れ落ち、一見して耐力壁に高さ方向や水平方向に変形が生じていることわかるもの。沈下や傾斜が見られるのが特徴。鉄筋の破断が生じている場合もある。	0.7~0.9	

(参考2) 貫通ひび割れの箇所と補修について

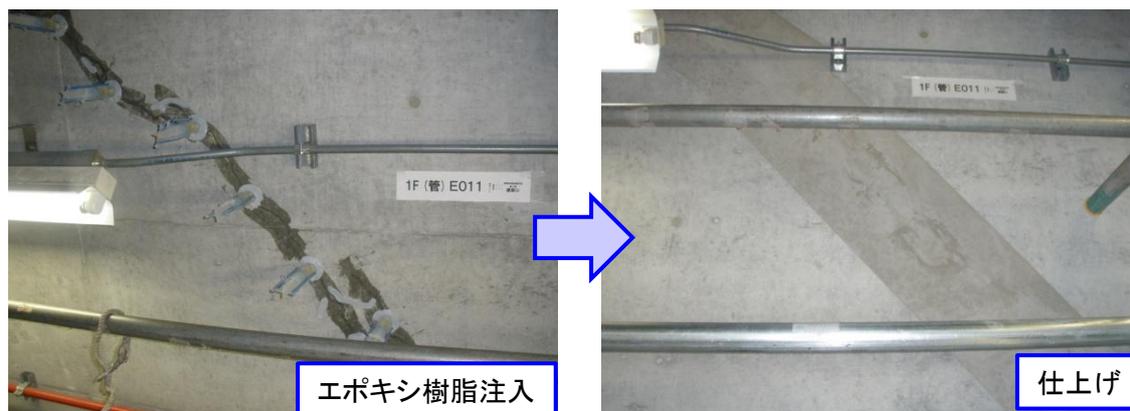
- 5号機タービン建屋(耐震Bクラス)の1階部分(機能維持部位ではない)に貫通した微小なひび割れが4箇所存在するとの報告を受けた。当該ひび割れの幅は、1.0mm未満であるため、貫通していても構造強度上の問題はないと考えられる。なお、耐久性上の観点で鉄筋の腐食が懸念されるため、ひび割れ深さの調査を実施した上で補修方法を決定し、他のひび割れ部分と同様、適切な補修が施されているとの報告を受けている。
- 5号機の原子炉建屋及び1, 6, 7号機には貫通したひび割れは確認されなかったとの報告を受けている。

貫通ひび割れの箇所(5号機タービン建屋)

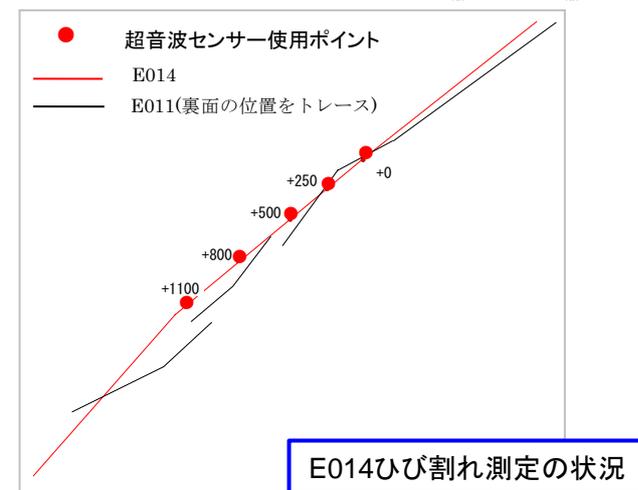
No.	階数	位置	壁厚(mm)	ひび割れ番号	ひび割れ幅(mm)	ひび割れ長さ(m)
①	1階	T3-TD~E	600	E011	0.4	2.8
				E014	0.1	3.0
②	1階	T2-TE~F	600	G003	0.4	3.3
				G078	0.3	3.0
③	1階	TC-T3~4	600	D028	0.2	2.3
				D040	0.2	4.0
④	1階	TH-T5~6	900	E034	0.2	2.0
				E065	0.3	1.5



5号機タービン建屋
1階 平面図



ひび割れの補修状況(E011)



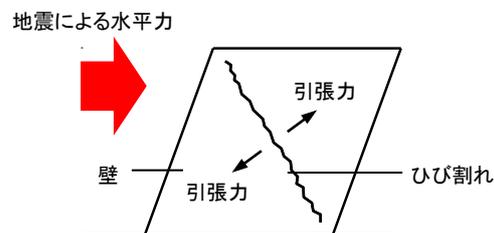
E014ひび割れ測定状況

注) 補修方法を決定するため、ひび割れ深さの程度を超音波センサーを使用し直角回析波にて把握

(解説) 鉄筋コンクリートのひび割れ及び構造について

壁のひび割れの進展

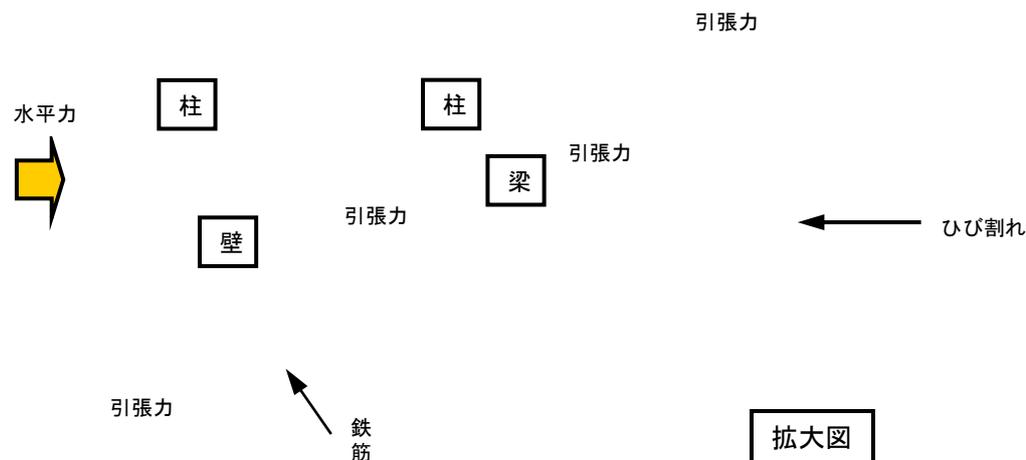
地震による水平力によって鉄筋コンクリートの壁にひび割れが発生するが、水平力が小さい段階ではひび割れも微小であり、水平力の増大にともなって進展し、貫通する場合もある。



鉄筋コンクリート構造について

コンクリートは圧縮力には強いが引張力には弱い。一方、鉄筋は引張力には強い。この両者の長所が組み合わされて、鉄筋コンクリート構造物が成立している。

コンクリートにひび割れが生じると、それまでコンクリートが一部負担していた引張力を鉄筋が負担するようになる。



2. 機器、系統単位の 設備健全性評価について

主な経緯

- 1) 平成19年7月16日、中越沖地震が発生。
- 2) 平成19年11月9日、保安院は東京電力に対して、号機ごとに点検・評価計画書を策定し、保安院に提出するよう指示。
- 3) 平成20年2月6日、東京電力は1号機の中越沖地震後の設備健全性に対する点検・評価計画書(機器及び系統単位)を提出。
- 4) 平成20年3月5日から保安院は、1号機の設備(機器及び系統単位)の健全性について、立入検査、現地調査等を含め、設備健全性評価サブWGにおいて、専門家の意見を聴取しながら審議。
- 5) これらの審議を踏まえ、平成22年2月19日、東京電力は、1号機の機器・系統単位の点検・評価結果を取りまとめた報告書を提出。
- 6) 平成22年4月8日、保安院は、設備健全性サブWG等の検討結果を踏まえ、中越沖地震に対して、1号機の機器及び系統単位の設備健全性は維持されていると判断。

設備健全性評価の進め方

- 原子力発電所は多くの機器・系統等から構成されることから、以下の3段階の手順を踏みながら評価を進めている。

機器単位 の評価

・発電所を構成する機器単位での健全性評価

(2～4号機で実施中)

系統単位 の評価

・これら機器から構成される系統単位で担うべき安全機能を評価

(5号機で実施中)

プラント全 体の評価

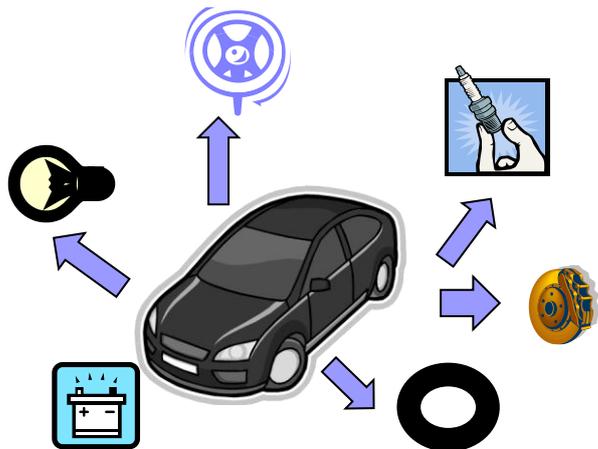
・機器単位、系統単位の評価を踏まえた上で発電所のプラント全体としての機能を評価

(6、7号機で完了)

1号機は機器単位、系統単位の評価が終了

【自動車に例えると…】

(各構成部品の健全性評価)



(各系統の健全性評価:エンジン停止)

(例)①ブレーキペダル踏み込み～
②ブレーキ作動～③ブレーキランプ点灯



(エンジンを回し、試運転)



保安院として1号機が他号機と異なる点に着目して設備健全性の確認を実施

特に着目した3点

①地震発生時、定期検査中であり、圧力容器の蓋が取り外され、原子炉上部が水張りされていた状態であったこと等、地震発生時の状態を考慮

②消火系配管の損傷に伴う浸水

③全号機で最も強い地震動を観測

確認方法

JNESによるクロスチェックにより厳格にチェック

浸水防止対策の実施(報告済み)と安全上重要な設備の機能確認

先行号機と同様、厳格に健全性を確認及び不適合評価の実施

2-1. 機器単位の設備健全性

機器単位の評価方針

- 安全上重要な設備(重要度分類クラス1の設備、耐震クラスA, Asで設計されている設備、及びこれらに影響のある(波及的影響を考慮すべき)設備)

点検と地震応答解析を実施し、総合的に健全性を評価する。

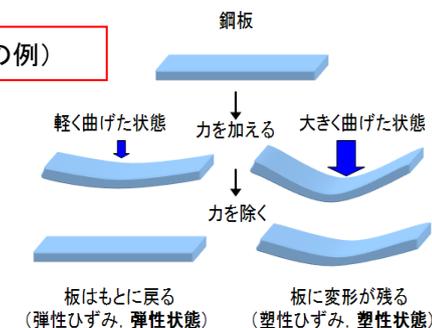
	点検の結果、構造、機能に影響を及ぼす損傷が認められない場合	点検の結果、構造、機能に影響を及ぼす損傷が認められた場合
現在用いられている手法により解析した結果、弾性状態(※1)の場合	設備は健全	損傷の発生原因に関する調査検討を実施した上で適切な補修・取替等が必要
現在用いられている手法により解析した結果、弾性状態(※1)を超える場合	現実的な条件を加味した解析手法による解析や追加的な点検を実施して詳細に検討(※2)	

※1弾性状態とは、「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAC4601)」にある許容応力状態ⅢASをいう。
 ※2に該当する設備については、サブWG等において詳細な検討が必要。

- その他の設備

適切な点検を行い、健全性を評価する。

参考(金属材料の例)



健全性評価の確認概要

東京電力の対応

点検対象機器(約2000機器)

○電気事業法に基づく工事計画書記載設備

点検評価計画書を策定

点検・解析

基本点検

追加点検

地震応答解析

安全上重要な機器(約790機器)

○安全重要分類クラス1、2であって耐震クラスSクラス以上

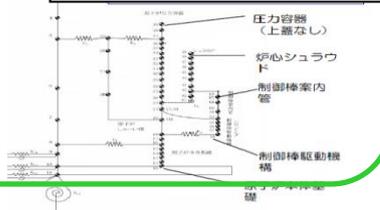
○これらの設備への波及的影響を考慮すべき機器

地震応答解析(158機器)

○安全重要分類クラス1、2であって耐震クラスSクラス以上

○これらの設備から代表性を考慮し選定

(地震解析モデル)



平成22年2月19日 報告書をとります

先行号機で確認済み

検討状況の報告

厳格に確認

クロスチェック(52機器)

提出

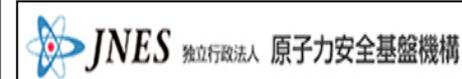
保安院の対応

・検討プロセスの確認
・地震の影響が類似する機種分類ごとの点検方法の確認

審議会での審議
(平成19年11月から述べ13回)

追加点検の指示

立入検査等による確認
(代表性を考慮し、43機種、491機器を選定)



機器・系統単位の設備健全性は維持されていると評価

健全性評価（点検）における主な確認方針



【地震発生時の1号機の状況】

- 運転状況：停止中（定期検査中）
- 燃料の所在：全燃料取出中
- 冷やす機能、閉じこめる機能は正常。

【柏崎刈羽1号機施設概要】

運転開始日：昭和60年（1985）9月
出力：110万キロワット
炉型：BWR
原子炉格納容器型式：マークⅡ型

- ① 設備は正常か？
- ② 解析の結果、地震により加わった力が基準値に近かった機器は大丈夫か？
- ③ 直接目で見えない箇所に異常はないか？
- ④ 配管の摩耗（減肉）は進行していないか？
- ⑤ 配管で見つかっているき裂は大丈夫か？
- ⑥ 地震により金属内に応力（疲労）が想定以上に蓄積していないか？
- ⑦ 地震で発生した異常（不適合）は正常な状況に復旧されているか？

確認項目	確認内容	評価結果
①設備は正常か？	動的機器、静的機器について地震による影響を見知できる手法を用いて点検を行った。保安院は立入検査で確認した。	異常なし
②解析の結果、地震により加わった力が基準値に近かった機器は大丈夫か？	東京電力は、15系統の配管、上部シャラグ、メカニカルスナッパ2本をリストアップし詳細な追加点検を実施。保安院は、立入検査で異常がないことを確認した。	異常なし
③直接目で見えない箇所には異常はないか？	東京電力は、目視点検が困難な箇所(21カ所)について、漏えい試験等の代替点検を実施し健全性を確認した。	異常なし
④配管の摩耗(減肉)は進行していないか？	東京電力は、主蒸気系、給水系、残留熱除去系について保安院指示文書に基づいた測定を実施、基準を下回る部位は確認されていない。	異常なし



スクラム排出容器健全性確認の検査



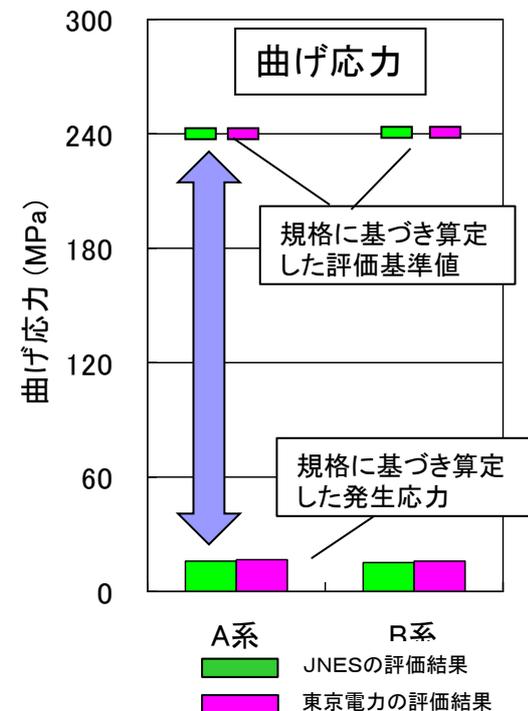
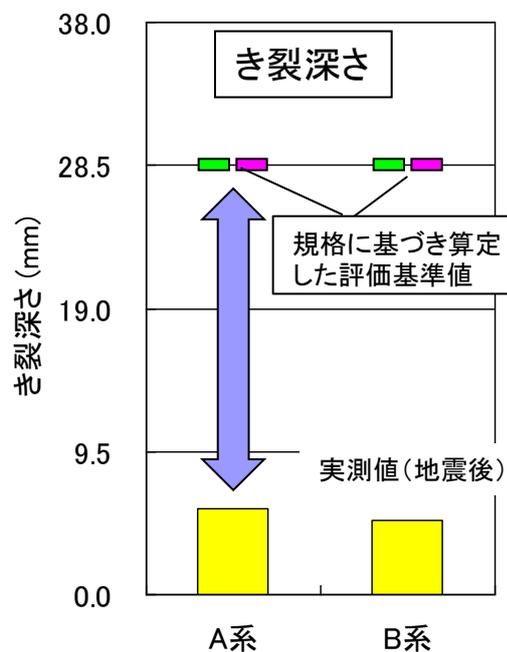
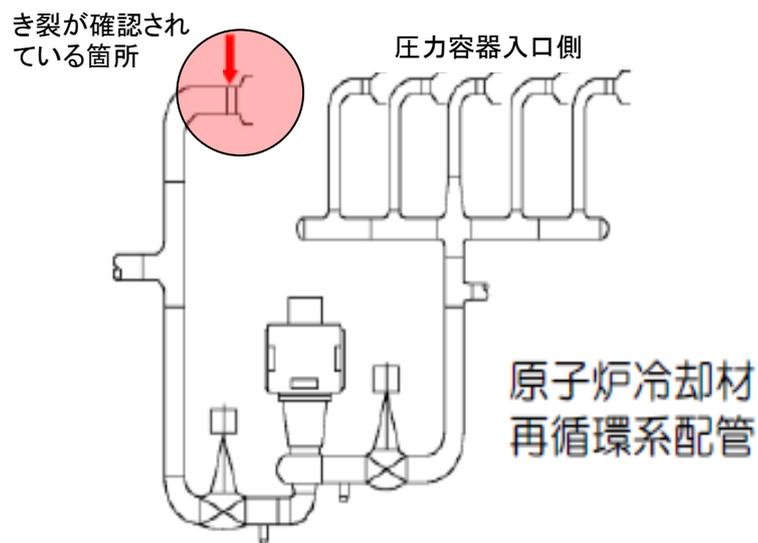
ほう酸水注入系配管継手部の確認



高圧炉心スプレイ系配管支持構造物の確認

確認項目	確認内容	評価結果
⑤配管で見つかったりるき裂は大丈夫か？	東京電力は、超音波探傷試験により地震前後でき裂の進展がないこと、き裂の寸法が評価基準値を満足していること、目視点検により変形等の異常がないことを確認。また、東京電力及びJNESの解析結果ともに、新潟県中越沖地震による発生応力が評価基準値以下であることを確認。	異常なし

○原子炉再循環系配管2系統(A系、B系)に、き裂が確認されている。(第14回定期検査時(H17~18)に発見)



JNESによる応力評価は、東京電力の解析結果と同等であり、中越沖地震による発生応力は評価基準値以下であることを確認した。

(参考) 電気事業法に基づくき裂の健全性評価

○身の回りのものでは、

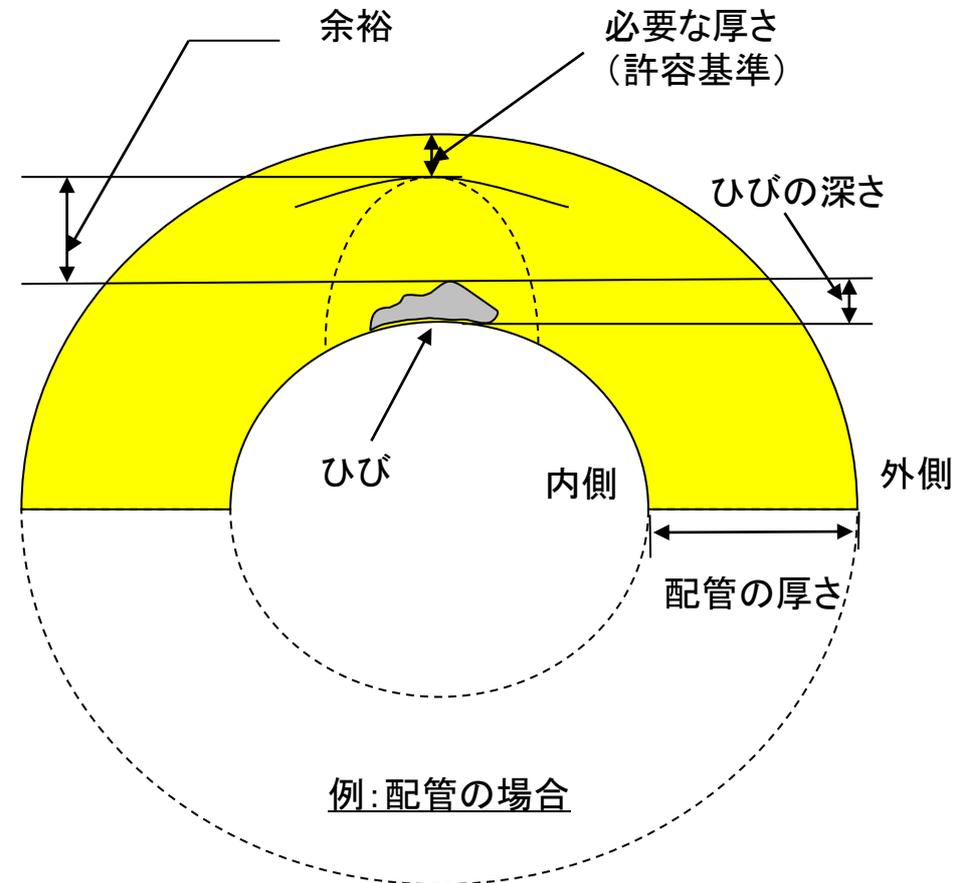
- どんなものも使い続ければ劣化。
- 機器では、ひびや摩耗がでてくるが、直ぐに破壊はしない。
- 例えば、コンクリートの橋では、たくさんの人や車が行き交うことから、表面が削れたり、ひびが入ったりするが、直ぐに壊れてしまうことはない。 ↓ 理由は？
安全のため余裕を持って作られているから。

○原子力発電所の機器では、

- 原子力発電所の機器も劣化する。
- 十分に余裕を持って作られており、運転に際しては、点検、監視されている。

○原子力発電所の機器でひびが見つかった場合は、

- 電気事業法に基づき、運転に伴うひびの進展(いつ許容基準に達するか)を予測し、健全性を確認。
- 継続して使用可能な場合は、原則として定期検査毎に、その大きさと進む速さを測り、機器の強度が許容基準を満たしているか継続的に確認。



(参考)電気事業法に基づくき裂の健全性評価結果

○き裂のあった原子炉冷却材再循環系配管の評価について

- き裂の解釈*¹および日本機械学会維持規格に規定されている評価手法を用いて実施。
- 評価期間を定め、当該配管の使用継続に伴うき裂の進展量を考慮し、基準地震動S_sを用いた健全性評価を実施。
- その結果、欠陥寸法および曲げ応力は、許容基準を満足していることを確認。

破壊力学による健全性確認結果							
		許容欠陥寸法との比較				許容曲げ応力との比較	
		欠陥寸法* ²		許容欠陥寸法* ³			
号機	系統	深さ (mm)	長さ (mm)	深さ (mm)	長さ (mm)	作用曲げ応力 (MPa)	許容曲げ応力* ³ (MPa)
1号機	A系	5.9	65.0	28.5	289	46.3	176.3
	B系	4.9	37.0			40.9	175.8

* 1: 発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規) 原子力安全・保安院

* 2: 記載の寸法は、今後の使用継続を考慮した欠陥寸法である(評価期間は5年および40年)。

* 3: 運転状態で評価を実施。

確認項目	確認内容	評価結果
⑥地震により金属内に応力(疲労)が想定以上に蓄積していないか？	東京電力は、地震加重がきびしかった3系統をリストアップし、地震による疲労評価を行い、いずれも大きな影響がないことを確認。	異常なし
⑦地震で発生した異常(不適合)は正常な状況に復旧されているか？	確認された不適合はいずれも軽微な事象で、原子炉の安全に影響を及ぼすものはなく、適切に不適合の対応が取られていることを確認。	異常なし

⑥疲労評価の結果

対象設備	疲れ累積係数	評価基準値
主蒸気系配管	0.0622	1
給水ノズル	0.080	
残留熱除去冷却中間ループ系配管	0.0003	

新潟県中越沖地震により繰り返し加わった力の累積(疲れ累積係数)は評価基準値に対して十分に小さいことから、中越沖地震による疲労について大きな影響がないことを確認した。

健全性評価（解析）における主な確認方針

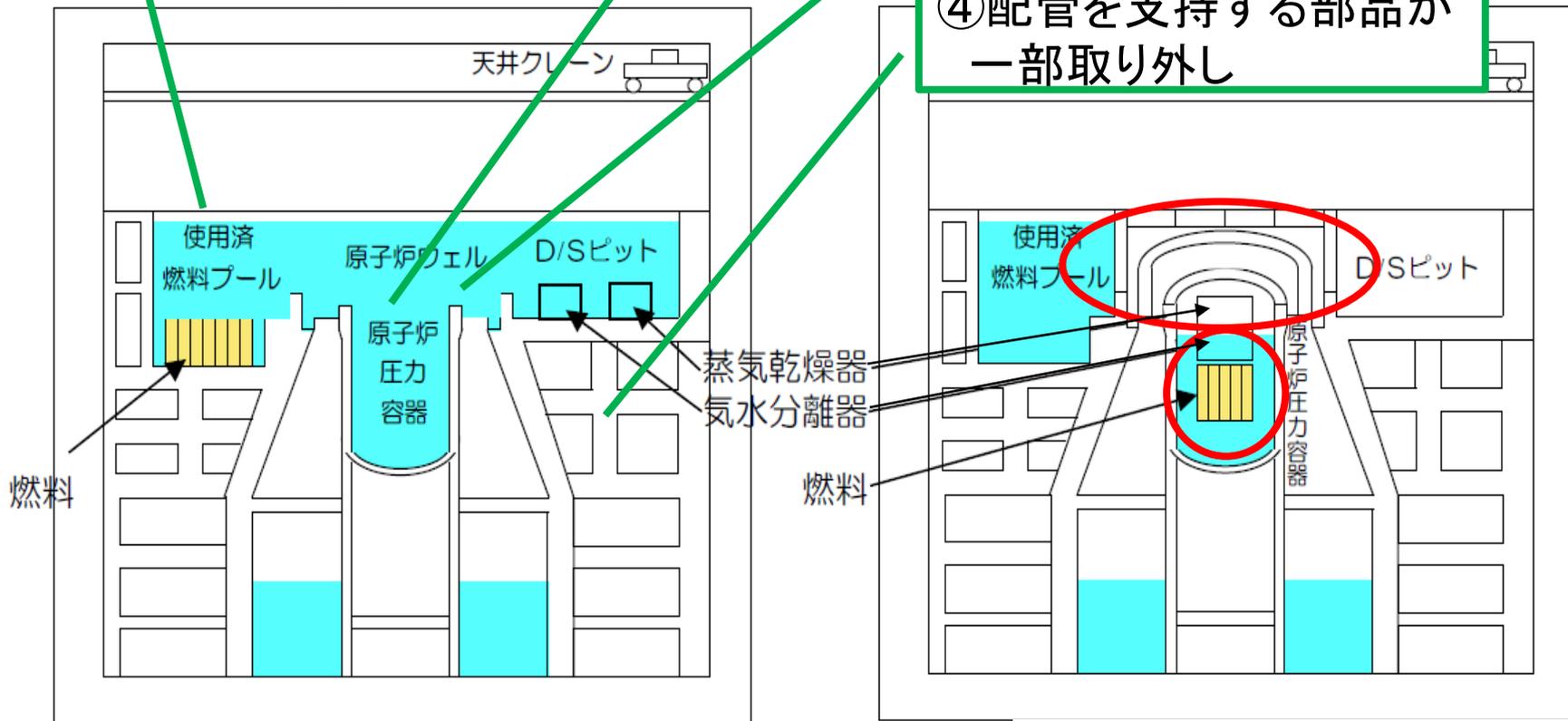
②すべての燃料が取り出し

①定期検査のための水張り

③容器のふたが取り外し

④配管を支持する部品が一部取り外し

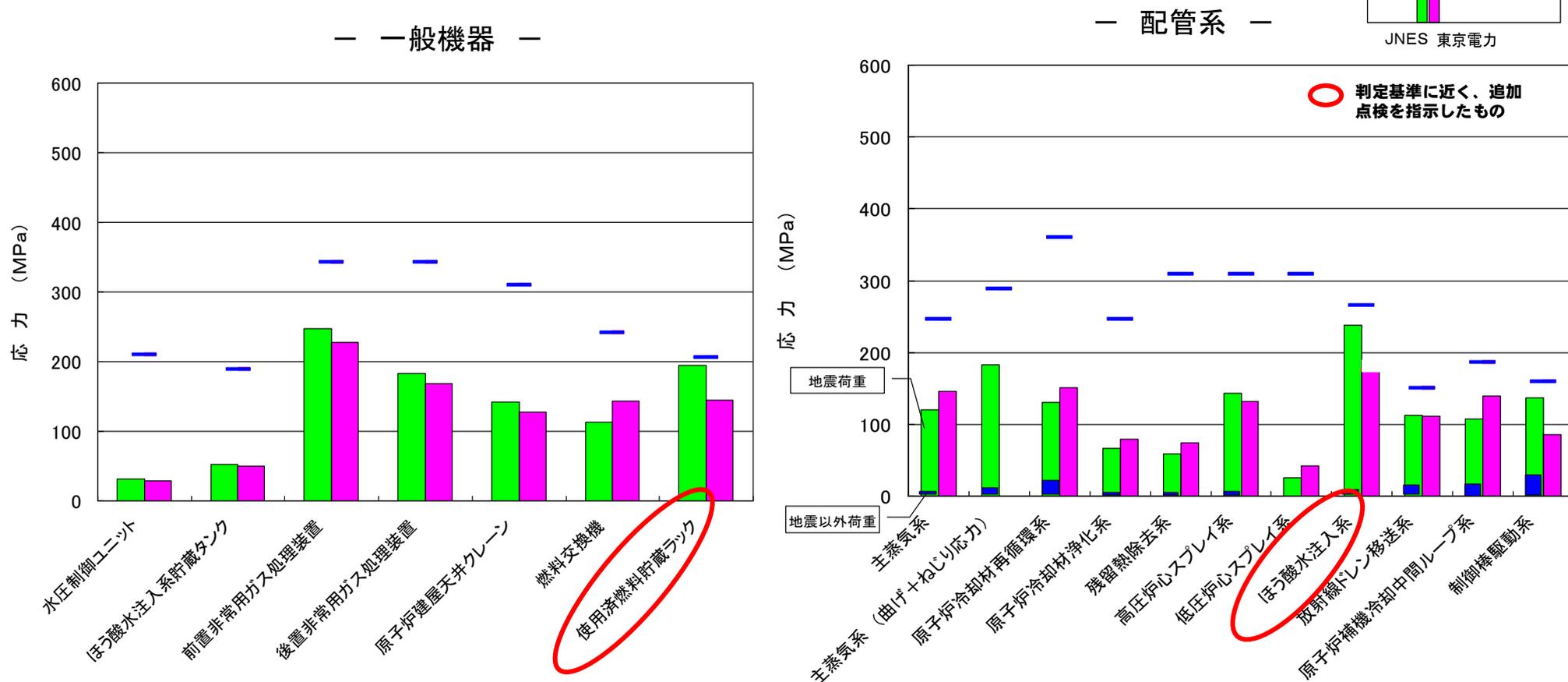
これらの状況が考慮された解析が行われているか？



地震発生時の状況
(1号機の状況)

通常運転時の状況
(例)地震発生時における
6、7号機の状況

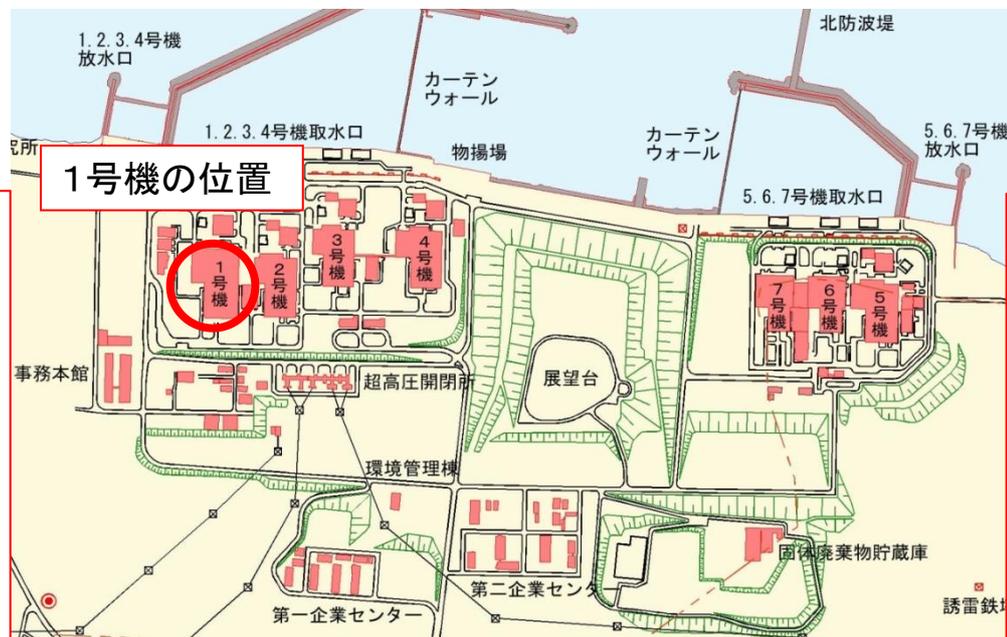
地震応答解析の結果について



○1号機の安全上重要な機器・配管に対する解析の結果については、判定基準を満たし、健全性が維持されているものと評価。

○判定基準に近い結果となった上記の使用済燃料貯蔵ラックやほう酸水注入系配管を加えた計7機器・配管については、保安院から東京電力に対し追加点検の指示を行い、詳細目視点検や浸透探傷試験などの結果、異常の無いことを確認。

1号機における不適合事象の評価



(1号機の不適合の発生状況)
中越沖地震による揺れでは、1号機が全号機の中で最も強い揺れを受けており、地震の影響による不適合総件数では、1号機は695件で、全号機の中で最も多い。

柏崎市側(荒浜側)

刈羽村側(大湊側)

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機
地震発生時の運転状況	定検中(中期)	定検中(起動中)	運転中	運転中	定検中(末期)	定検中(末期)	運転中
不適合総件数	695件	412件	483件	431件	473件	275件	246件
地震の観測値	680gal	606gal	384gal	492gal	442gal	322gal	356gal
旧設計基準地震動による応答値*	273gal	167gal	193gal	194gal	254gal	263gal	263gal

*:旧耐震審査指針に基づいて設定されていた設計基準地震動S₂を入力した結果、解析上で原子炉建屋基盤上での値として求められた応答加速度。

1号機における不適合事象（地震の影響に起因するもの）の特徴

不適合の分類	1号機	6号機	7号機
地震による部品等のずれ、こすれ、損傷事象	30 (0)	27 (0)	16 (0)
地盤変位による変形、損傷事象	20 (0)	0 (0)	0 (0)
分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象	7 (1)	0 (0)	0 (0)
グラウトの微細なヒビ	11 (0)	12 (0)	13 (0)
浸水による損傷事象	86 (4)	0 (0)	0 (0)
合計	154 (5)	39 (0)	29 (0)
構造強度・機能に影響有り	122 (5)	6 (0)	9 (0)
構造強度・機能に影響なし	32 (1)	33 (0)	20 (0)
点検機器総数	2001	1538	1362

()内は安全上重要な設備であり、上段機器数の内数

（1号機の不適合の特徴）

○1号機固有の不適合事象

- ・消火水配管の破損に伴う**建屋への浸水**
- ・点検中のため仮置きをしていた**機器の転倒**

○屋外の共用設備の地盤変位量が、他号機より大きいことに起因する不適合

○その他の不適合事象は、他号機で発生した内容とほぼ同等



建屋内浸水状況

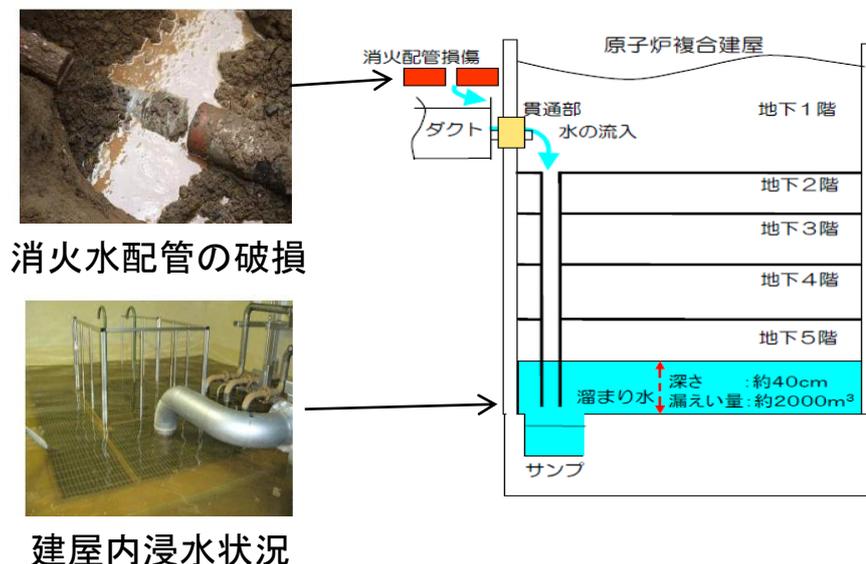


電動機の転倒状況

1号機では、**安全上重要な設備**として、主蒸気管放射線モニタ検出器（4機器）及び残留熱除去海水ポンプ電動機に**不適合が発生**（上記赤丸）。ただし、地震発生時は**定期検査中のため**、機能要求が無かったことから、**安全上の問題は無かった**。

安全上重要な設備に係る不適合事象の評価

1. 消火水系配管の損傷に伴う浸水による機器の水没(主蒸気管放射線モニタ検出器)



(事象の概要)

地震により地表面の不等沈下が発生し、地下に埋設された消火系配管が損傷・破断し、消火用水がダクトを通じて1号機原子炉複合建屋地下に流入(約2000m³)し、当該建屋内にあった86機器が水没した。

そのうち安全上重要な設備として、主蒸気管放射線モニタ検出器4機器(地下2階床に設置)が機能に影響を受けた。

(保安院の評価)

- 当該検出器の水没については、原子炉安全上重要な設備であることに鑑み、仮に運転中に同様の事象が発生した場合の影響評価を指示。
- その結果、検出器の異常は水没後4日経過して発生しているので即座に機能喪失することはないこと、検出器に異常が発生した場合、原子炉を安全に停止する機構が作動する等により、安全上影響を及ぼすものではないことを確認。
- 当該設備の復旧状況について、設備健全性評価サブWG委員による現地調査を実施し、新たに当該モニタ検出器の周辺に、高さ約20cmの堰が設置され、浸水しにくい構造に変更されていることを確認。



放射線モニタ検出器の水没状況

主蒸気管放射線モニタ検出器C外形図

(参考) 消火系配管の損傷に対する対策 (報告済み)

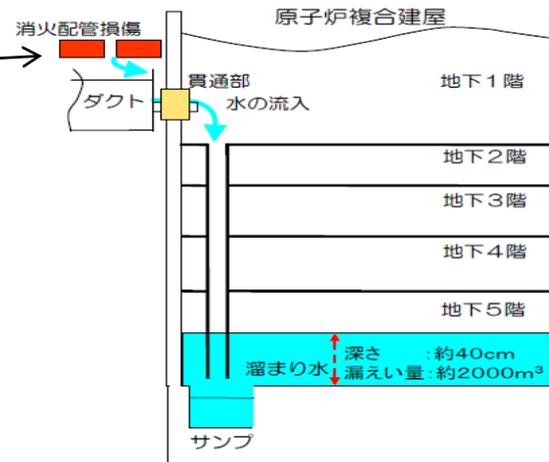
(経緯)

- 3号機の変圧器火災の教訓を踏まえ、「自衛消防及び情報連絡・提供に関するWG」で検討し、対策を提言。
- 既に消火系配管の地上化等対策を実施済み。



埋設された消火系配管の破損
(機械式継手部が破損した状況)

対策

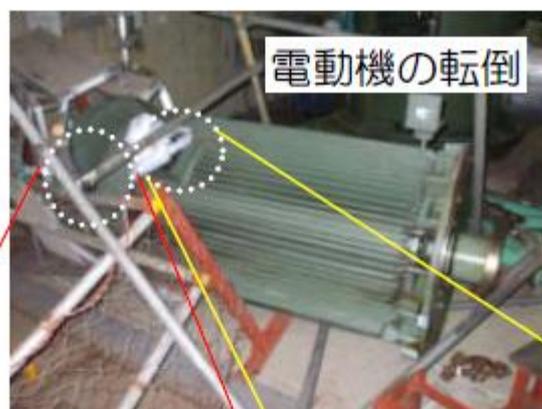


地上化された消火系配管及び溶接継手へ変更

- (対策) 3号機変圧器火災の教訓を踏まえ、消火設備の耐震性を確保するための対策を実施
- 消火系配管を地上化して施設
 - 配管の建物接続部を機械式継手から溶接継手へ変更

安全上重要な設備に係る不適合事象の評価

2. 点検中のため仮置きしていた機器の転倒・接触（残留熱除去海水ポンプ電動機）



電動機の転倒



上部カバーの変形



端子箱の変形

（事象の概要）

1号機は地震発生時においてプラントを停止して機器の開放・分解点検を実施していたことにより、仮置きをしていた点検対象機器の転倒・接触等の不適合事象が発生し、7機器が影響を受けた。

そのうち安全上重要な設備として、点検中に仮置きしていた残留熱除去海水ポンプ電動機が転倒し機能に影響を受けた。

（保安院の評価）

- 1号機で仮置き機器の転倒等による不適合事象が多く発生したことに鑑み、二次的被害防止の観点から安全上重要な機器やその付近に点検用資材等を仮置きしない手順になっているか、固縛等の手順が整備され現場に徹底されているか等について、重点的に確認。
- その結果、中越沖地震を踏まえ改訂されたマニュアルにおいて、機材の仮置き等を実施する場合は、地震時における影響を考慮して固縛、固定等の処置を行うよう定めており、協力企業に対してもこれらの処置の実施を要求していることを確認。

点検で判明した不適合事象の評価（まとめ）

- 1号機の地震に起因する影響を受けた機器数は、全号機の中で最も多いが、その大半は、以下に示す1号機固有の事象である。
 - ① 1号機固有の事象である消火系配管の損傷による水没
 - ② 仮置き機器の転倒・接触
 - ③ 共用設備等の損傷

- 東京電力の考察
1号機は最も強い揺れを受けたが、1号機特有の上記3事象の不適合を除けば、不適合数が6、7号機と同程度（1号機：41機器、6号機：39機器、7号機29機器）となった。
この理由は、以下の通り、1号機が保守的な条件で設計されていることが要因の一つである。
 - ① 1号機の設計条件を6号機と比較すると、大きな静的地震力を適用
 - ② 地震の揺れが配管に伝わる際、減衰する度合い（減衰定数）を小さく見積

- 保安院の評価
1号機が余裕をもった耐震設計であったことが、不適合の少なかった要因の一つであると評価。

保安院が行った重点確認

- ▶ 浸水事象に対する点検・復旧や対策の実施状況
- ▶ 定期検査中に地震が発生した場合の二次的被害(転倒等)の防止対策
- ▶ 先行号機の点検を踏まえた改善状況
- ▶ 東京電力の地震応答解析の結果、裕度が比較的小さかった上部シアラグ(原子炉格納容器の支持構造物)の確認
- ▶ JNESにおいて独自に地震応答解析を実施し、裕度が比較的小さい結果が得られた設備の追加点検の実施状況
- ▶ 原子力安全委員会の指示を踏まえた対応に対する確認

保安院が行った重点確認

浸水事象に対する点検・復旧や対策の実施状況の確認

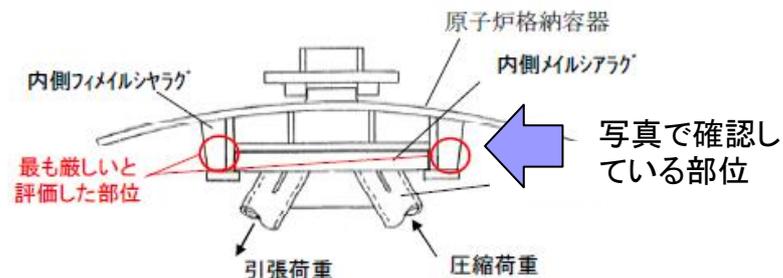


モニタの周囲に堰が設置され浸水しにくい構造となっていることを確認しました。

上部シアラグの確認



ひびや変形が無いことを目視等により確認しました。



機器単位の設備健全性の評価結果

- 設備点検等の確認結果から、点検対象とした約2000機器には、**技術基準の適合性に係る異常は無い**と評価。
- 地震発生時の状況を適切に模擬した**地震応答解析**が行われており、各機器とも**評価基準値を満足**（評価基準値を超えた2系統のメカニカルスナツバについては、追加点検（分解点検及び低速走行試験）と詳細解析により健全性を確認）。
- 原子力安全基盤機構（JNES）による**クロスチェックの結果**、評価基準値を超える結果となった**メカニカルスナツバ**1本については、低速走行試験により**健全性が確保**されていることを確認。
- **不適合事象**について**原因究明の上、補修等の措置が適切に実施**されていることを確認。

以上より、機器単位の設備健全性は確保されていると評価。

2 - 2. 系統単位の設定健全性

系統単位の評価方針 (系統機能試験における主な確認方針)



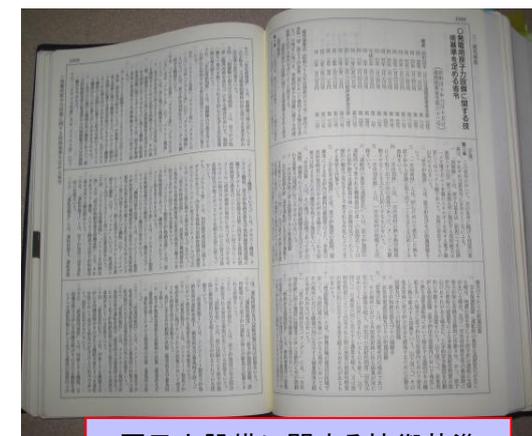
- ①「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」の各機能に必要な系統は健全か？
- ②地震前の状態と比べ安全機能に変化は無いか？
- ③異常が確認された設備は復旧され、系統として正常か？(重点4項目を追加して確認)

○系統に要求される機能は、電気事業法に基づく「技術基準」に規定。

○1号機では、この要求を確認するため**31項目の試験**を実施。

○技術基準への適合性に加え、地震影響を評価する**重点4項目***を設定して確認。

※重点4項目：①試験実施前の前提条件(必要な検査が終了していること)の確認、②原子炉を安全に停止する機構の一連の作動状態確認、③設備点検で異常が確認された部位に対する作動状態等の確認、④地震前の試験結果との比較



原子力設備に関する技術基準

系統機能試験の結果（その1）

要求機能	系統機能試験項目	試験内容	国の評価
止める機能	・ほう酸水注入系機能検査	・核反応を停止できるほう酸水を原子炉に注入し、原子炉を安全に停止する機能を確認。	検査官が立ち会い等により、必要な機能があることを確認した。
	・原子炉保護系インターロック機能検査	・異常状態を検知し、原子炉停止信号等を発信、伝達する機能を確認。	
	・原子炉停止余裕検査	・制御棒が1本挿入できないときでも、原子炉を停止できる炉心構成となっていることを確認。	
	・制御棒駆動機構機能検査	・制御棒を1本ずつ、全挿入位置から全引抜位置まで駆動が正常でかつ挿入位置表示が正常か確認。	
	・制御棒駆動系機能検査	・制御棒を1本ずつ緊急挿入（スクラム）させ、所定の時間内に挿入完了することを確認。	
冷やす機能	・非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査	・原子炉内の炉心に水を注入し、緊急に冷却できる機能を確認。	
	・非常用ディーゼル発電機定格容量確認検査	・原子炉内を冷却する装置に電源を供給する非常用電源の機能を確認。	
	・自動減圧系機能検査	・原子炉内の圧力を低下させ、炉心に水を注入し、緊急に冷却できる機能を確認。	
	・給水ポンプ機能試験	・万一の、小規模な原子炉冷却材漏えいが発生しても給水ができる機能を確認。	

系統機能試験の結果（その2）

要求機能	系統機能試験項目	試験内容	国の評価
閉じこめる 機能	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系機能検査 ・原子炉建屋気密性能検査 ・可燃性ガス濃度制御系機能検査 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉や原子炉格納容器から放射性ガスや可燃性ガス(水素)が発生した場合、それらを閉じこめ、安全に処理できる機能を確認。 	検査官が立ち会い等により、必要な機能があることを確認した。
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ系機能検査 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内に水を噴霧し、圧力や温度を下げ原子炉格納容器を保護する機能を確認。 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁機能検査 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流失を防止する機能を確認。 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器隔離弁機能検査 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉から原子炉冷却材が漏えいした場合、原子炉格納容器を閉止して放射性ガス等を閉じこめる機能や原子炉建屋からの制御されない漏えいを起こさない機能を確認。 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器漏えい率検査 		
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋気密性能検査 		



系統機能試験の結果（その3）

要求機能	系統機能試験項目	試験内容	国の評価
その他の機能	・液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その1、その2)	・液体廃棄物の貯蔵設備・処理設備の流入量や貯蔵量水位の管理を行う機能を確認。	検査官が立ち会い等により、必要な機能があることを確認した。
	・液体廃棄物処理系機能試験		
	・計装用圧縮空気系機能検査	・原子炉の運転制御用の空気作動弁の動作に必要な圧縮空気を供給できる機能を確認。	
	・原子炉建屋天井クレーン機能検査	・原子炉建屋の天井クレーンの動作確認・落下防止(燃料取扱時)を確認。	
	・中央制御室非常用循環系機能検査	・運転員が中央制御室にとどまり必要な操作措置がとれるような換気空調系の機能を確認。	
	・直流電源系機能検査	・外部電源喪失時、原子炉を安全に停止し、その後冷却するための設備の電源機能を確認。	
	・選択制御棒挿入機能検査	・原子炉の異常な過渡変化を安全に収束するための選択制御棒挿入機能を確認。	
	・タービンバイパス弁機能検査	・タービン負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する機能を確認。	
	・原子炉保護系インターロック機能検査(タービン設備に係るもの)	・異常状態を検知し、原子炉停止やタービン停止信号を発信・伝達する機能を確認。	
	・固体廃棄物処理系焼却炉機能試験	・焼却炉を運転し焼却炉本体の運転状態に異常のないことを確認。	
	・固体廃棄物貯蔵庫管理状況調査	・固体廃棄物貯蔵庫内の放射線測定、保管状況を目視による確認。	
・補助ボイラー試運転試験(その1, 2, 3)	・補助ボイラーを定格状態で運転し所定の性能が確保されることを確認。		

保安院検査官の指摘により改善させた事項

➤事象の概要

平成22年2月23日に実施された定例試験「低圧炉心スプレイ系ポンプ手動起動試験」に立ち会っていた保安検査官が、現場の計器取付位置を確認したところ、計器の補正值に疑義があることを指摘。東京電力は保安検査官の指摘を受け調査を実施し、計器の補正值に誤りのあることを確認。

➤原因と対策

誤った補正值を正しいものと誤判断したことが直接的な原因。過去の計器の総点検において、補正值に誤りが確認されていたが、誤使用防止の措置をとっていなかった。

対策として、①誤りが確認された補正值は誤使用防止の措置を確実にとること、②系統機能試験の成立性を確認するため、正しい補正值により再計算した結果、判定基準を満足することを確認、③保安院の指示により、正しい補正值にて計器校正を行った後、改めて定例試験を実施し、判定基準を満足することを確認。

➤保安院の評価

東京電力による原因調査、対策の検討、検査成立性の検討、再試験が適切に行われたことを確認した。また、既に系統機能試験が実施されている5、6、7号機において同様の問題がないことを確認した。

系統単位の設備健全性の評価結果

- ▶ 適切な実施方法、体制の下ですべての試験項目が終了。
- ▶ 各試験(31項目)の結果は技術基準に適合し、「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」を担う系統は必要な安全機能を有していることを確認。
- ▶ 重点確認4項目についても、地震影響がないことを確認。
- ▶ 燃料装荷に当たっては、安全に燃料装荷作業が行われ、燃料の装荷された状態で必要となる安全性は確保されていることを確認。

以上により、系統単位の設備健全性は確保されていると評価。

1号機の機器及び系統単位の健全性に対する評価のまとめ

①機器単位の評価

○1号機の**重要機器**（約2000機器）は、技術基準に適合。**機器単位での設備は健全。**

— 詳細な点検及び地震により設備にかかった力の計算を実施し、健全性を確認。国の検査官が点検に立ち会い、結果をチェック。国の専門機関(JNES)により計算結果をチェック。

— 運転に影響を与える不適合事象については、補修・復旧等適切な措置を実施済み。

②系統単位の評価

○1号機の**安全機能を担う系統**は、技術基準に適合し、必要な安全機能を有していることを確認。**系統単位の設備の健全性は維持**されていると評価。

— 地震の影響をみるため重点4項目の着眼点を追加し、地震影響がないことを確認。

— 保安院の検査官が立ち会い等により確認。

3. 耐震安全性に係る評価について

主な経緯

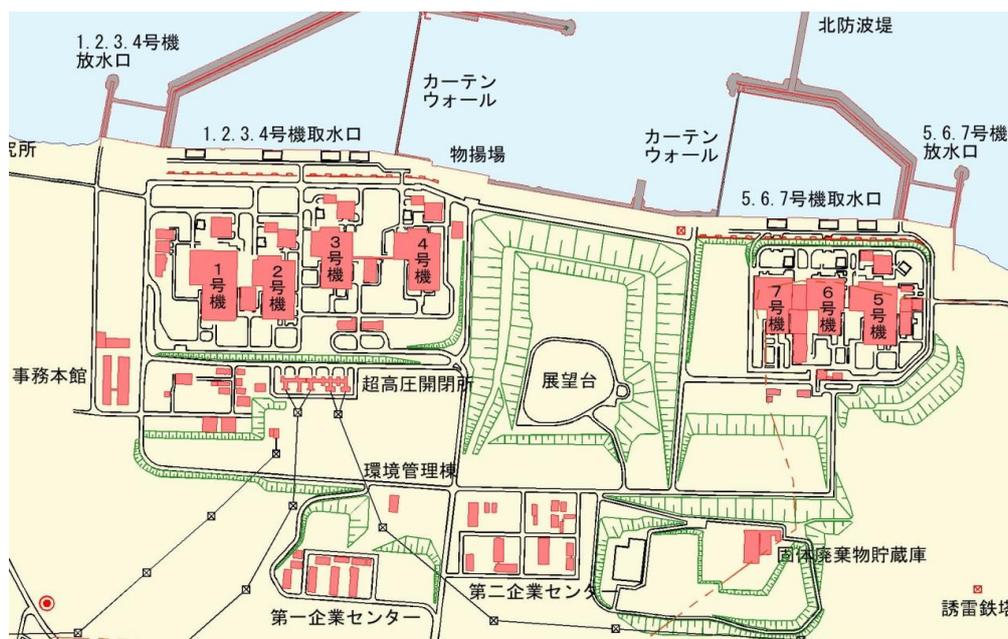
- 1) 平成18年9月19日、原子力安全委員会が新耐震指針を決定。
- 2) 平成18年9月20日、保安院は、耐震指針の改訂を受け、既設発電用原子炉施設等について、改訂された耐震指針に照らした耐震安全性の評価を実施し、その結果を保安院に報告するよう原子力事業者等に対し指示。
- 3) 平成19年7月16日、中越沖地震が発生。
- 4) 平成21年1月30日、新耐震指針に基づく基準地震動Ssを妥当と判断。
- 5) 平成21年12月8日から保安院は、1号機の基準地震動Ssに対する耐震安全性について、立入検査、現地調査を含め、合同WG及び構造WGにおいて専門家の意見を聴取しながら審議。
- 6) これらの審議を踏まえ、東京電力は、平成22年3月4日に1号機の耐震安全性評価結果における中間報告書(地震随件事象部分)、同月24日に最終報告書を提出。
- 7) 平成22年4月8日、保安院は、合同WG及び構造WGの検討結果等を踏まえ、新耐震指針に照らしても1号機の耐震安全性は確保されると判断。

各号機における地震動評価

各号機における地震動評価

数値は水平方向の値(単位:ガル)

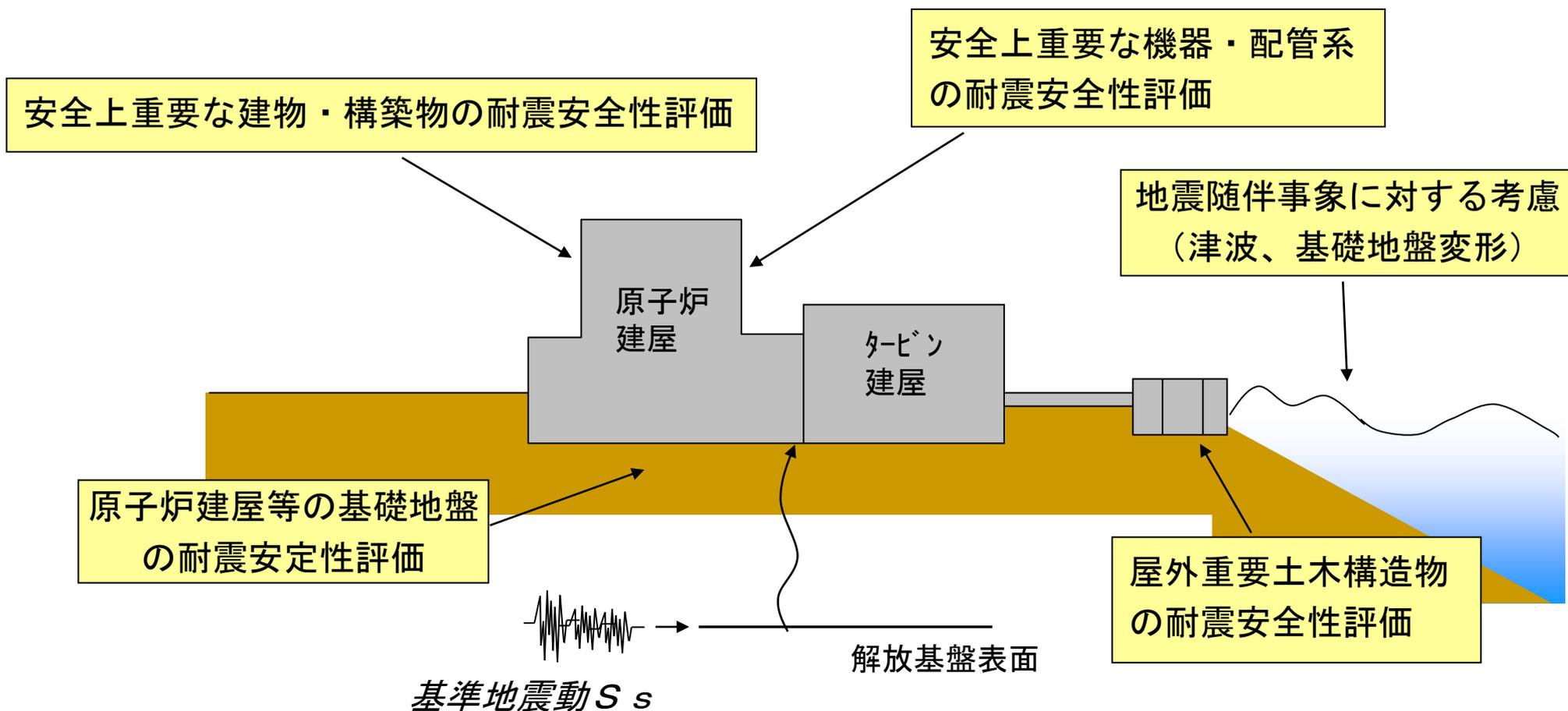
対象とする地震動	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機
新潟県中越沖地震(観測値) (原子炉建屋基礎版上)	680	606	384	492	442	322	356
基準地震動Ssによる応答 (原子炉建屋基礎版上)	873	809	761	704	606	728	740
基準地震動Ssの最大値 (解放基盤表面)	2,300				1,209		



柏崎刈羽原子力発電所構内配置図

施設の耐震安全性評価

下記の施設等について、策定した基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価を実施。



評価対象施設等

施設等の分類	評価対象施設等の内訳
施設の耐震安全性 (建物・構築物)	原子炉建屋、タービン建屋、海水機器建屋、排気筒
施設の耐震安全性 (屋外重要土木構造物)	非常用取水路、原子炉補機冷却系配管ダクト、非常用ガス処理系配管ダクト
施設の耐震安全性 (機器・配管系)	原子炉本体、計測制御系統設備、原子炉冷却系統設備、原子炉格納施設、放射線管理設備、燃料設備、附帯設備
地震随件事象 に対する安全性	津波、基礎地盤変形
基礎地盤の安定性	原子炉建屋等の基礎地盤

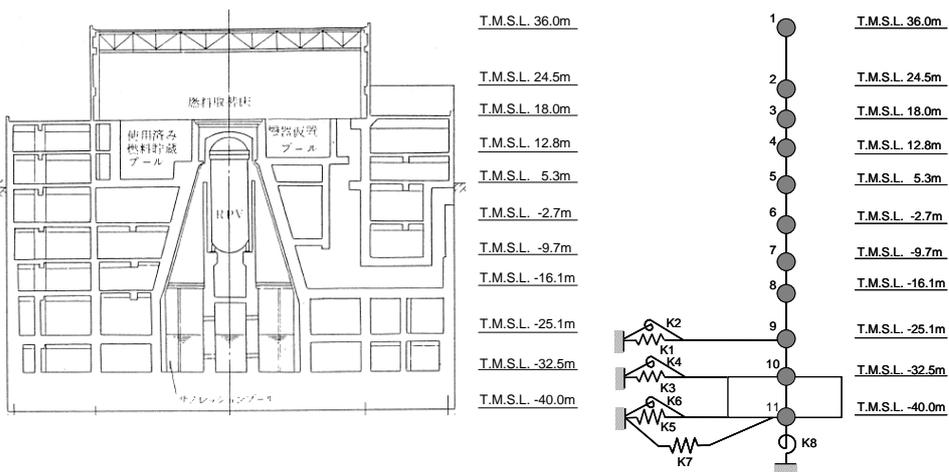
施設の耐震安全性の評価（建物・構築物）

- 解析モデルについては、各建屋及び構築物の構造、地盤状況等を適切に反映しており、妥当なものと判断。
- 各耐震壁に生じるせん断ひずみが、評価基準値 (2.0×10^{-3})※内であることを確認。
- 原子炉建屋屋根トラスや排気筒の各部材に生じる発生応力値が、日本建築学会「鋼構造設計規準」等による評価基準値内であることを確認。
- JNESが実施した原子炉建屋のクロスチェック解析結果を検討し、耐震壁のせん断ひずみ及び屋根トラスの各部材の発生応力が評価基準値内であることを確認。
- 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性は確保されると判断。

※日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」において耐震壁の機能が保持される限界のなせん断ひずみ (4.0×10^{-3})に余裕をみて設定された目安値

対象施設の評価結果(例)

対象施設	対象部位	最大応答値	評価基準値
原子炉建屋	耐震壁	0.51×10^{-3} (せん断ひずみ)	2.0×10^{-3}
	屋根トラス 鉄骨部(斜材)	0.98 (応力比)	1.0
タービン建屋	耐震壁	0.34×10^{-3} (せん断ひずみ)	2.0×10^{-3}
海水機器建屋	耐震壁	0.17×10^{-3} (せん断ひずみ)	
排気筒	筒身	0.94 (応力比)	1.0

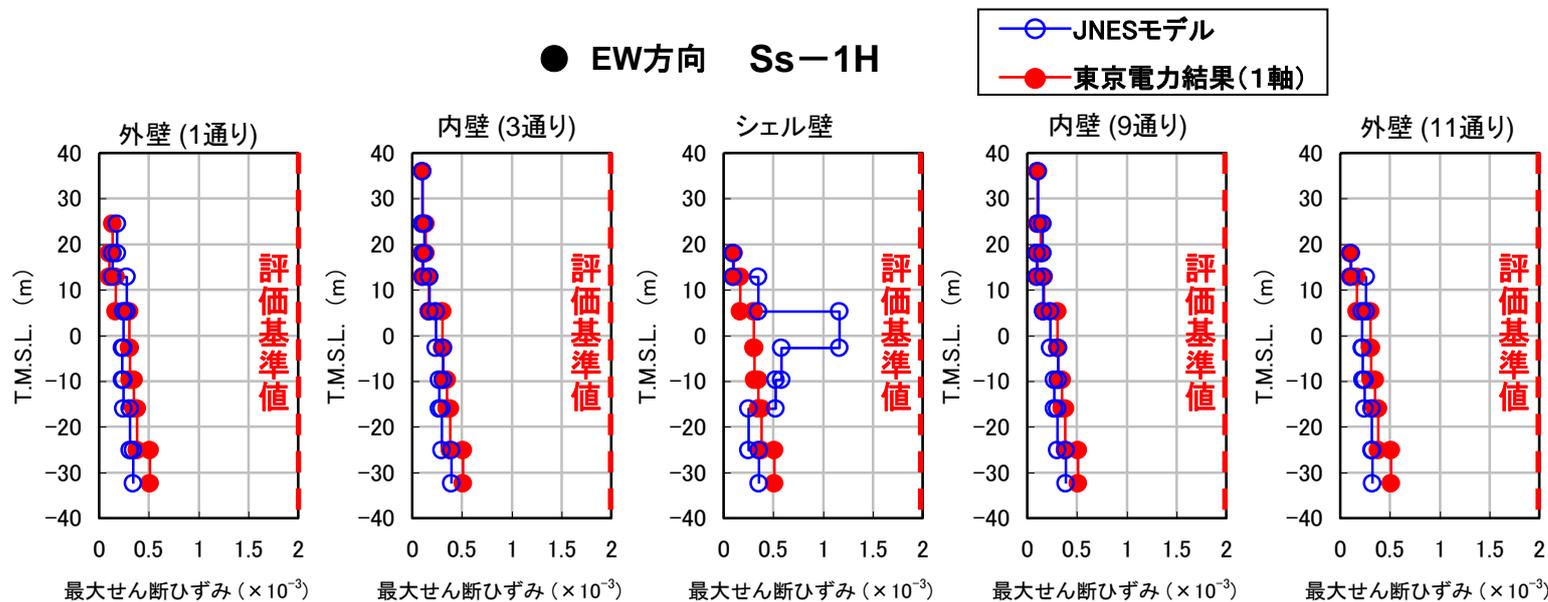


原子炉建屋の概略断面図

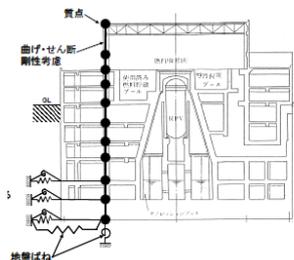
原子炉建屋の地震応答解析モデル
(NS方向及びEW方向)

原子炉建屋の例

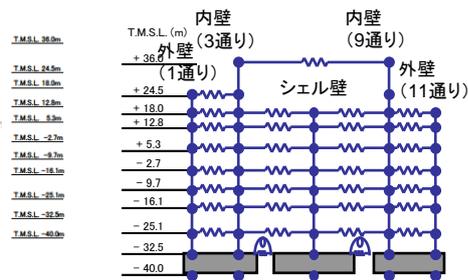
施設の耐震安全性の評価（建物・構築物）



◇ 東京電力モデル



◇ JNESモデル

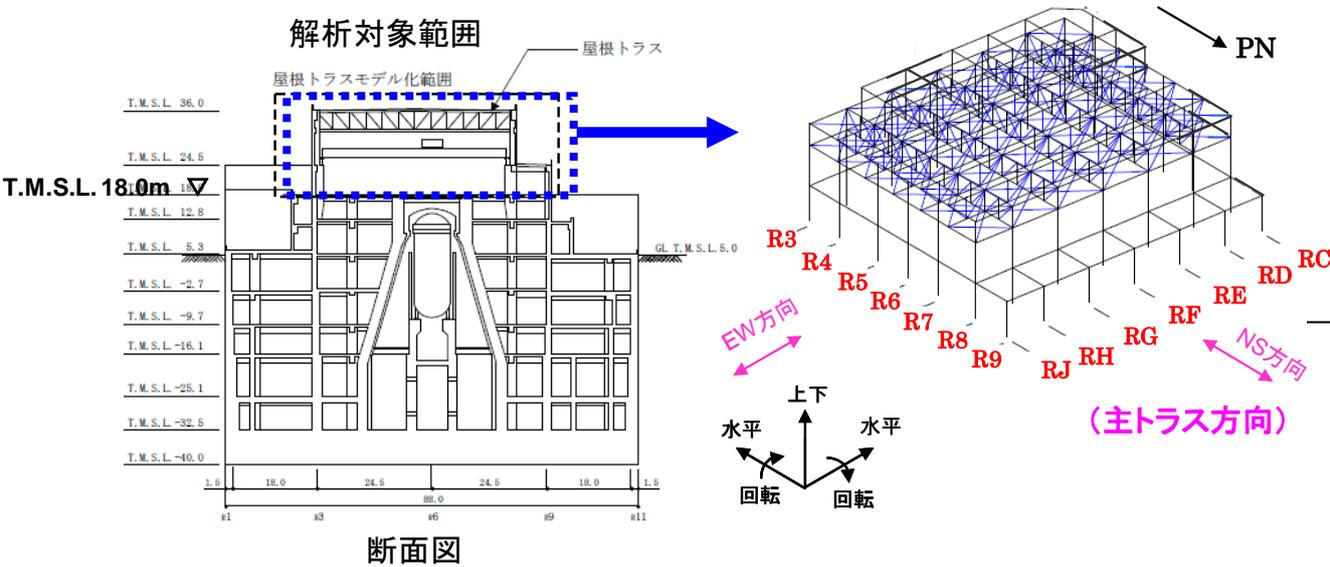


○床の柔性を考慮したJNESの結果は床を剛とした事業者の結果と比較すると、床柔性の影響でシェル壁自体の振動により、シェル壁の断面性能が小さい上層部でひずみが大きくなる結果となった。

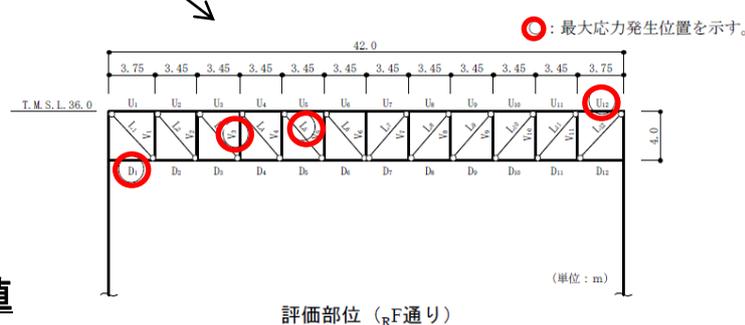
○JNESモデルの解析結果は、事業者結果に比べて、シェル壁で大きな応答 (S_s-1H , EW方向、最大: 1.16×10^{-3})を示すが、評価基準値 (2.0×10^{-3}) 以下であることを確認した。

JNESによる原子炉建屋のクロスチェック解析(例)

施設の耐震安全性の評価（建物・構築物）



※解析は T.M.S.L.18.0m より上部の主要構造部材を対象とし、対象部材は3次元モデルでモデル化。なお、モデルの形状および重量・剛性等は事業者と同一。



主トラス要素の応力比(発生応力度/許容値)の最大値

部材	応力比 [※]		評価基準値
	JNES	事業者	
上弦材	0.70	0.76	< 1.0
下弦材	0.78	0.90	
斜材	0.95	0.98	
束材	0.81	0.95	

*** 応力比:** $\sigma_n/f_n + \sigma_b/f_b < 1.0$ (評価基準値)
 σ_n : 地震時の軸応力度
 f_n : 圧縮・引張応力に対する許容値
 σ_b : 地震時の曲げ応力度
 f_b : 曲げ応力に対する許容値

JNESによる原子炉建屋 屋根トラスのクロスチェック解析(例)

施設の耐震安全性の評価（屋外重要土木構造物）

- 屋外重要土木構造物（非常用取水路、原子炉補機冷却系配管ダクト及び非常用ガス処理系配管ダクト）の耐震安全性評価に用いられた地震応答解析モデルは構造物、周辺地盤等を適切に反映しており、妥当なものと判断。
- 地震応答解析の結果、屋外重要土木構造物の各部材に作用する変形やせん断力等は、土木学会「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル」に基づき算定した評価基準値を下回ることを確認。
- 屋外重要土木構造物の耐震安全性は確保されると判断。

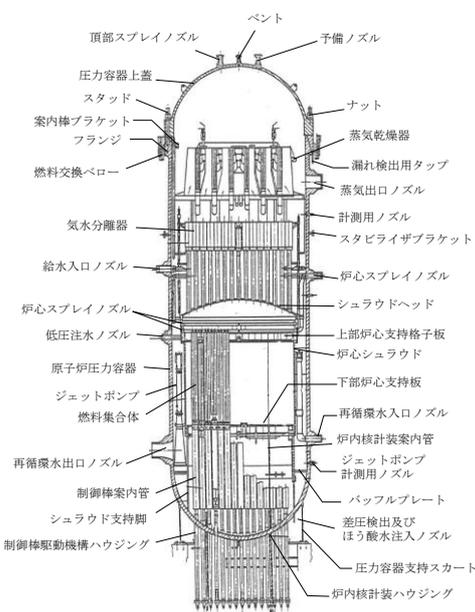
屋外重要土木構造物の層間変形角・曲率及びせん断力の評価結果(例)

設 備	層間変形角 (または曲率)			せん断力		
	照査用応答値	評価基準値	照査用応答値 ／評価基準値	照査用応答値 (kN)	評価基準値 (kN)	照査用応答値 ／評価基準値
非常用取水路	0.642/100	1/100	0.64	343	454	0.76
原子炉補機冷却系配管ダクト(A系)	0.430/100	1/100	0.43	1167	1855	0.63
原子炉補機冷却系配管ダクト(B系)	0.428/100	1/100	0.43	371	568	0.65
非常用ガス処理系配管ダクト	0.0964/100 (0.00235)	1/100 (0.0299)	0.096 (0.079)	263	339	0.78

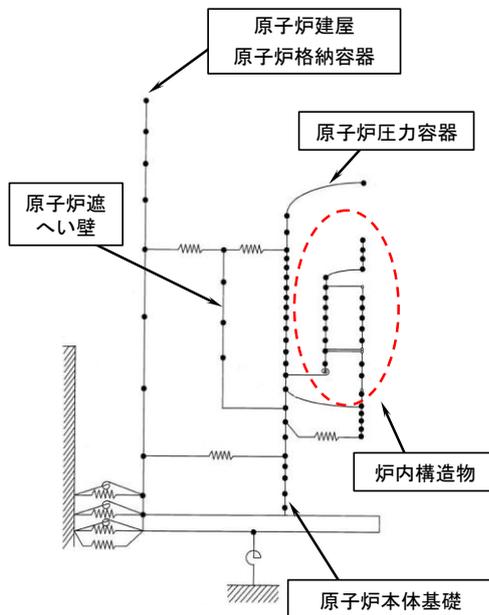
施設の耐震安全性の評価（機器・配管系）

- 機器・配管系の構造強度評価及び動的機能維持に用いられた地震応答解析手法等は、妥当なものと判断するとともに、その評価結果は、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-補・1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991追補版」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格JSME S NCI-2005」等による評価基準値以下であることを確認。
- 制御棒の挿入性に関する評価については、原子炉圧力容器や燃料集合体を含む炉内構造物と原子炉建屋を連成した解析モデルによる地震応答解析の結果、燃料集合体の中央部の相対変位は、29.6mmであることを確認。（制御棒の挿入性に係る振動試験では、燃料集合体の中央部の相対変位が40mmの場合でも規定時間内に挿入されることを確認。）
- JNESが実施したクロスチェック解析を検討し、各部材の発生応力等が評価基準値内であることを確認。
- 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性は確保されると判断。

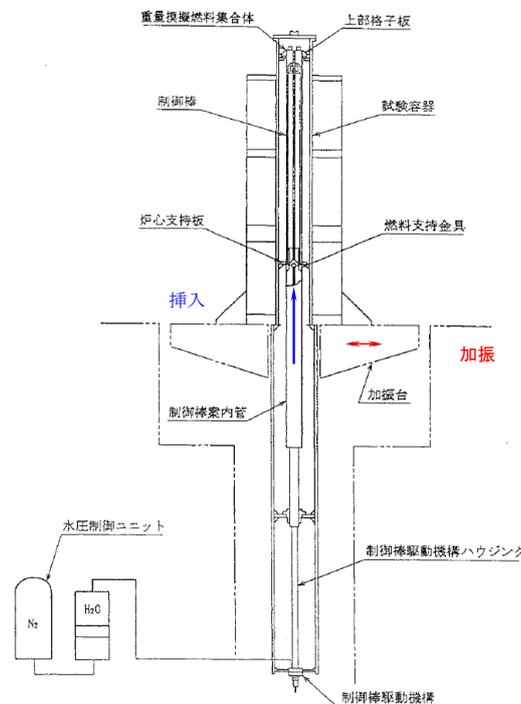
施設の耐震安全性の評価（機器・配管系）



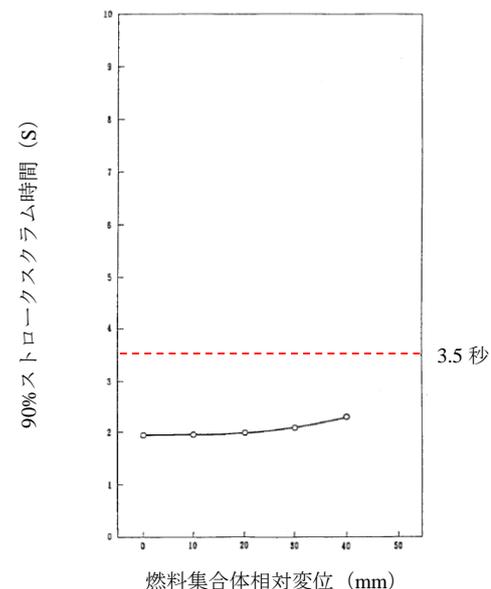
炉内構造物模式図



炉内構造物
(水平方向解析モデル)



設計時の制御棒挿入試験



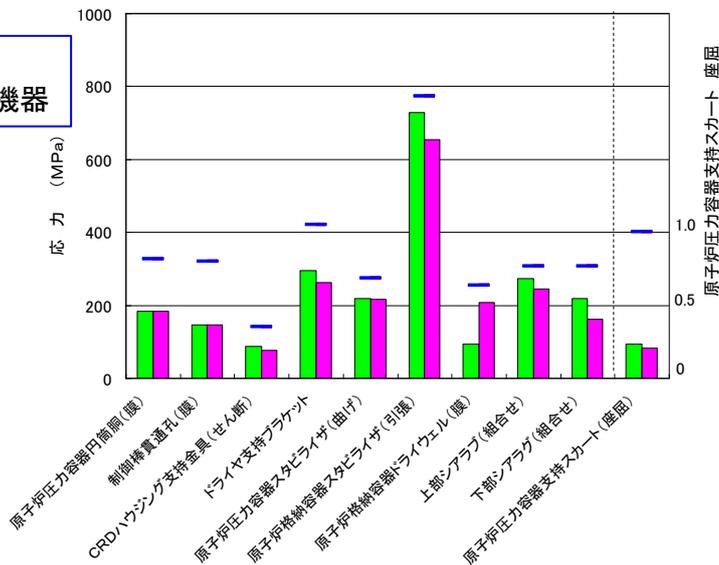
燃料集合体相対変位の
スカラム時間に与える影響

炉内構造物の例

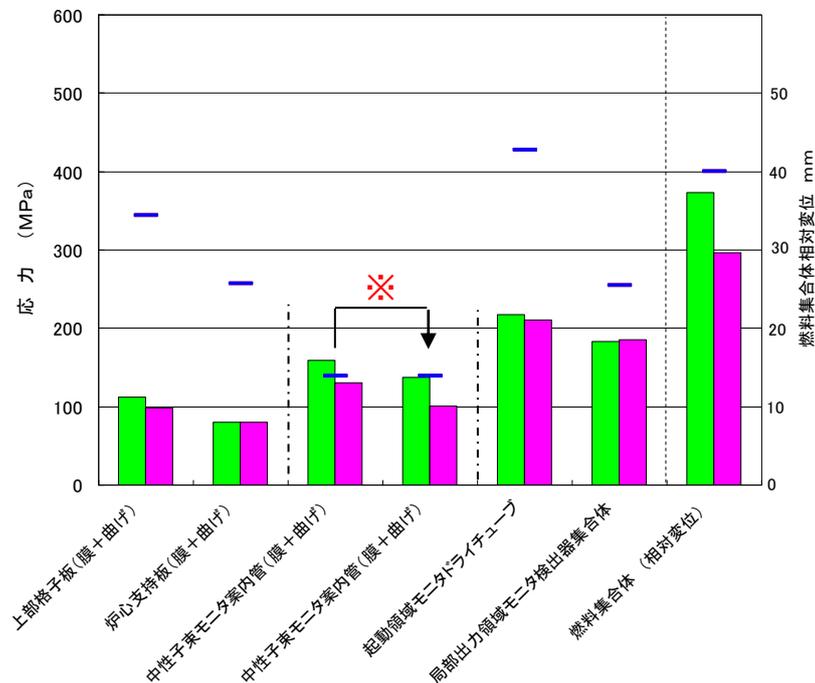
制御棒の挿入性に関する評価

施設の耐震安全性の評価（機器・配管系）

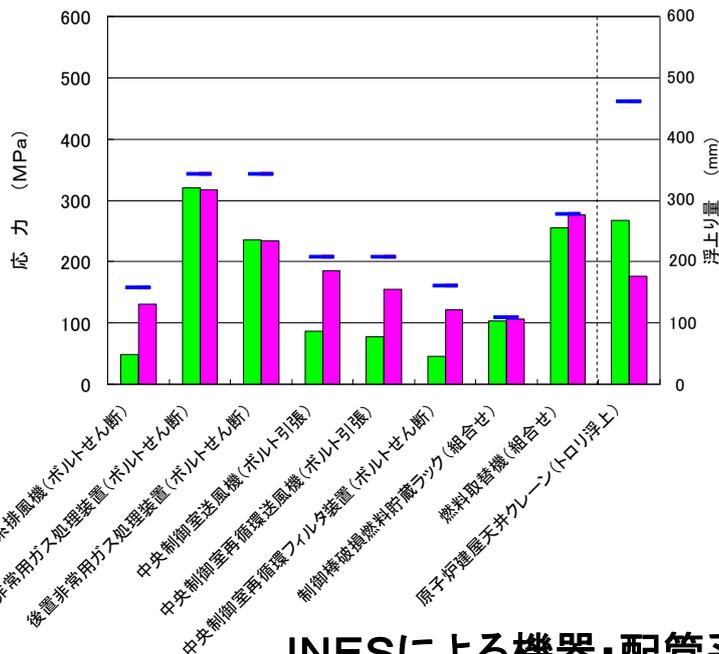
原子炉圧力容器及び
原子炉格納容器関連機器



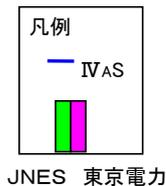
炉内・炉心支持構造物



一般機器



※中性子モニタ案内管については、設計時と同等の評価では評価基準値を超える部位が認められたが、現実的な荷重条件を反映したモデルによる評価では、評価基準値内であることを確認。



(参考) IVASとは、基準地震動 S_5 により施設に生じる応力が、施設が機能喪失に至るような塑性変形が生じるレベルに至っていないかどうかを判断するための基準値(「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601・補-1984)」)

JNESによる機器・配管系のクロスチェック解析(例)

施設の耐震安全性の評価（動的機能維持）

- 非常用ディーゼル発電設備、ポンプ、弁等の動的機能が要求される機器について、地震応答解析結果から当該機器の最大応答加速度が、JEAGにおいて規定されている機能確認済み加速度、又は個別の試験等による値の範囲内に概ねあることを確認。ただし、一部の機器において機能確認済み加速度を上回ることから、詳細評価として部品単位で構造強度評価を行い、評価基準値以下であることを確認。
- JNESが実施したクロスチェック解析を検討し、動的機能が要求される設備の最大応答加速度等が評価基準値内であることを確認。
- 動的機能が要求される設備の耐震安全性は確保されると判断。

動的機能維持詳細評価結果

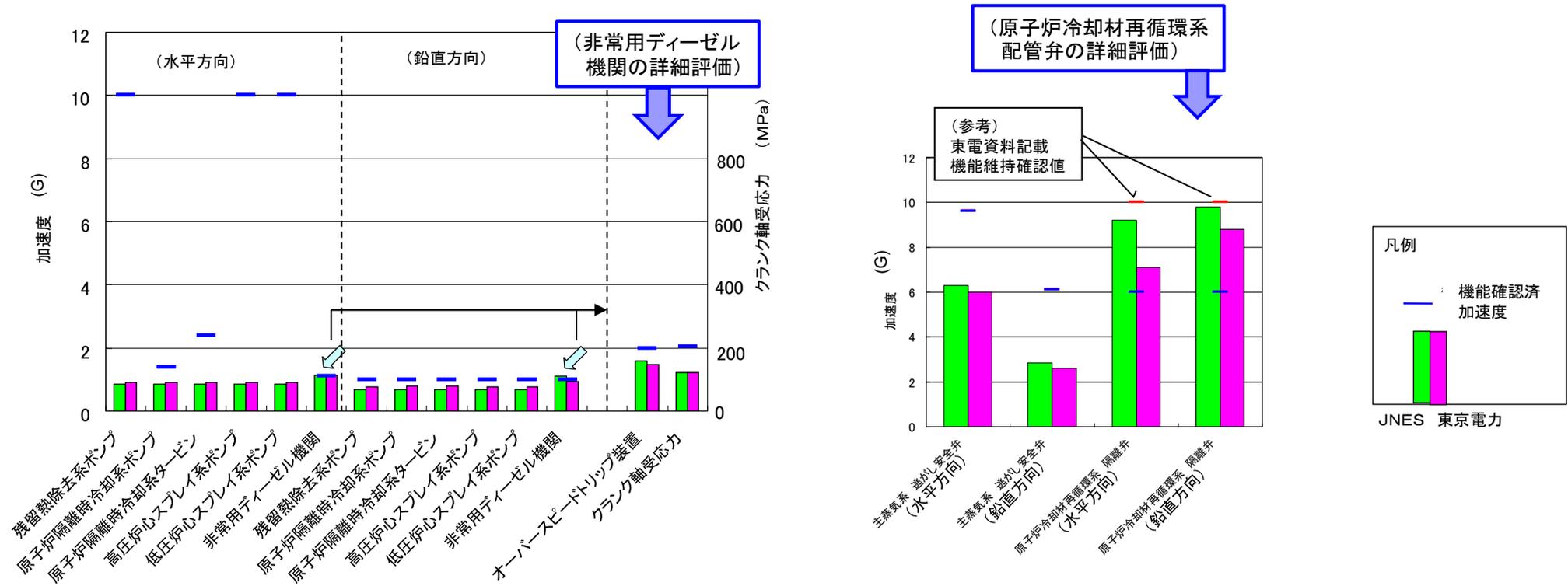
評価対象設備	評価部位	評価項目	発生値	評価基準値 ^{*1}
残留熱除去系海水ポンプ	揚水管	揚水管 応力	57MPa	306MPa
C/A 送風機	電動機取付 ボルト	引張	31MPa	207MPa
ディーゼル機関	排気管ベローズ	伸び	5.1mm	9.59mm
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置プロア	ブラケット 取付ボルト	引張	88MPa	173MPa
非常用ガス処理系排風機	ファン取付 ボルト	引張	52MPa	180MPa
非常用ガス処理系冷却送風機	同型式の非常用ガス処理系排風機を代表として評価を実施し、動的機能が維持されることを確認した。			
C/A 排風機	同型式のC/A送風機を代表として評価を実施し、動的機能が維持されることを確認した。			
C/A 再循環送風機	同型式のC/A送風機を代表として評価を実施し、動的機能が維持されることを確認した。			
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル機関	排気管ベローズ	伸び	5.1mm	9.59mm
高圧炉心スプレイディーゼル 海水ポンプ	中間支持台 基礎ボルト	せん断	17MPa	118MPa
弁（原子炉冷却材再循環系）	駆動部	加速度	8.81G	10.0G ^{*2}
弁（原子炉冷却材浄化系）	駆動部	加速度	7.67G	10.0G ^{*2}

注)各設備における詳細評価対象部位のうち、裕度が小さいものを示す。

※1詳細評価における構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」等による。また、部位ごとの動的機能維持の評価基準値は、個別に試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

※2電動弁駆動部の製作メーカーによる試験にて機能維持することが確認された加速度。

施設の耐震安全性の評価（動的機能維持）

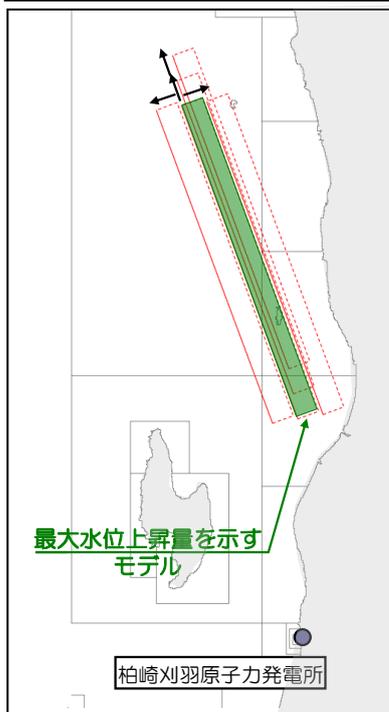


- 検討対象とした動的機器は、非常用ディーゼル発電機及び原子炉冷却材再循環系配管弁を除き、試験によって機能が既に確認されている加速度以下である。
- 非常用ディーゼル発電機は、東京電力資料に基づく詳細解析を行った結果、許容基準値を満足することを確認。
- 原子炉冷却材再循環系配管弁について、JEAG記載の機能確認済加速度値は6Gであるが、東京電力資料によれば製作メーカー試験により10Gまで機能維持確認されていると記載されており、クロスチェック解析結果は、当該値(10G)を下回る(右上図参照)。
- 東京電力資料に記載された当該機器の解析結果は、JNESの解析結果とほぼ一致。

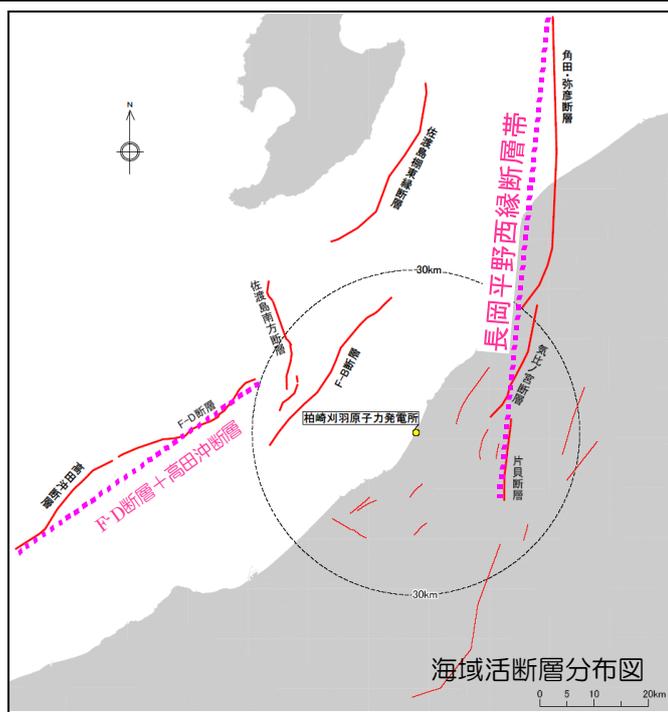
JNESによる動的機器のクロスチェック解析(例)

地震随伴事象－津波に対する安全性評価

- 津波による敷地の最高水位については、1号機の取水口前面において東京湾平均海面（以下「T.M.S.L.」という。）+3.3m程度となることに対して、1号機の原子炉建屋等の安全上重要な施設の設置レベルはT.M.S.L.+5.0mであることを確認。
- 津波による最低水位については、1号機の取水設備の原子炉補機冷却海水ポンプ室においてT.M.S.L.-3.8m程度となることに対して、原子炉補機冷却海水ポンプが海水を支障なく吸い込むことができる最低水位はT.M.S.L.-4.22mであることを確認。
- 想定される津波に対して施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないと判断。



日本海東縁部に想定される地震津波



長岡平野西縁断層帯による地震津波

1号機における津波の影響

	津波の影響	比較対象
取水口前面の 最高水位	+3.3m (日本海東縁部の地震による津波を想定)	原子炉建屋等重要施設設置 レベル: +5.0m
原子炉補機冷却 海水ポンプ室の 最低水位	-3.8m (長岡平野西縁断層帯による津波を想定)	原子炉補機冷却海水ポンプの吸い込み可能レベル: -4.22m

※数値は、東京湾の平均海面を基準とした標高を表す。

地震随伴事象－断層活動に伴う敷地地盤の変位

- 敷地周辺の活断層の活動に伴う地殻変動を想定した結果、1号機の原子炉建屋及びタービン建屋の最大の傾斜は、それぞれ1/2500及び1/2100程度。
- 傾斜を1/1000とした場合においても、建屋や機器・配管に作用する荷重の増加及びその影響は極めて小さく、また、傾斜による燃料集合体の変形量は加振試験により制御棒が想定時間内に挿入されることが確認されている燃料集合体の変形量に比べ僅かであること等を確認。
- 1号機の敷地周辺の活断層の活動に伴う地盤変動を想定しても耐震安全上重要な建物や機器・配管の機能が重大な影響を受けるおそれがないものと判断。

敷地周辺の活断層の活動に伴う地殻変動を想定した場合の各建屋の最大傾斜

建 物	最大建屋傾斜
原子炉建屋	1/2,500
タービン建屋	1/2,100

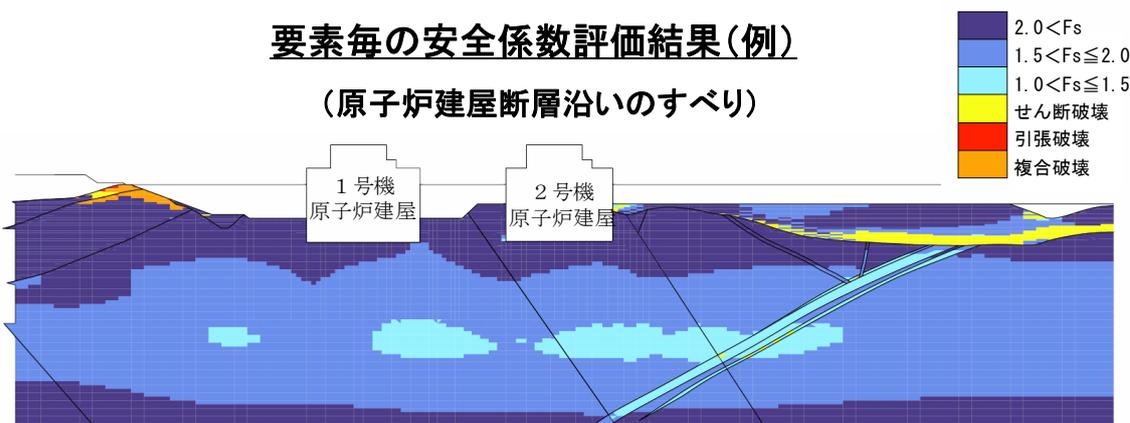
基礎地盤の安定性評価

- 原子炉建屋、タービン建屋及び非常用取水路のそれぞれの基礎地盤には、建屋を支持するうえで支障となる連続した要素の破壊は認められないことを確認。
- 原子炉建屋及びタービン建屋の底面沿いのすべり及び断層沿いのすべりに対するすべり安全率※は、保安院が定めたバックチェックルールの評価基準値である1.5以上の安全率を有していること等を確認。
- 原子炉建屋、タービン建屋及び非常用取水路のそれぞれの基礎地盤は、**基準地震動Ssによる地震力に対して十分な支持性能があると判断。**

$$\text{※すべり安全率} = \frac{\text{抵抗力}}{\text{すべろうとする力}}$$

要素毎の安全係数評価結果(例)

(原子炉建屋断層沿いのすべり)



(破壊表示は過去の履歴を考慮)

$$\text{※安全係数} F_s = \frac{\text{要素の地盤強度}}{\text{要素の発生応力}}$$

安全係数※が1を下回る要素は連続せず、支持力を損なうようなすべり面は形成されない。

最小すべり安全率評価結果

建物	すべり線形状	最小すべり安全率	評価基準値
原子炉建屋	底面沿いのすべり	2.1	1.5
	断層沿いのすべり	1.9	1.5
タービン建屋	底面沿いのすべり	2.1	1.5
	断層沿いのすべり	1.8	1.5

1号機の耐震安全性評価まとめ

1号機の耐震安全上重要な建物・構築物、機器・配管系の耐震安全性は、基準地震動Ssに対しても確保されるものと判断した。さらに、津波等の地震随件事象に対して施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがなく、また、建物・構築物の基礎地盤の支持性能は確保されるものと判断した。



東京電力HPより

柏崎刈羽原子力発電所全景

(参考1) 基準地震動 S_s による発生値が比較的評価基準値に近い設備の安全性について

東京電力は、基準地震動 S_s による耐震安全性評価において、発生値が安全側の値となるような条件を考慮した評価を行い、規格・基準で定められた評価基準値を満足することを確認。しかしながら、発生値と評価基準値が近接している設備もあることから、確認の観点から、評価上の余裕に関する検討を実施。

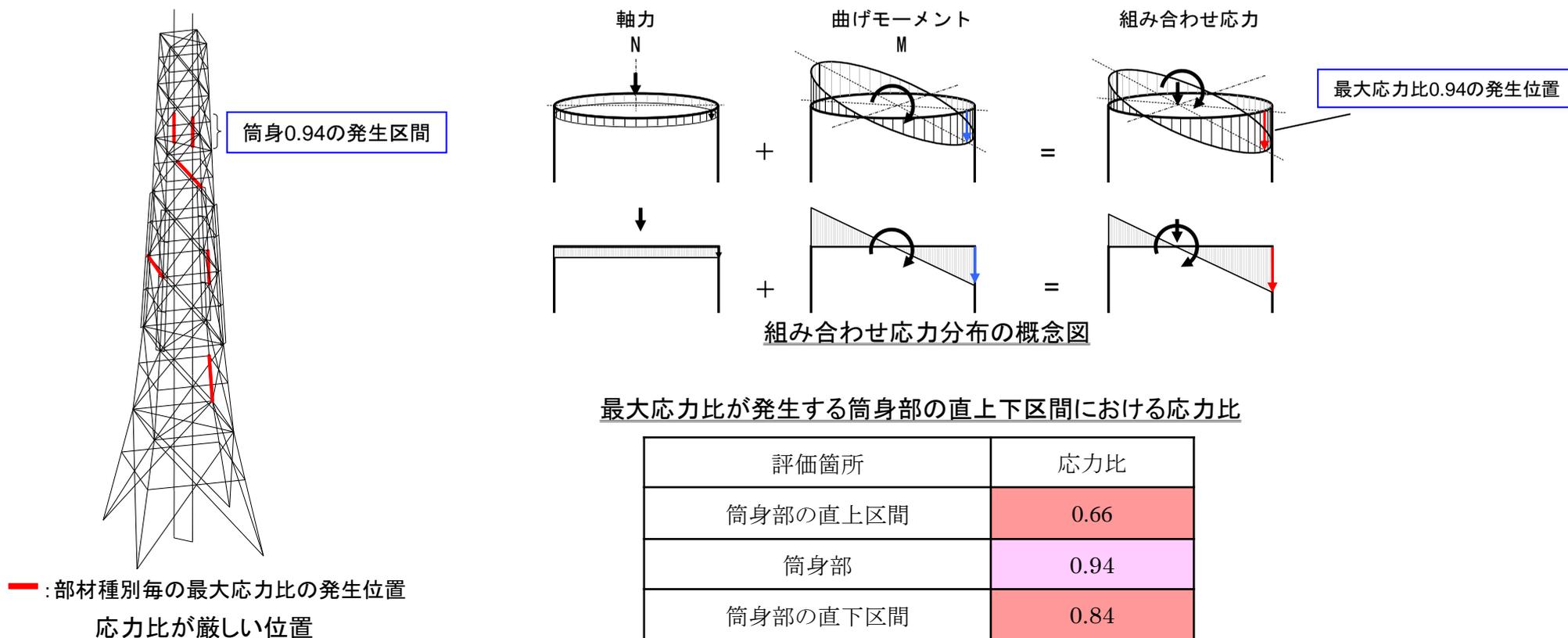
保安院は、比較的評価基準値に近い設備は、①詳細な応力状態を考慮すれば構造物全体として安定していること②実際の構造を反映すれば発生値は低減することから評価基準値に対して余裕を有していることを確認。

対象設備

- ・原子炉建屋屋根トラス
- ・排気筒
- ・燃料交換機
- ・制御棒・破損燃料貯蔵ラック
- ・中性子束モニタ案内管
- ・非常用ガス処理系前置ガス処理装置

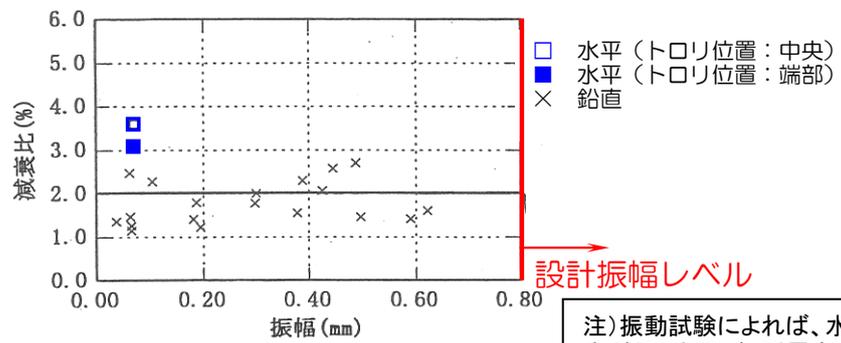
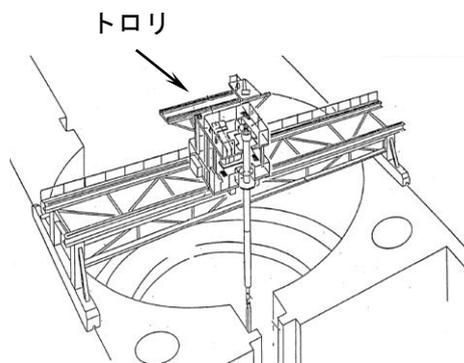
(参考1) 基準地震動 S_s による発生値が比較的評価基準値に近い設備の安全性について—排気筒—

- 最大応力比が発生する直上下区間の筒身部の応力比は、直上部0.66、直下部0.84となり、それほど大きな応力比は認められないことを確認。
- 当該の筒身部は、軸力と地震時曲げモーメントを用いて断面検定をしているが、軸力は小さく、曲げの影響が支配的であるため、断面において、応力比が0.94となる部分は局所的であり、全断面圧縮状態にはないことから、十分余裕のある応力状態であることを確認。



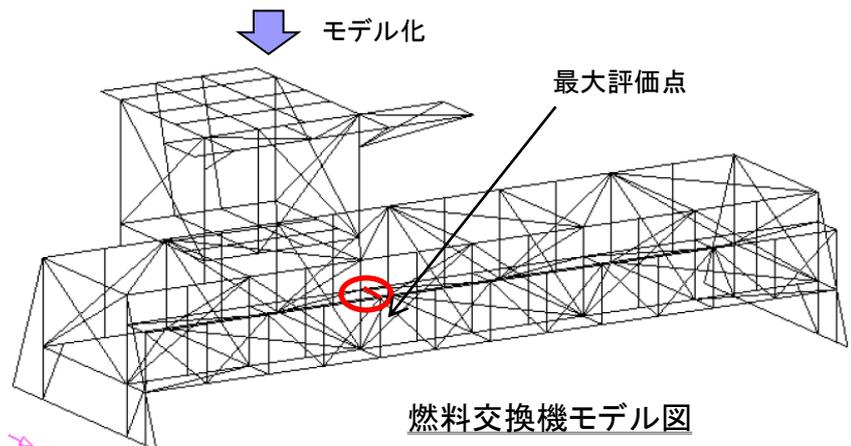
(参考1) 基準地震動Ssによる発生値が比較的評価基準値に近い設備の安全性について—燃料交換機—

- 応力比が0.7を超える部材は、全体の一部の部材のみであり、燃料交換機全体としては、評価基準値を超える部材はないことを確認。
- 耐震安全性評価では水平方向の減衰定数として2.0%を採用しているが、本検討では、試験により得られている減衰定数3.0%を用いて解析が行われ、発生値は269MPaになること等から、評価基準値に対して余裕のあることを確認。



注) 振動試験によれば、水平方向3%の減衰が得られるが、耐震安全性評価では安全側に2%を採用

燃料交換機の減衰定数と発生値比較

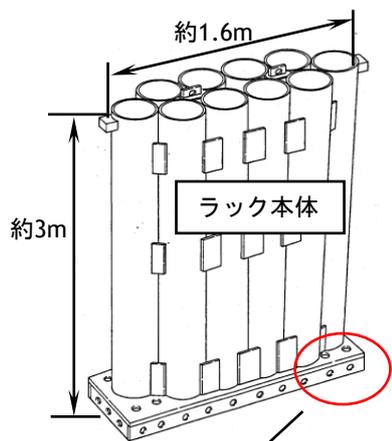


トロリ位置	減衰定数 (%)		発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
	水平	鉛直		
耐震安全性評価 ピーク位置 (端から3m)	2.0	1.5	276 (275.6)	276 (276.2)
参考解析 ピーク位置 (端から3m)	3.0	1.5	269	

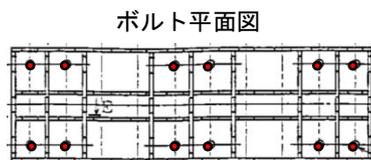
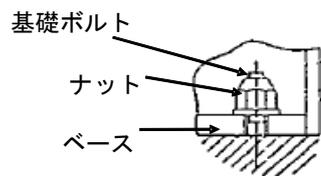
(参考1) 基準地震動Ssによる発生値が比較的評価基準値に近い設備の安全性について—制御棒・破損燃料貯蔵ラック—

○制御棒・破損燃料貯蔵ラックの設置レベルは6.18mにあるが、耐震安全性評価では、安全側の条件として、揺れの大きい階上(12.8m)の震度を採用。
 ○本検討では、制御棒・破損燃料貯蔵ラックの実際の設置位置を反映し、階上(12.8m)と階下(5.3m)との間の設置レベルで線形補間した震度で解析を行った結果、発生値は83MPaになることから、評価基準値に対して余裕のあることを確認。

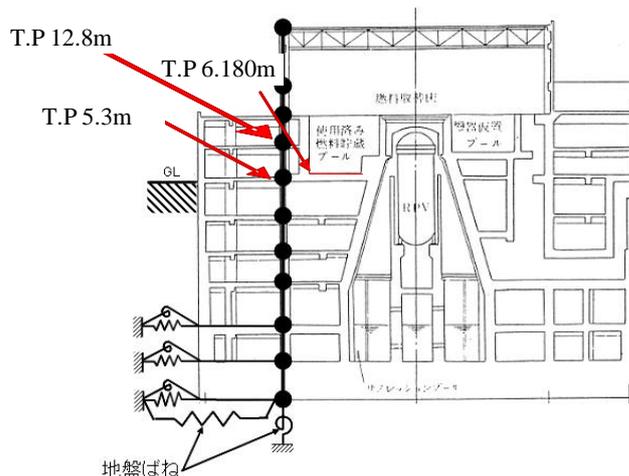
- ・制御棒・破損燃料貯蔵ラックは使用済燃料貯蔵プール底部に基礎ボルトにより固定。
- ・制御棒と破損燃料を合わせて10体収納可能。



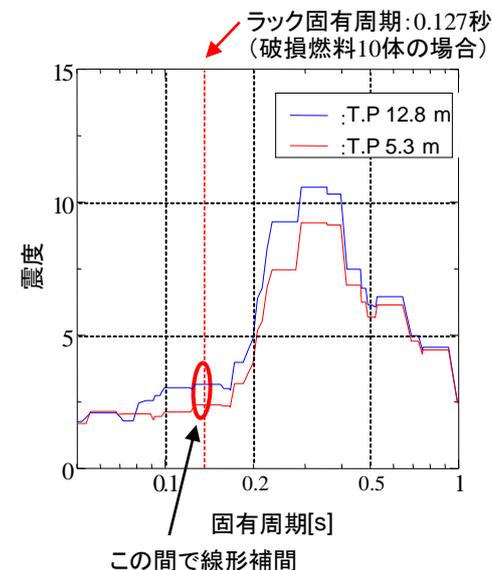
評価部位



ラック概略構造図



評価に用いた震度について



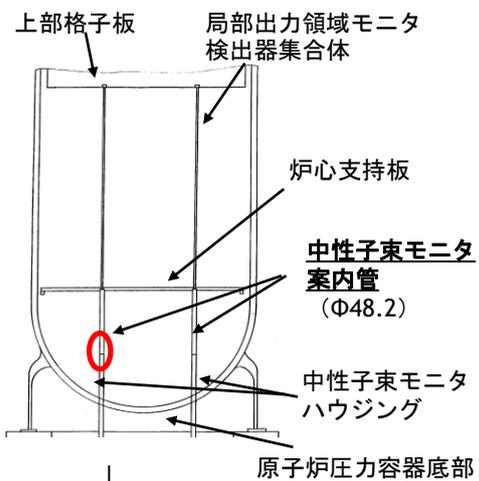
震度適用レベルによる発生値比較

震度適用レベル	水平震度	鉛直震度	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
耐震安全性評価 (T.P 12.8m)	3.16	1.40	106	108
参考解析 (T.P 6.18m, 線形補間)	2.49	1.27	83	

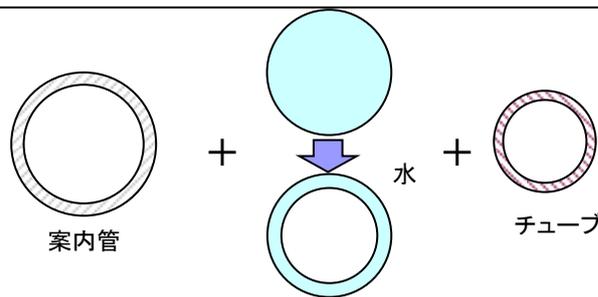
(参考1) 基準地震動S_sによる発生値が比較的評価基準値に近い設備の安全性について—中性子束モニタ案内管—

○耐震安全性評価では、案内管のみを個別にモデル化し、炉内構造物の解析結果から得られる時刻歴波形を入力し、案内管の評価に用いる地震荷重を算出。

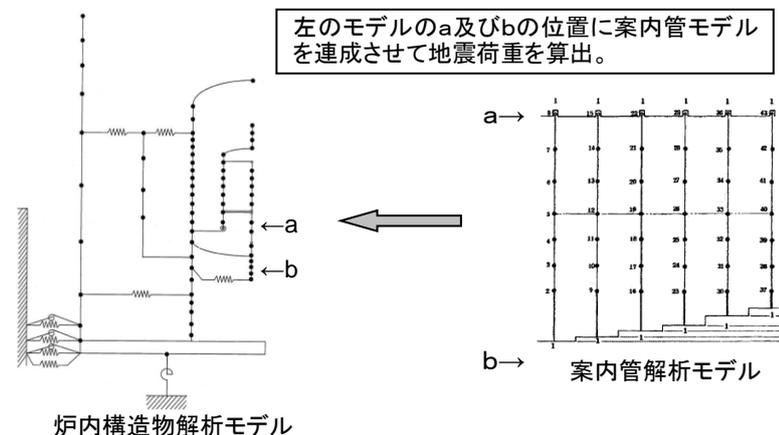
○本検討では、実際の構造を反映し案内管を炉内構造物と連成させたモデルにするとともに、案内管内部のチューブ内に水が無いことからその質量を減じて解析が行われ、発生値は101MPaになることから、評価基準値に対して余裕のあることを確認。



内部のチューブが存在する面積については水が無いため、耐震安全性評価のモデルからチューブ面積の水質量を減じた。

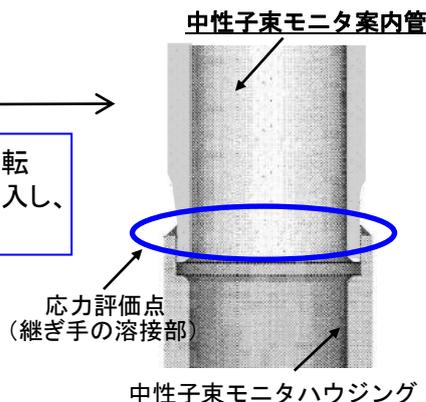


案内管モデル化(質量)の考え方



地震応答解析モデルについて

※中性子束モニタ案内管とは、原子炉の運転状態を監視するための計測器を炉心に挿入し、これを保護、支持する管。

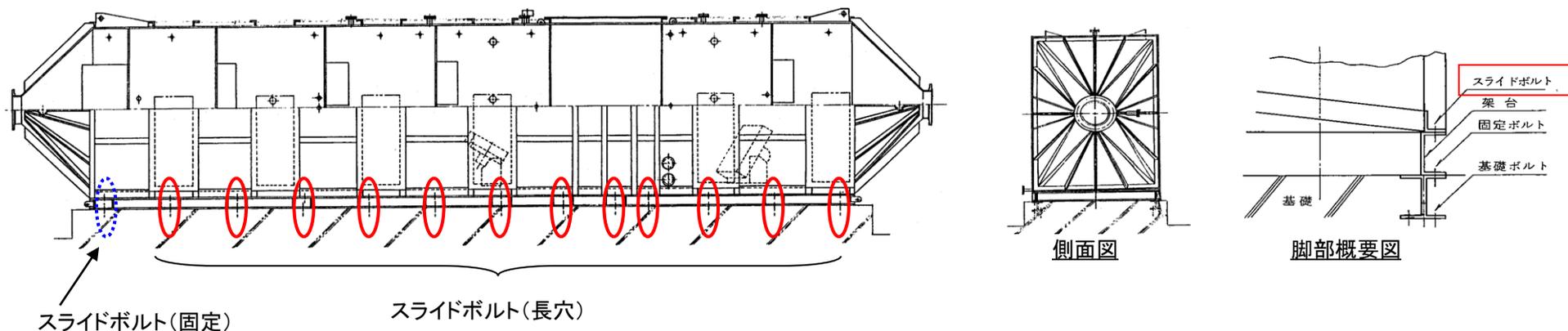


耐震安全性評価と参考解析の発生値比較

評価条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
耐震安全性評価	131	139
参考解析 (連成させたモデル)	101	

(参考1) 基準地震動 S_s による発生値が比較的評価基準値に近い設備の安全性について—非常用ガス処理系前置ガス処理装置—

- 非常用ガス処理系前置ガス処理装置のスライドボルトは、処理装置本体とベースとを固定するためのものであるが、耐震安全性評価では、スライドボルトに作用する地震荷重を処理装置本体とベースの合計重量から求めている。
- 本検討では、処理装置本体のみの重量から評価し、発生値は302MPaになることから、評価基準値に対して余裕のあることを確認。



注) 非常用ガス処理系前置ガス処理装置のスライドボルトは、計26本あり、本体の熱膨張によるスライドを容易にするため、固定部分は端部の2本(これもスライドボルトと称している)。

機器重量の見直しによる発生値比較

材料	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
耐震安全性評価 (本体重量+ベース重量)	318	342
参考解析 (本体重量のみ)	302	

(参考2) コンクリートの実強度を地震応答解析に用いることについて

1. 入力値、評価基準値について

- ①地震応答解析を行う際に解析コードに入力する値として、**コンクリートのヤング係数(実強度から算出)から求めた建屋の剛性を使用**
- ②地震応答解析結果により出力される発生値と比較する評価基準値としては、建物・構築物及び機器・配管系ともに**設計時に用いている余裕をみた評価基準値を使用**

2. 中越沖地震の知見に関する保安院の通知(1. ①関連)

地震応答解析は、その応答として可能な限り**実現象を模擬できるものか、又は保守性のある値**であることが重要。保安院は、耐震・構造設計小委員会のワーキンググループでの意見を踏まえ、中越沖地震の知見を取りまとめ事業者へ通知。

(平成20年9月4日 通知文抜粋)

「地震応答解析においては、設計時の施設の剛性、振動特性等を用いた解析モデルによるほか、**実際の地震記録等において建屋の剛性、機器などの振動特性等が把握されている場合は、当該剛性や振動特性等を考慮した解析モデルにより耐震安全性を評価することができる**」

※審議会(第19回構造WG(平成20年9月2日))での議論を抜粋

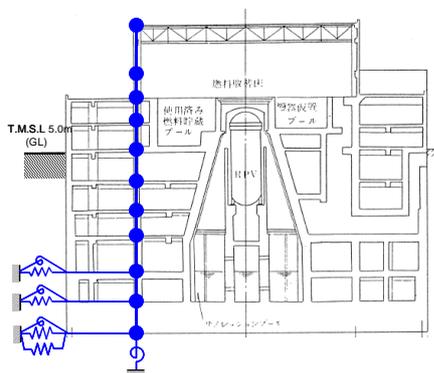
- バックチェックと設計時の違いは情報の差である。たとえば設計基準強度でも、設計時では詳細まで必ずしもすべて予期できているわけではないが、出来上がった構造物に対しては、それらの情報が比較的容易に得ることができる。また、解析手法も設計のときよりも新しいものを使える。設計値を用いることは理解するが、実測値がない場合に限られるのではないか。原則は、その時点で得られる最新の値を使用してバックチェックを行い、それが難しければ設計値を使用するとしたほうが良いのではないか。設計とバックチェックは区別すべきではないか。
- それぞれの事業者が、自分たちの施設の安全性をどう考えるかでどちらを使っても構わないのではないか。例えば、振動関係の値は**実測値でも良い**が、強度関係の値は設計値でも構わないと思う。
- データがあれば優先し、なければ設計値ということはわかる。
- 設計は照査を含めた一体のもの。バックチェックは照査のみと解されるので、設計ではなく、実情に合わせるほうが妥当ではないか。

など

(参考2) コンクリートの実強度を地震応答解析に用いることについて

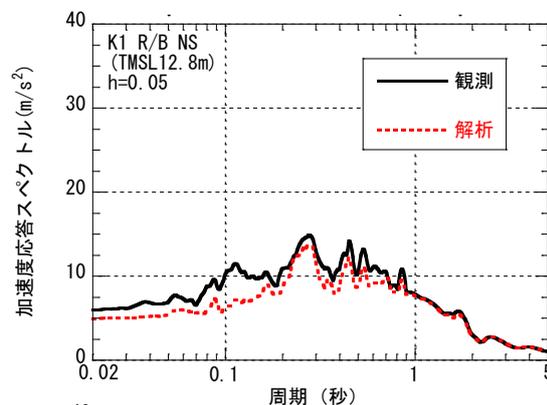
3. 保安院の判断

中越沖地震に対する地震応答解析では、実強度を使用した方が観測記録との対応が良好である。また、過小評価しないように地震動(床応答スペクトル)を補正しており、耐震安全性評価において、東京電力が実強度を解析に用いたことは妥当であると判断。また、解析データが地震力を模擬しているかどうかについては、JNESによるクロスチェックにより評価し、問題ないことを確認している。

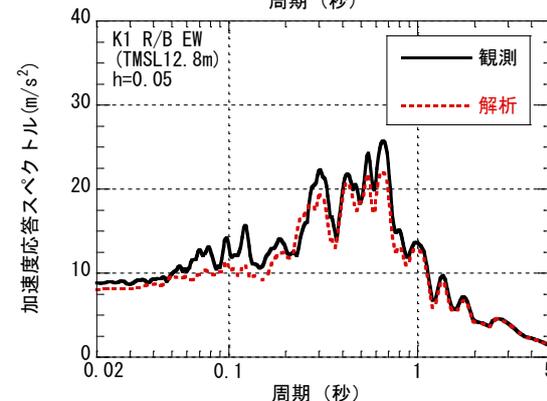


【解析モデル】

N
S
方向



E
W
方向



基準地震動 S_s による地震応答解析結果を過小評価しないため、中越沖地震の観測記録とシミュレーション解析結果の補正比率を以下の式で算出。

$$\text{補正比率} = \frac{\text{中越沖地震の観測記録に基づく震度}}{\text{中越沖地震のシミュレーション解析結果に基づく震度}}$$

- 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、耐震安全性評価に用いた評価震度に補正比率を乗じて影響を確認。
- 燃料交換機は、耐震安全性評価で算出した発生値に補正比率を乗じて影響を確認。
- 配管系は、固有周期ごとの補正比率を基準地震動 S_s の床応答スペクトルに乗じて新たな補正スペクトルを作成し、スペクトルモーダル解析で影響を確認。
- 原子炉建屋は、解析による応答加速度が観測記録と同等になるような入力地震動の補正比率を求め、この補正比率を基準地震動 S_s の入力地震動に乗じて影響を確認。

観測記録と実強度に基づく建屋の剛性を使用した解析結果を比較

中越沖地震に対するシミュレーション解析(1号機原子炉建屋の例)

(参考2) コンクリートの実強度を地震応答解析に用いることについて

地震応答解析に用いたヤング係数値

号機	部位	コンクリート強度					ヤング係数の計算	
		設計強度 (kg/cm ²) [kN/m ²]	実強度 (kg/cm ²) [kN/m ²]	採取場所	採取時期	採用値 (kg/cm ²) [kN/m ²]	単位体積重量 Y (kN/m ³)	ヤング係数 E (N/mm ²)
1号機	外壁	240 [23.5]	457 [43.3、46.0、45.2]	1階 東側外壁	平成17年9月頃	450 [44.1]	23.5 (36<F _c ≤48)	29.0 × 10 ³
	内壁		423 [40.9、40.3、43.3]	1階 南側内壁				
2号機	外壁		511 [47.1、48.7、54.5]	1階 東側外壁	平成13年7月頃			
	内壁		447 [44.5、46.3、40.6]	1階 南側内壁				
5号機	外壁		470 [44.7、46.5、47.7]	1階 東側外壁	平成13年7月頃			
	内壁		488 [52.2、45.8、44.8]	2階 南側内壁				

29.0 × 10³ : 採用したコンクリートの剛性

注) 実強度の欄に記載されている値は3体の供試体の試験結果を平均した値であり、コンクリートの強度管理や維持管理において3体のサンプルの平均値を用いることは、日本建築学会、土木学会の指針等にも記載されている。

(参考3) 耐震安全上重要な建物・構築物、機器・配管系の耐震強化の考え方及び強化箇所の選定について

- 東京電力は、耐震強化条件(基準地震動 S_s 及び原子炉建屋基礎版上で1000ガルの揺れとなる条件の両者を考慮したもの)を用いて耐震安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の動的解析を実施して、余裕のない部位を抽出。
- 余裕のない部位については耐震強化を行い、耐震強化条件による動的解析の結果、発生値が評価基準値を下回ることを確認。
- 保安院は、基準地震動 S_s を用いた耐震安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の動的解析結果を評価し、1号機の耐震安全性を確認。

1号機 耐震強化工事を実施した設備

【建物・構築物】

- 原子炉建屋の屋根トラス
- 排気筒

【機器・配管系】

- 原子炉格納容器スタビライザ
- 上部シヤラゲ
- 燃料交換機
- 原子炉複合建屋原子炉棟クレーン
- 配管
 - ・主蒸気系
 - ・原子炉冷却材再循環系
 - ・原子炉冷却材浄化系
 - ・放射性ドレン移送系
 - ・ほう酸水注入系
 - ・非常用ガス処理系
 - ・可燃性ガス濃度制御系
 - ・不活性ガス系
 - ・非常用補機冷却中間ループ系

(参考4) 基準地震動Ssについて—設計時において策定された最大加速度を上回った要因—

JNES(原子力安全基盤機構)による分析の結果、大きな揺れの要因は、①今回の地震の震源の特性と、②震源から柏崎刈羽原子力発電所につづく地下構造の特性であることが判明。

①【地震の震源の特性】

○今回の地震では、同じ規模の地震(マグニチュード6.8)と比べて、約1.5倍程強い地震波が放出された。

②【震源から柏崎刈羽原子力発電所につづく地下構造の特性】

○柏崎刈羽原子力発電所周辺の地下構造は、堆積層が厚く、褶曲した構造を持ち、この中を伝わる地震波が重なり合い、大きなパルス波になる特性を持っている。

○さらに、この地下構造は、地震波が1号機側に大きく集まるような褶曲構造と判明。

《用語解説》

堆積層：岩石の破片や生物の遺骸などが、海や川の底で積み重なって固着した地層。

褶曲(しゅうきよく)：地層が波状に屈曲している状態のこと。

パルス波：地震波の中で、振幅がピークとなる部分の波。

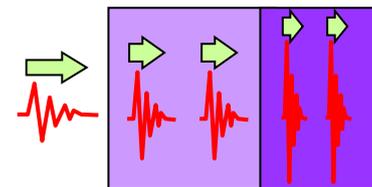
地震波の増幅について

【ポイント解説】

①地震波が速度が遅くなる地層に入ると、その地層の中で密になり、より大きな地震波になることがある。

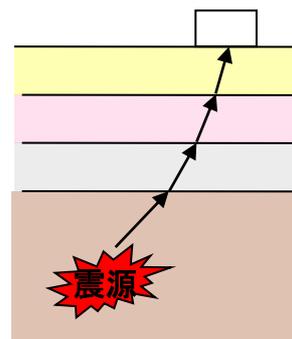


波が伝わる速度が同じ地層内では変化はない。

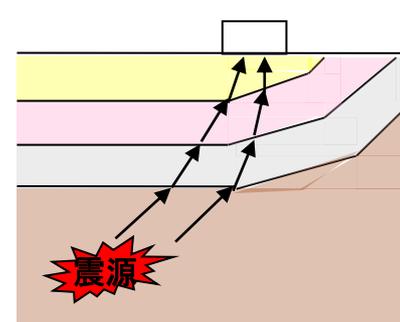


速度が遅くなる地層に入った波は、その地層の中で密になり、より大きな波になることがある。

②地層が屈曲していると、地震波は曲がってしまいます。曲がってしまった地震波が集まって、大きな地震波になることがある。



地層がまっすぐだと曲がり方の変化は小さい。



地層が屈曲していると地震波が曲がり、地震波が集まる地点が生じることがある。

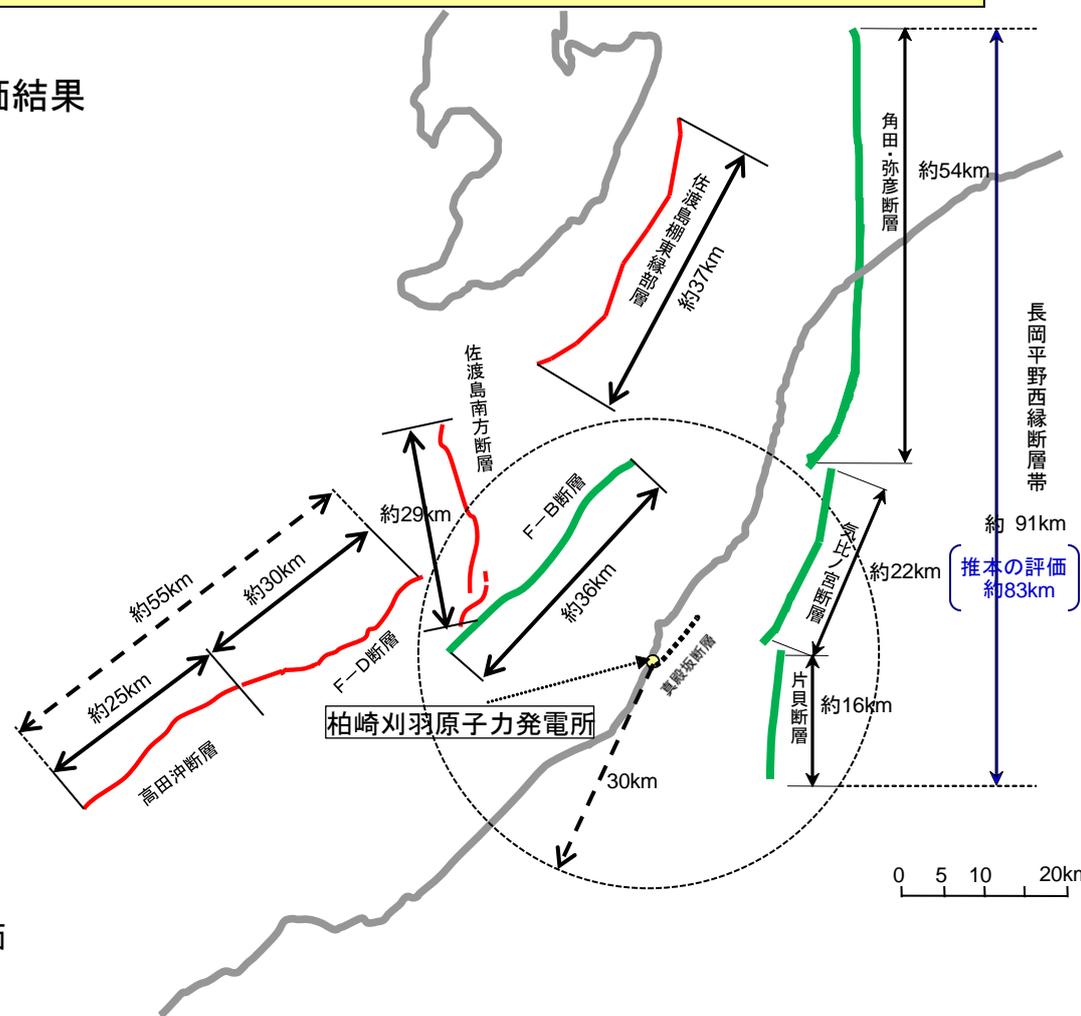
(参考4) 基準地震動Ssについて—発電所に影響の大きい活断層の選定 (F-B断層、長岡平野西縁断層帯) —

○活断層から想定される地震規模(マグニチュード)と活断層から敷地までの距離を踏まえ、保安院は、発電所に影響の大きい活断層は、海域ではF-B断層(長さ約36km)、陸域では長岡平野西縁断層帯(長さ約91km)と評価した。

柏崎刈羽原子力発電所の耐震設計上考慮すべき活断層の評価結果

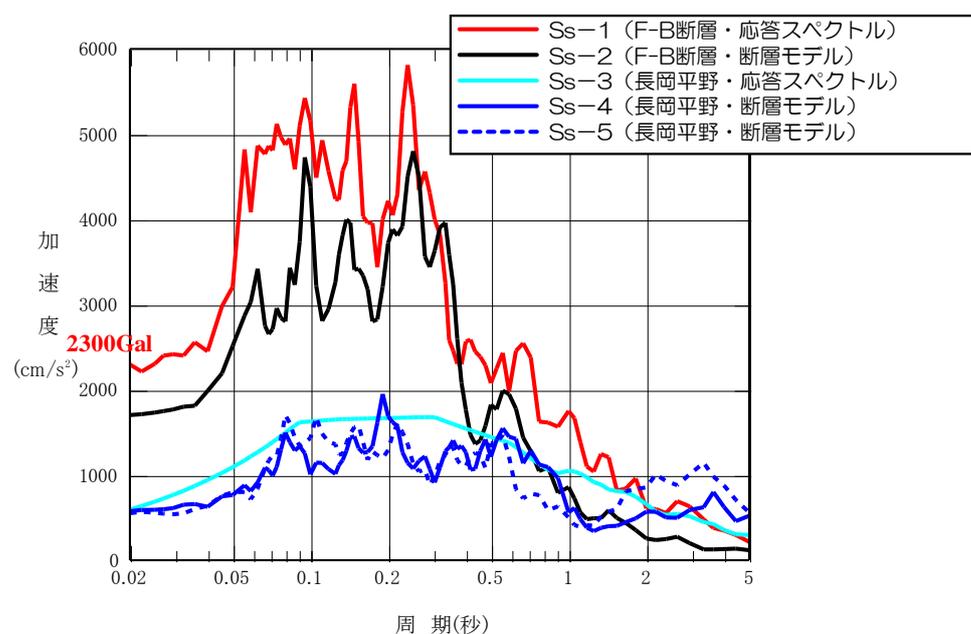
断層名	活断層の評価		
	既往の評価※	今回の評価	同時活動性
佐渡島棚東縁断層	約39km	約37km	
F-B断層	約20km	約36km	
佐渡島南方断層	約21km	約29km	
F-D断層	約21.5km	約30km	↕
高田沖断層	約18.5km	約25km	↕
長岡平野西縁断層帯	約83km	約91km	
角田・弥彦断層	—	約54km	↕
気比ノ宮断層	約17.5km	約22km	
片貝断層	約10km	約16km	↕

※海域は平成15年の評価

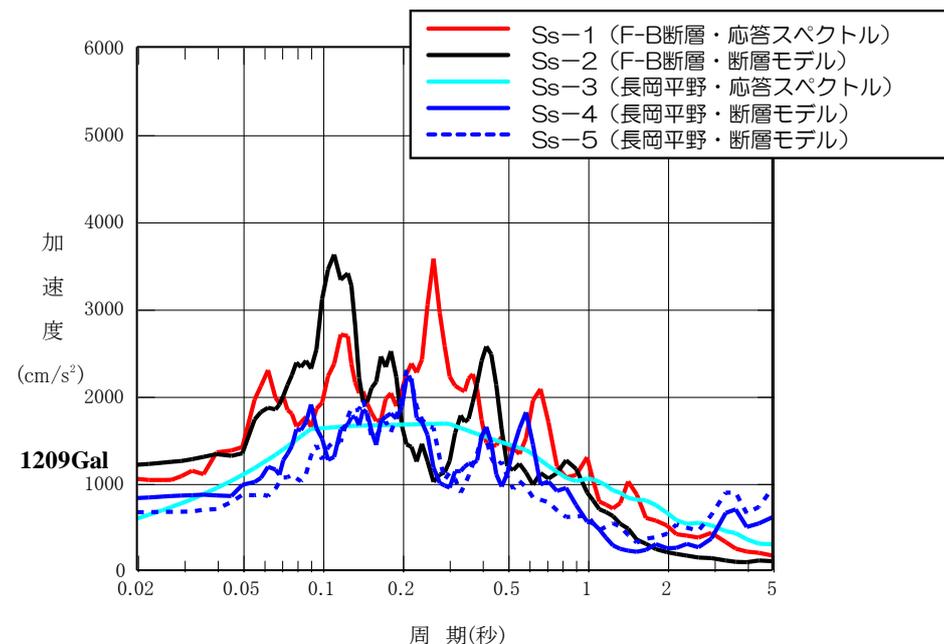


(参考4) 基準地震動 S_s について—基準地震動の評価—

- 中越沖地震により観測された最大加速度が設計時において算定された最大加速度を上回った要因及び敷地・敷地周辺の地質・地質構造の検討結果を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所の耐震安全性を確認するために東京電力が策定した基準地震動について検討を行った。
- 耐震設計上考慮すべき活断層として、F-B断層及び長岡平野西縁断層帯を選定し、それぞれの活断層による地震を考慮して基準地震動を策定していることは妥当なものと判断した。



1～4号機基準地震動 S_s の応答スペクトル(水平方向(EW))



5～7号機基準地震動 S_s の応答スペクトル(水平方向(EW))

(参考5) 新たな知見を耐震安全性に取り入れる仕組み

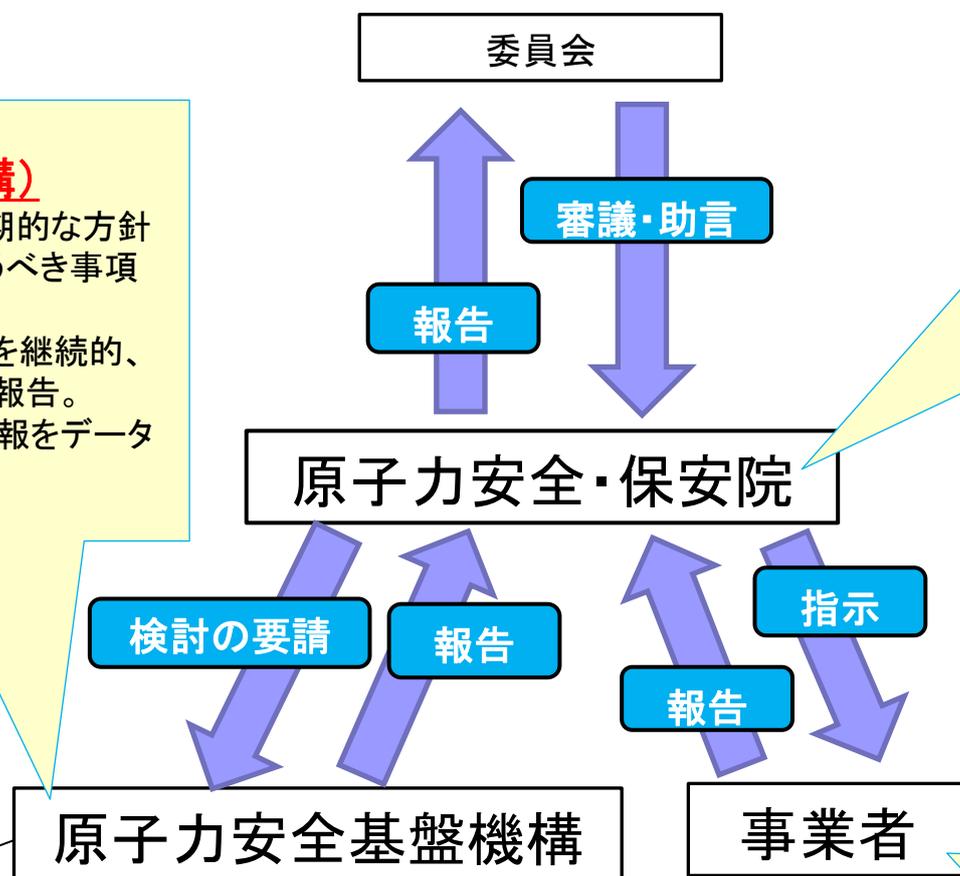
原子力発電所の耐震安全性の確認について、事業者、原子力安全基盤機構と連携し、地震学等の進歩を反映していくための仕組みを構築(平成21年5月8日)。

(原子力安全基盤機構)

- ・技術支援機関として、中長期的な方針の下、今後調査・研究を行うべき事項等を明確化。
- ・新たな科学的・技術的知見を継続的、計画的に収集し、保安院に報告。
- ・科学的・技術的知見等の情報をデータベース化。

研究機関等

産業技術総合研究所
地震調査委員会 等



(保安院)

- ・新たな知見の収集状況について、公開の場で定期的に検討を行う。
- ・事業者の取組の実施状況について報告を受け、規制当局として確認する。
- ・原子力安全基盤機構や事業者から得た新たな科学的・技術的知見について、規制当局として、耐震安全性への影響の有無について判断を行う。
- ・必要に応じて、事業者に対して再評価を行うことなどを求める。

(事業者)

- ・中長期的な方針を策定し、継続的、計画的に新たな科学的・技術的知見を収集し、取組を毎年保安院に報告する。
- ・必要に応じて、原子力施設の耐震安全性の再確認などを行う。

4. 安全確認の結果について

保安院の安全確認結果

○保安院は、以下の①～④に従って確認を実施。

- ①建屋や設備への地震動の影響の有無について、JNESによる分析結果との比較検討
- ②保安検査官による異常の有無、安全設備の作動点検を含む確認
- ③地震学や地質学、機械工学をはじめとする多分野の専門家約70人による審議会等による検討
- ④発電所の沖合の海底活断層について海上音波探査の実施

○設備の点検・健全性評価、耐震安全性評価を厳格に行った結果、

- ・ 中越沖地震に対して建屋や設備等の健全性は維持されていること
- ・ 新たに設定された基準地震動に対して建屋や設備の安全機能は維持されることを確認し、保安院は1号機の起動につき、安全上の問題はないと判断。

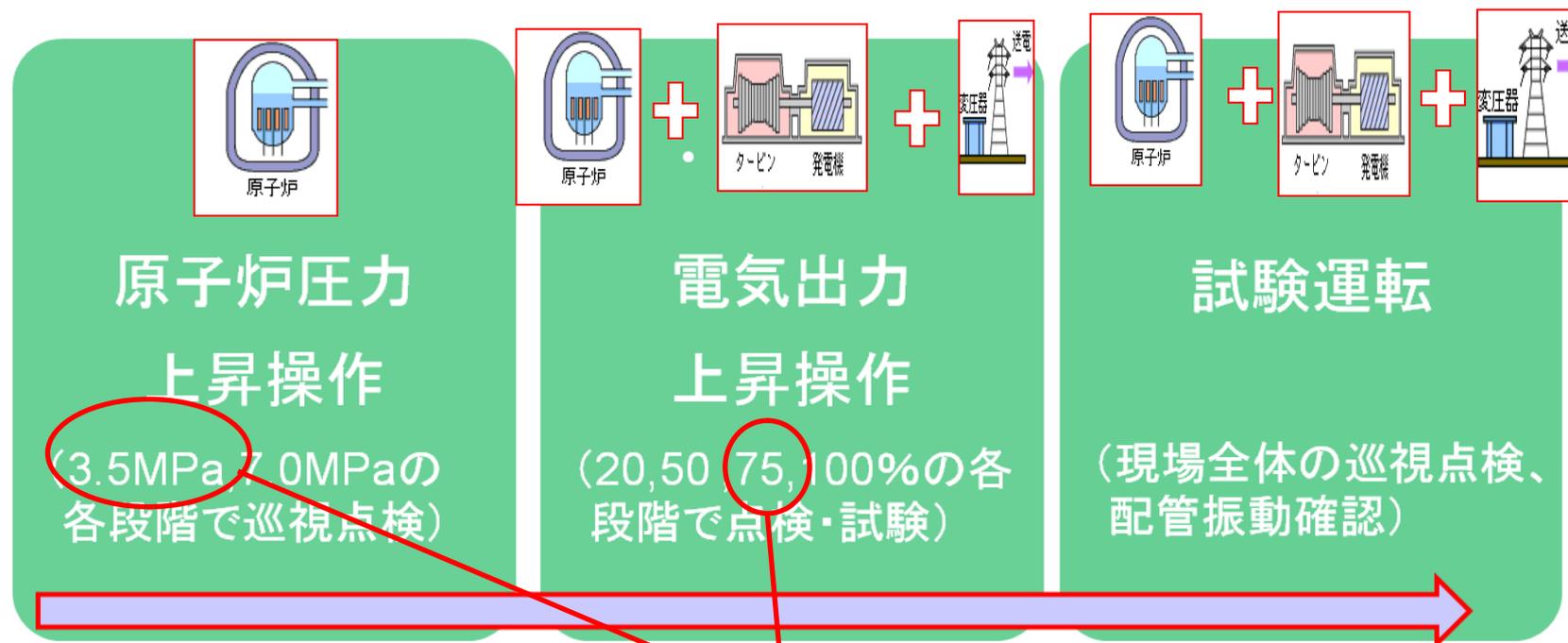
原子力安全委員会の見解

4月15日、原子力安全委員会は、耐震安全性評価特別委員会及び施設健全性評価委員会において検討を行い、1号機の設備健全性評価及び耐震安全性に関する保安院の報告は妥当なものとの判断。

5. プラント全体の試験計画の 評価について

プラント全体の試験とは？

実際に原子炉(プラント)を起動し、通気・通水・通電、入熱状態にして、プラント全体としての性能・機能や各設備の異常の有無等の確認などを内容とする試験が計画されている。



※1MPaは約10気圧

地震影響を見るために特別に追加して実施する項目

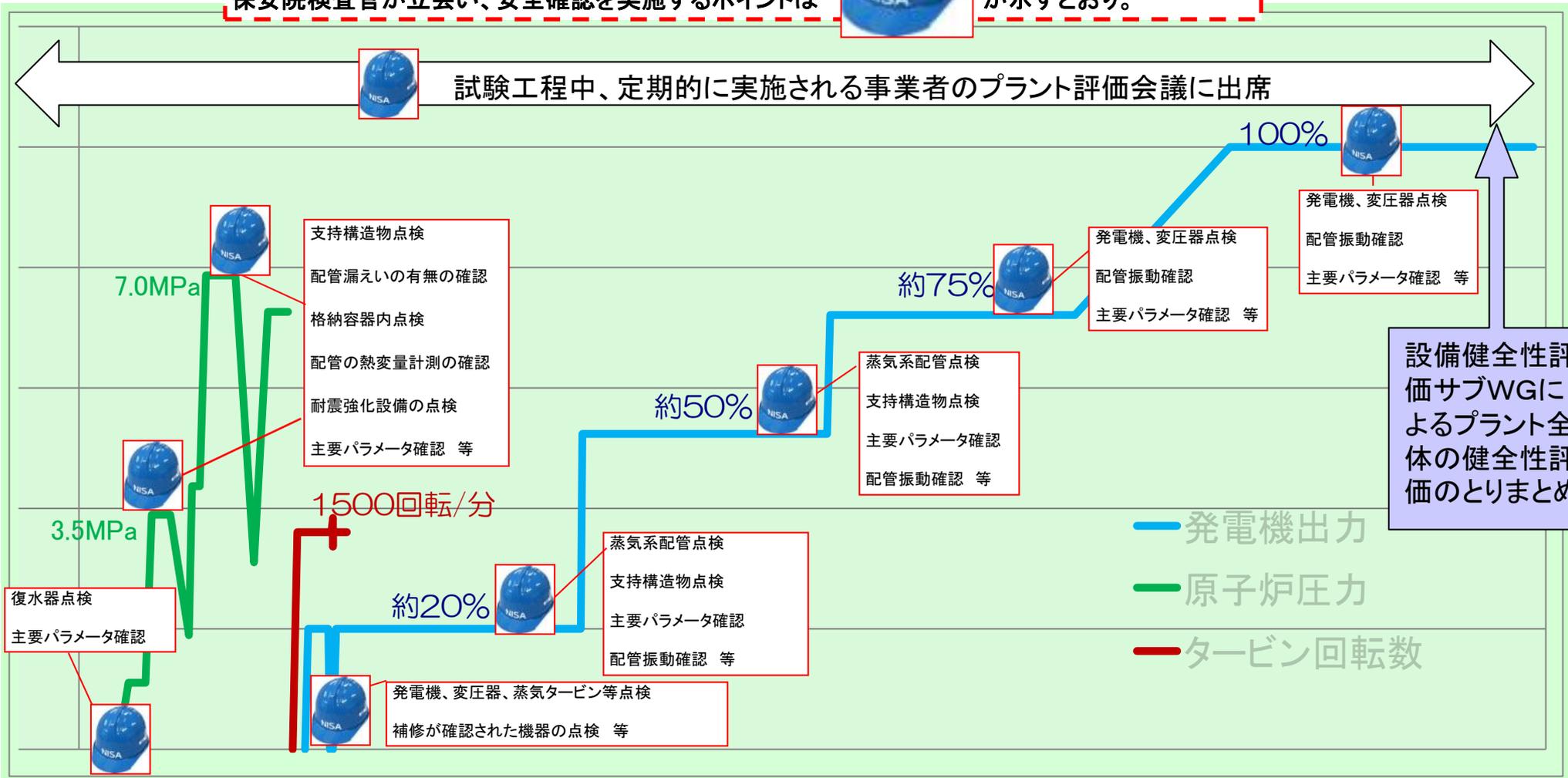
* 挿入図は(株)日立製作所HPより引用

保安院の安全確認

保安院検査官が立会い、安全確認を実施するポイントは



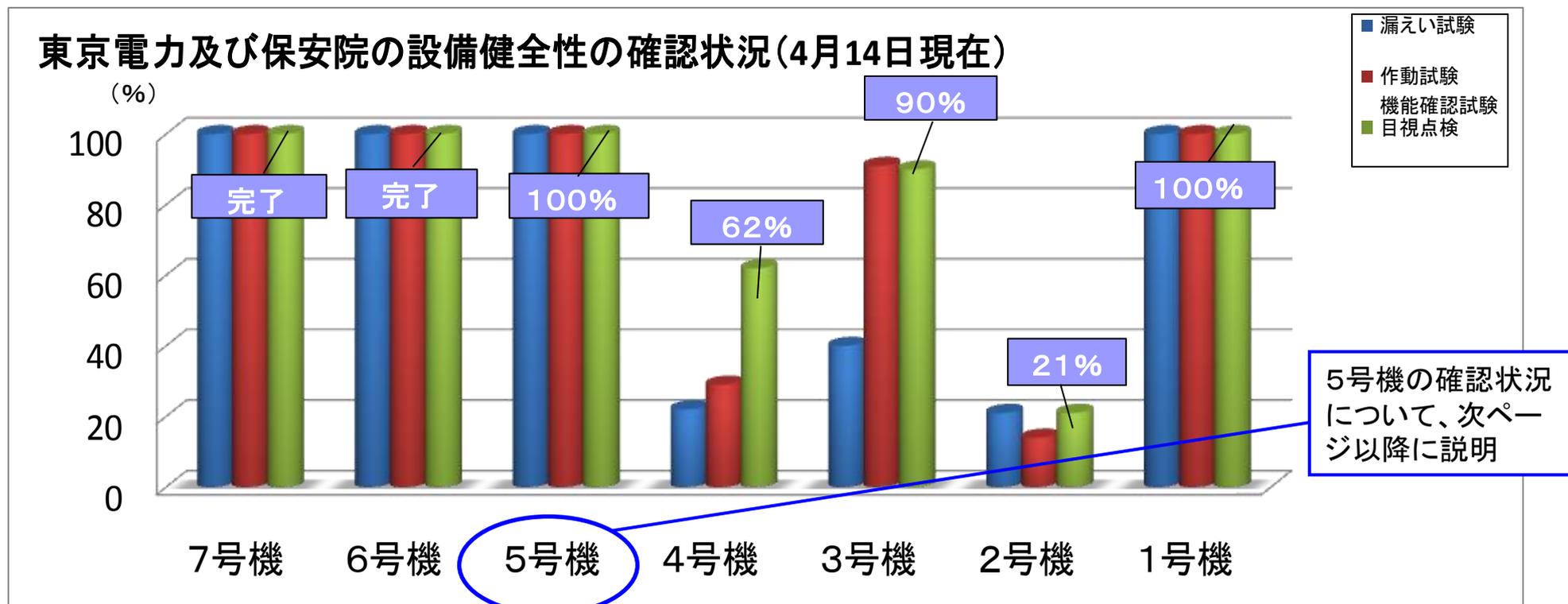
が示すとおり。



保安院は、プラント全体の評価を通じて安全確認を行い、確認結果について、適宜公表。

6. 各号機の確認状況

各号機に対する保安院の確認状況（設備健全性）



立入検査等						
223人日	169人日	101人日	19人日	36人日	3人日	119人日※

※人日とは、人数と従事時間の積（1日を8時間とカウント）。系統機能試験への立会を含む。
注）3/23現在

○中越沖地震発生直後（平成19年8月～9月）、技術者による1～7号機に対する目視による緊急点検が実施され、安全上重要な機器に異常は確認されませんでした。（保安院も立入検査等により確認しました。）

5号機の機器及び系統単位の健全性評価に対する保安院の確認状況

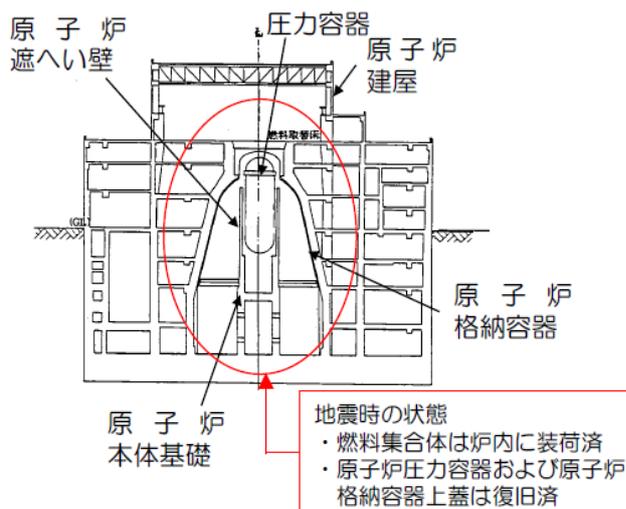
(1) 設備点検の実施状況 (東京電力は、対象機器約1960機器の全ての機器について点検を終了)



原子炉格納容器スタビライザの健全性確認

- ・検査対象機種43機種(472機器)全てについて立入検査を実施し、安全上重要な設備に異常がないことを確認。
- ・これまで110機器に異常が確認されたが、いずれも軽微な事象で、原子炉の安全に影響を及ぼすものはなく、適切に不適合の対応が取られていることを確認。
- ・経年劣化の考慮として、配管減肉測定を実施し、顕著に減肉が進行している部位がないことを確認。

(2) 地震応答解析の実施状況 (東京電力は、対象機器155設備中、154設備について解析を終了)



(東京電力資料より)

- ・5号機は、地震発生時に定期検査中であつたが、検査の最終段階であり、この状態(例:圧力容器上蓋復旧、燃料装荷等)を再現した地震応答解析に対して、JNESによるクロスチェック解析を実施。
- ・東京電力は、原子炉再循環系配管の支持構造物について、設計容量を超えたため、分解点検及び低速走行試験により異常がないことを確認。また、点検と解析の差を検討するため、詳細評価を実施。
- ・原子炉補機冷却水系配管について、クロスチェックの結果、評価基準値を超えたことから、東京電力に対し、当該配管の追加点検及び観測記録との差異を考慮した解析等を指示し、現在東京電力において評価中。

(3) 系統単位の評価(確認状況)

1. 機器単位の評価



2. 系統単位の評価

※燃料装荷前に実施するもの



燃料装荷の実施



2. 系統単位の評価

※燃料装荷後に実施するもの
 ※原子炉を停止させた状態で評価する。



3. プラント全体の評価

系統機能試験の内容(29項目)

- ・ 制御棒操作に必要なスクラム信号を発信させて、原子炉を「止める」機能を確実に動作できるか
- ・ 外部からの電源が喪失した際に非常用電源を供給する機能が確実に動作できるか など**7項目**※

【燃料装荷に関し時期的な制限が無い項目】

- ・ 主蒸気隔離弁が閉となる信号を発信し、原子炉格納容器内に蒸気を閉じこめる機能が確実に動作できるか
- ・ 原子炉を安全に停止させるため、ほう酸水注入ポンプを起動し、所定の運転性能が維持されるか

など**18項目**※

- ・ 制御棒の駆動試験など原子炉を「止める」機能が確実に動作できるか
- ・ 外部への放射性物質が漏えいしないよう原子炉格納容器の気密性が確保できているか など **6項目**※

※インターロック試験及び原子炉建屋気密性能試験は2回にわけて実施するため重複してカウントしている。

3月23日までの実施分をとりまとめ、設備健全性
 SWGで審議中。

各号機における建物・構築物の健全性評価状況

1号機	確認済
2号機 3号機 4号機	保安院及び専門家による立入検査等を実施。 今後、立入検査等も含め、東京電力が実施する点検・評価結果及び地震応答解析結果を審議していく予定。
5号機	保安院及び専門家による立入検査等を実施(計5回)。 現在、審議会において、東京電力の点検・評価結果及び地震応答解析結果を照らし合わせ、妥当なものであるか確認中。
6号機	確認済
7号機	確認済

7号機、6号機、1号機における健全性評価は終了し、
現在は、5号機を中心に確認している状況。

5号機の建物・構築物の健全性評価に対する保安院の確認状況

1. 点検の実施状況

■保安院及び専門家による実物確認(立入検査等)

・5号機 : 平成20年12月～平成21年8月にかけて計5回実施

東京電力が、点検・評価計画書に基づき、原子炉建屋の耐震壁等に存在する地震により発生したことが否定出来ないひび割れ等を適切に点検・評価していることを確認。



構造上問題となるひび割れ等はなく、耐震性能等の要求性能を損なう損傷部位は認められなかった。



原子炉建屋の耐震壁のひび割れ状況の検査

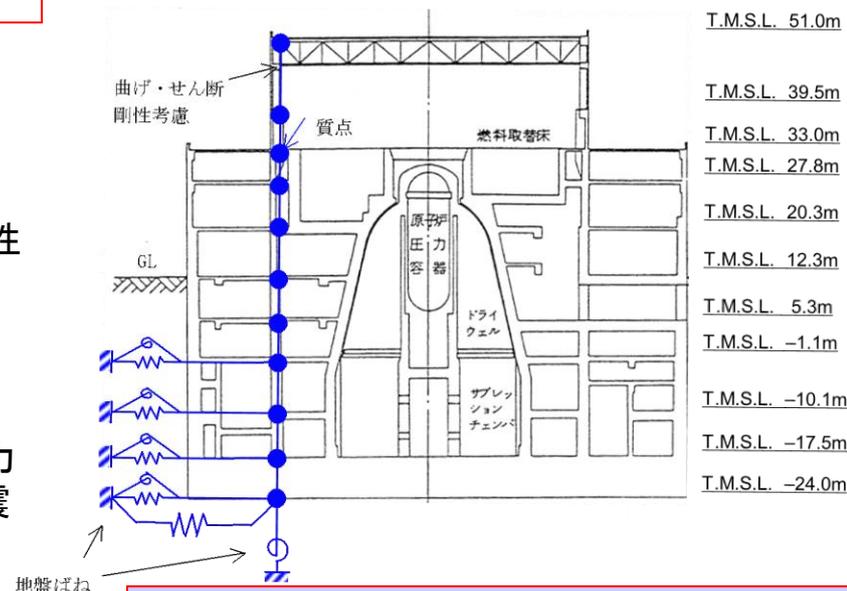
2. 地震応答解析の実施状況

■国の専門機関(JNES)による計算結果のチェック

JNESにおいて、5号機の中越沖地震に対する建物・構築物の健全性に関するクロスチェック解析を実施し、審議会に報告。

3. 専門家による審議の実施状況

審議会において、専門家委員の意見も聞きながら、5号機の東京電力が実施する中越沖地震に対する建物・構築物の点検・評価結果や地震応答解析による健全性評価結果について審議中。



(例)原子炉建屋の地震応答解析モデル(東京電力資料より)

7. 島根原子力発電所における 保守管理の不備等

○島根原子力発電所における保守管理の不備等

島根原子力発電所1号機及び2号機において、事業者が自ら定めた点検計画表と点検実績の不整合等の保守管理上の不備が多数あることや、定期事業者検査の一部が適切に実施されていなかったことが判明。

中国電力から状況報告(3月30日)

- 安全上重要な機器(クラス1, 2)を対象に調査を実施
- ・点検計画表どおりに分解点検・取替がなされていない箇所
1号機:74箇所 2号機:49箇所 (計123箇所)

大臣及び保安院長からの指示文書(3月30日)

- ・総点検の実施、原因究明(根本原因分析含む)及び再発防止対策の検討の指示
- ・未点検箇所の点検・健全性評価の指示

中国電力から点検計画書提出(4月16日)

- 報告徴収等の指示に対する点検計画書

保安院の立入検査(4月19日、20日)

- ・指示に対する点検計画の妥当性、実施状況の確認等

中国電力から中間的な報告(4月30日)

- 原子力発電所内の全機器を対象に調査を実施
- ・点検計画表に記載された分解点検・取替時期を超過した箇所
1号機:347箇所 2号機:159箇所 (計506箇所)
- 〔このうち、定期事業者検査対象となるもの
1号機:141箇所 2号機:23箇所 (計164箇所)〕

副大臣からの口頭指示等(4月30日)

- ・報告内容の確認のための立入検査の実施通知
- ・根本原因分析を含めた再発防止対策、新たに不整合が判明した機器の再点検等の報告

- ・分解点検・取替時期を超過していないが、点検計画表と点検実績に不整合がある箇所

1号機:753箇所 2号機:406箇所 (計1,159箇所)

- ・ただし、これらに国が行う定期検査の対象となるものはない

- 未点検箇所の点検(代替点検含む)を実施(当初の123箇所)

保安院長からの指示文書(4月30日)

今回の報告内容を踏まえ、保守管理に関し同様の不備がないか確認するよう指示

他事業者

保安院の立入検査(5月中旬予定)

- ・現時点における調査結果に係る報告内容及びその実施状況の確認
- ・未点検箇所(新たに報告されたものを含む)の点検実施状況の確認

○現状の調査結果による直接原因（当初の123箇所について）

（1）点検計画表策定時の問題

- ・分解点検できない機器の計上（3箇所）
- ・現場の点検実績を十分踏まえずに計画したり、実績とした（55箇所）

（2）計画に基づく点検実施上の問題

- ・点検工事仕様書に適切な情報を取り込まなかった（21箇所）
- ・健全性に問題なしと判断し、点検せず、また不適合管理もしなかった（42箇所）
- ・要求された点検内容が作業要領書に 未反映なことを見落とした（1箇所）

（3）高圧注水系蒸気外側隔離弁の駆動用電動機の問題

- ・適切な部品仕様管理ができなかったことから計画通りに取り替えられず、また、取替未実施に関し適切に不適合管理を実施していなかった（1箇所）

（4）点検計画表に基づく保守管理の運用上の問題（共通要因（(1)及び(2)の一部））

- ・点検ができなかったことを、点検計画表の所管部署に連絡せず、その所管部署も連絡が無ければ点検実績ありとした

○今後の保安院の対応等

（中間報告に対する保安院の評価等）

- 上述の問題等が明らかとなり、点検計画表を中心とした保守管理の仕組みが十分機能していない。
- また、点検計画表と実績との照合作業の結果、新たに分解点検・取替時期を超過したものなどが判明。

（中間報告を受けた保安院の対応）

- まず、安全第一である原子力発電所において現場の点検実態と点検計画表が乖離し、保守管理体制が十分ではなかったことは大変遺憾であることを表明。
- 中間報告の内容を確認するために立入検査を実施することを通知。（5月中旬）
- 根本原因分析を踏まえた再発防止対策、新たに不整合が判明した機器の再点検等に関する報告を指示。
- さらに今後、最終報告書の報告を受け、その内容を十分精査し、厳正な対応を行う。
- 他の事業者については、4月30日の報告内容を踏まえ、同様の不備がないか確認するよう指示。