

柏崎刈羽原子力発電所 5 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 22 年 9 月
原子力安全・保安院

原子力安全・保安院

N I S A

Nuclear and Industrial Safety Agency

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

5号機の中越沖地震発生時のプラント状況について

地震発生時のプラントの状況等

- ①地震発生時、定期検査終期の原子炉起動前の状況で、燃料は全て原子炉に装荷された状態であったこと等、地震発生時のプラント状態を考慮して健全性を確認
- ②地震による揺れは、大湊側で最も強かったが、荒浜側にある1, 2, 4号機に比べれば小さい状況
- ③タービン建屋の耐震壁において、貫通の可能性のある4ヶ所のひび割れが確認された

確認方法等

JNESによるクロスチェックにより厳格にチェック

先行号機と同様、厳格に健全性を確認、不適合の分析・評価を実施

評価基準値(1.0mm)を下回っていること、適切な補修が行われたことの確認

目次

➤5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

1. 建物・構築物の 設備健全性評価について

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

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。

保安院の対応

(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

検討状況の報告

厳格に確認

厳格に確認

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

報告書の提出

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9月18日、東京電力は5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12月23日から保安院は、5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22年5月21日、東京電力は、5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6月14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、5号機の建物・構築物の健全性は確保されていると判断。

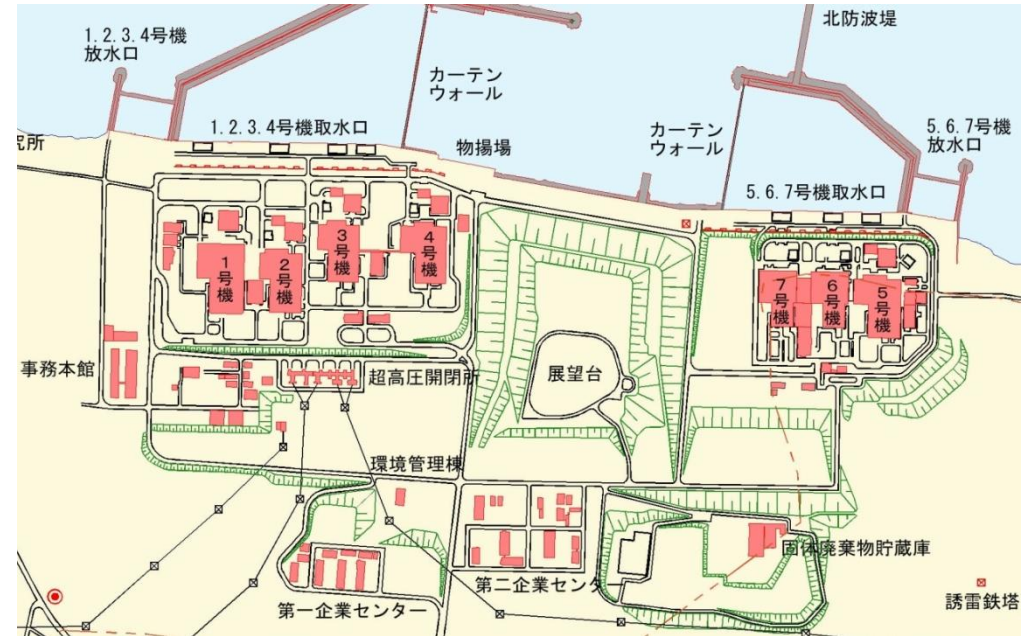
各号機における地震動

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)

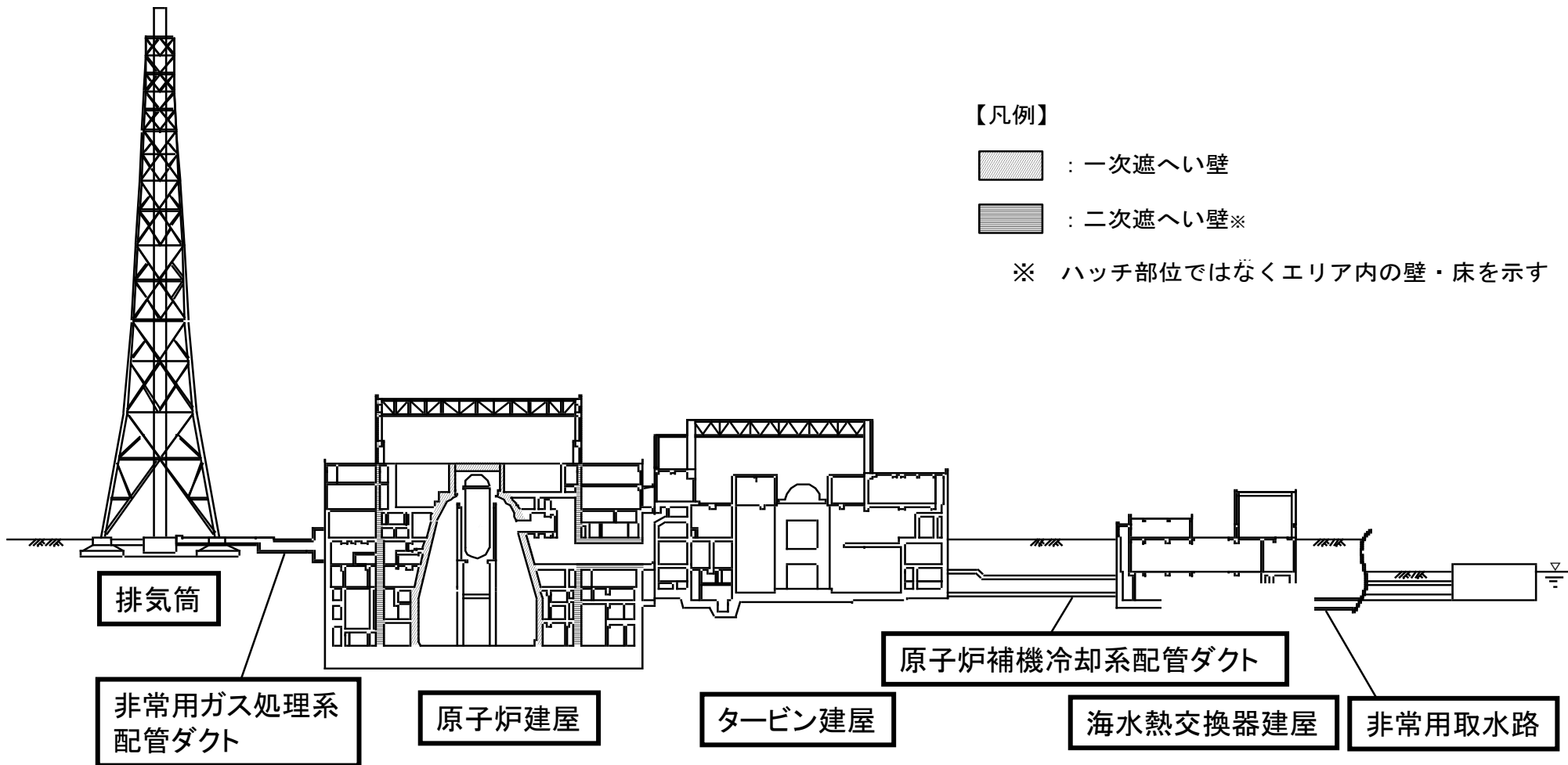
	南北方向	東西方向	上下方向	備考
1号機	311 (274)	680 (273)	408 (235)	定検中 (中期)
2号機	304 (167)	606 (167)	282 (235)	定検中 (起動中)
3号機	308 (192)	384 (193)	311 (235)	運転中
4号機	310 (193)	492 (194)	337 (235)	運転中
5号機	277 (249)	442 (254)	205 (235)	定検中 (末期)
6号機	271 (263)	322 (263)	488 (235)	定検中 (末期)
7号機	267 (263)	356 (263)	355 (235)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

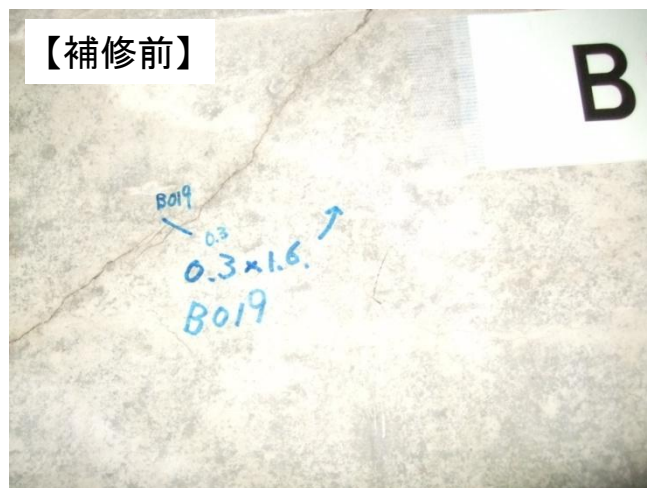


原子炉建屋の健全性評価

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。



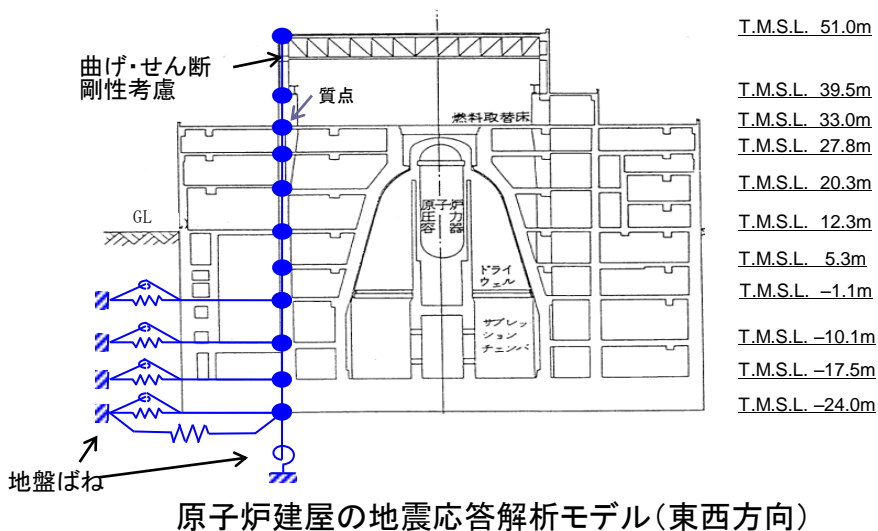
※(財)日本建築防災協会発行の「震災建築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針」を参考に構造WGで議論をして設定

ひび割れの例：原子炉建屋地下1階 耐震壁（幅:0.3mm 長さ:1.6m）

原子炉建屋の健全性評価

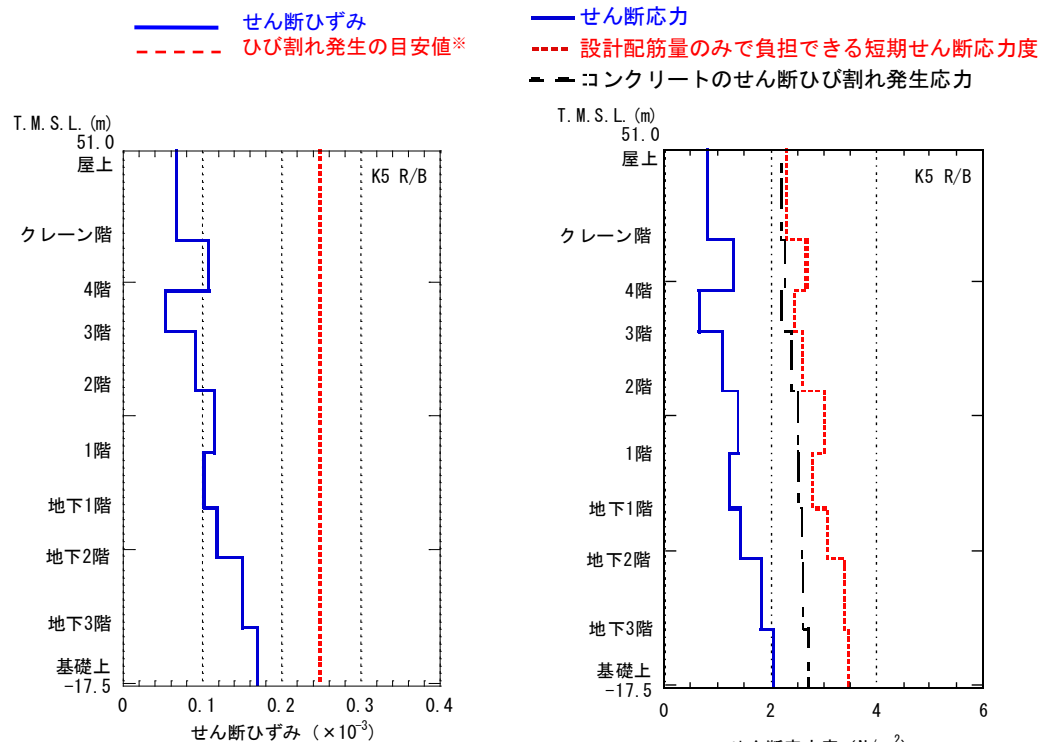
②解析による評価

・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。



屋根トラス最大応力比(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
東材	(圧縮)	102.4	274	
	(曲げ)	68.8	325	

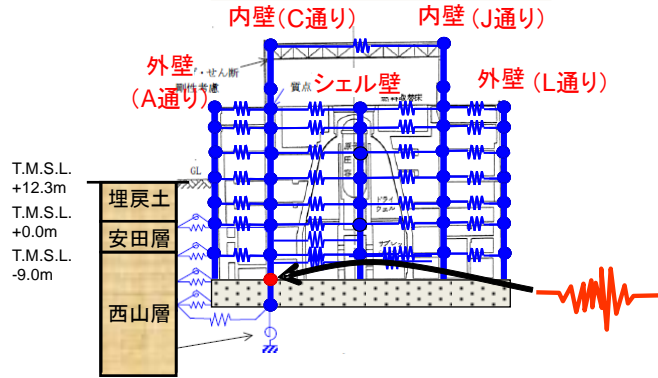


※日本建築学会編「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」において、実験結果によれば、せん断初ひび割れが発生するときの耐震壁のせん断変形は、 $0.2 \sim 0.3 \times 10^{-3} =$ 平均 0.25×10^{-3} とされている。

原子炉建屋の健全性評価

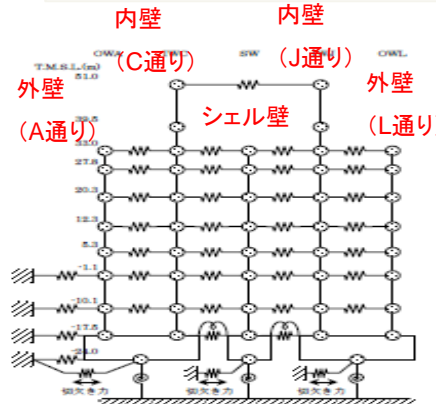
・JNESが東京電力とは異なる解析コード及び解析モデルによりクロスチェック解析を実施した結果、東京電力による原子炉建屋の地震応答解析結果は、JNESの解析結果とほぼ同様であることを確認。

JNESモデル(多軸)



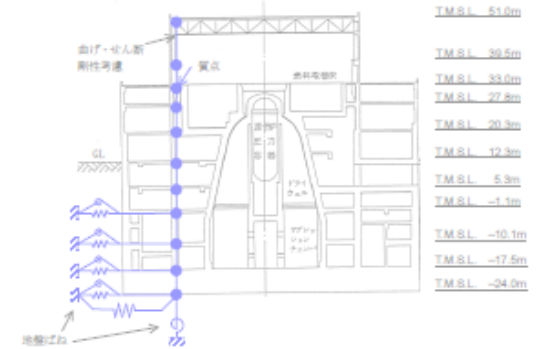
コンクリートの減衰定数: 3%
建屋床の変形: 床の柔性を考慮

東京電力モデル(多軸)



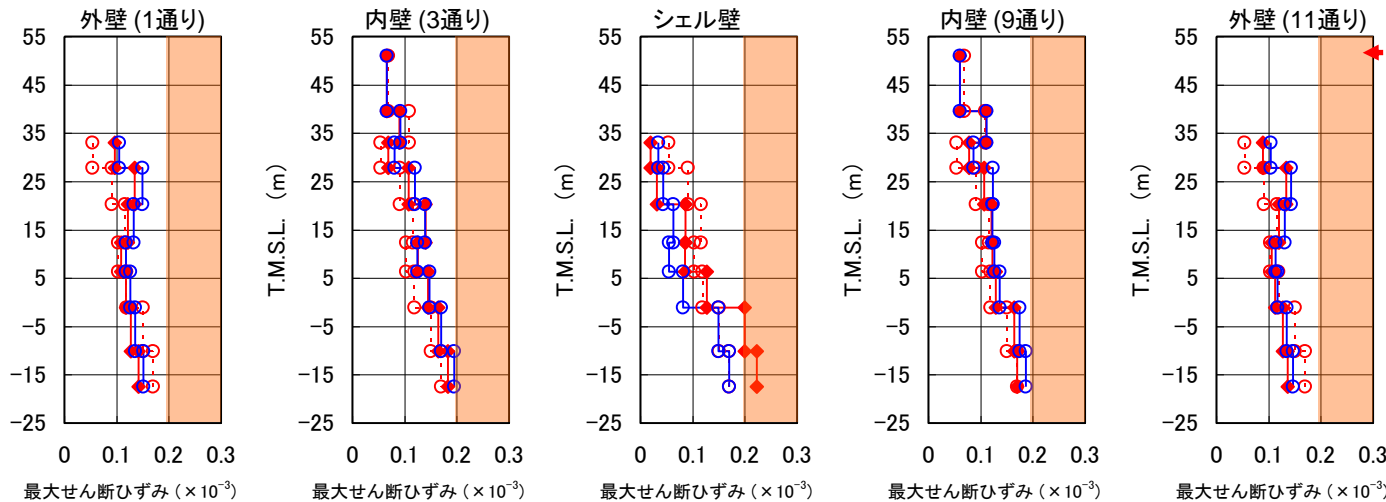
コンクリートの減衰定数: 5%
建屋床の変形: 床の柔性を考慮

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

・JNESの解析結果は、NS、EW方向ともにひび割れ発生
の目安値以下であることを確認した。
・事業者の多軸モデルの最大せん断ひずみは、EW方向
の地下4階のシェル壁でひび割れ発生
の目安値の幅に入る解析結果とな
ったが、その他の壁ではひび割れ
発生
の目安値以下である。

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

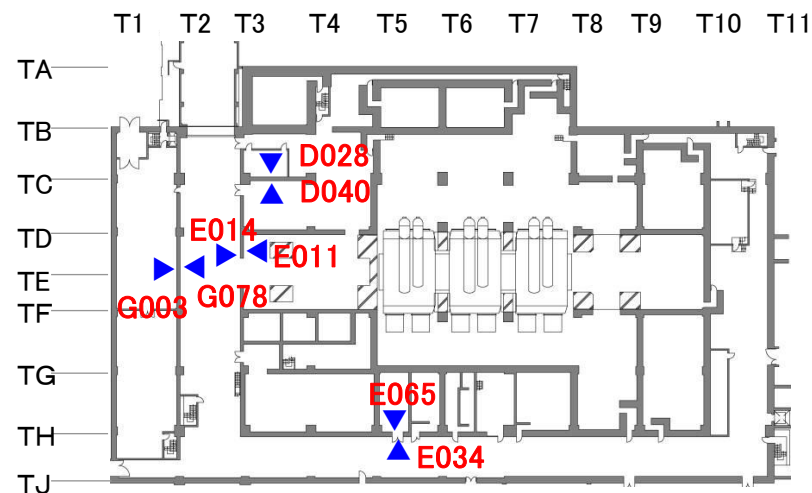
立入検査等の結果と地震応答解析の検討結果を照合し、総合的に検討した結果、タービン建屋の健全性は確保されていると判断。

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。
- ・耐震壁に貫通の可能性のあるひび割れが4ヶ所で確認された。立入検査等により、いずれのひび割れも評価基準値を下回っていること、エポキシ樹脂の注入等適切な補修が行われていることから、耐震性能上問題となるものではないことを確認した。



ひび割れの補修状況(右平面図のE011側から見た状況)



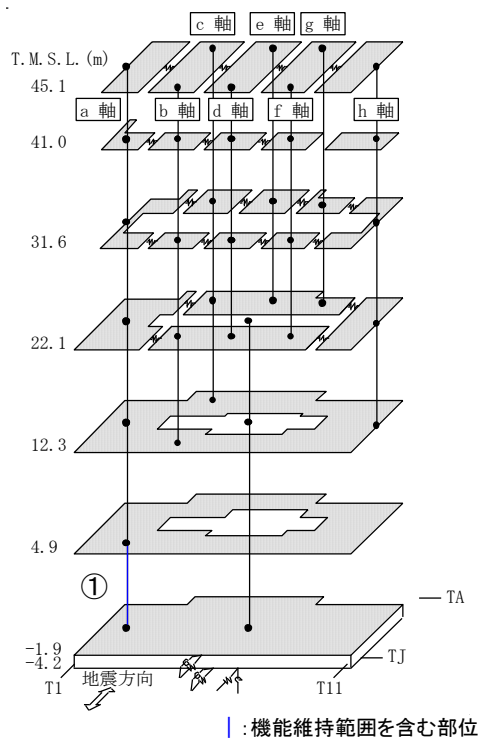
貫通の可能性のある
ひび割れ発生箇所
(▲ 印参照)

5号機タービン建屋
1階 平面図

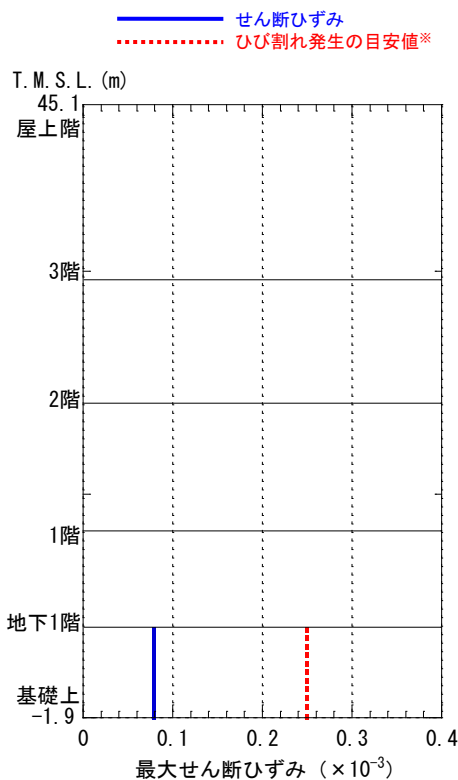
タービン建屋の健全性評価

②解析による評価

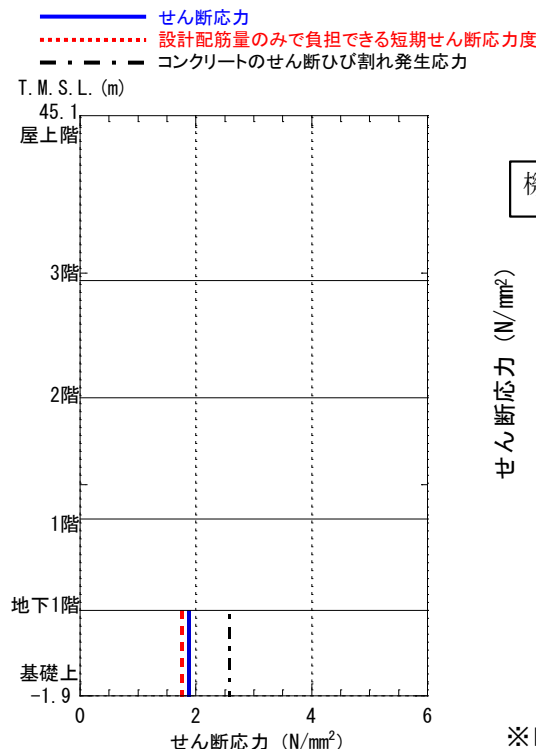
- タービン建屋の基礎版上に安全上重要な機器・配管が設置されていることから、基礎版と地下1階床との間の耐震壁を機能維持部位としている。
- 機能維持部位①のせん断ひずみは、ひび割れが発生するせん断ひずみ目安値(0.25×10^{-3})を下回るとともに、せん断応力は、コンクリートの負担分を考慮したスケルトン曲線において第一折点を下回るレベルであることから、タービン建屋の機能維持部位①は中越沖地震に対して概ね弾性範囲であったことを確認。



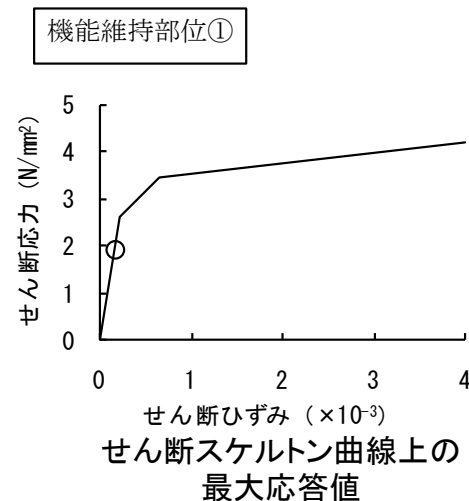
タービン建屋の地震応答解析モデル(東西方向)



耐震壁のせん断ひずみ(東西方向)



耐震壁のせん断応力(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。

海水熱交換器建屋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、海水熱交換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。

①点検による評価

立入検査等の結果、海水熱交換器建屋、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。なお、排気筒の支持鉄塔接合部で塗膜剥離が4ヶ所で確認され、打振試験により1ヶ所で異音を確認された。異音を確認されたボルトについては、部材とともに取り替えることを確認した。

②解析による評価

- ・地震応答解析等の結果、海水熱交換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、せん断応力はコンクリートの負担分を考慮したスケルトン曲線において第一折点を下回るレベルであることから、中越沖地震に対して概ね弾性範囲であったことを確認。
- ・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。

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

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) 原子炉補機冷却系配管ダクト

剥離・剥落は認められたが、ひび割れは認められず、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

頂部に最大幅0.1mmのひび割れが認められたが、剥離・剥落は認められず、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。

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」等に基づき算定した評価基準値を下回ることを確認。

5号機の建物・構築物の設備健全性評価まとめ

- ・ 5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、タービン建屋及び海水熱交換器建屋には、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、海水熱交換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、5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
・点検における評価は、ひび割れの幅、長さ及び性状等を中心に確認
- ②解析による評価 : ・耐震壁の評価は、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が原則
・せん断応力が設計配筋量のみで負担できる短期せん断応力度を上回る場合は、コンクリートの負担分を考慮したスケルトン曲線において、解析値と第一折点との比較
・解析によるせん断ひずみとひび割れが発生するせん断ひずみの目安値 0.25×10^{-3} との比較

■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。
- エポキシ樹脂等の注入による補修を行えば、鉄筋の腐食防止に効果があり、耐久性が確保されるとともに、復旧技術指針では、ひび割れ幅1mm程度までであれば、従前の耐力・剛性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))

「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1) ひび割れについて

■鉄筋コンクリートのひび割れ及び構造について

地震による水平力でひび割れが発生



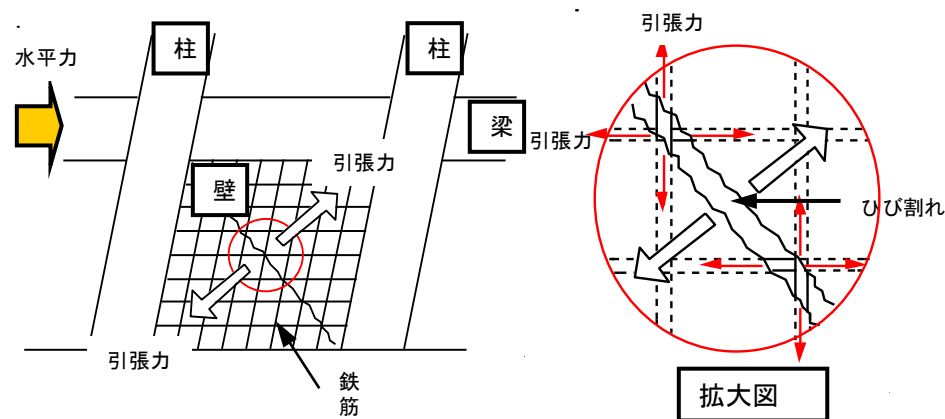
コンクリートは圧縮力に強いが引張力には弱い。鉄筋は引張力には強い。両者の長所を組み合わせた構造が鉄筋コンクリート



コンクリートにひび割れが発生すると、コンクリートが負担していた一部の荷重を鉄筋が負担



ひび割れ幅1mm程度であれば、構造上の問題ないが、エポキシ樹脂の注入による補修で、耐久性も確保



(参考1) ひび割れについて

■補修後の耐震壁の強度回復に関する既往実験例について

○ひび割れ幅1mm程度までであれば、補修後の耐震壁の耐力・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建造物の復旧技術の開発)。

■原子力発電所の建屋と一般の鉄筋コンクリート建造物について

- 一般の鉄筋コンクリート建造物の耐震壁と原子力発電所の耐震壁は、設計用地震力の大きさは異なるので壁厚や配筋量に差はあるものの、RC規準(鉄筋コンクリート構造計算規準:日本建築学会)に基づき、全く同じ設計思想で建設されている。
- したがって、同じRC規準で設計された鉄筋コンクリート建造物であれば、原子力発電所と一般建築物を区別する必要はなく、柏崎刈羽原子力発電所の建屋の健全性に係る点検の評価基準に復旧技術指針を適用することは、妥当と判断。

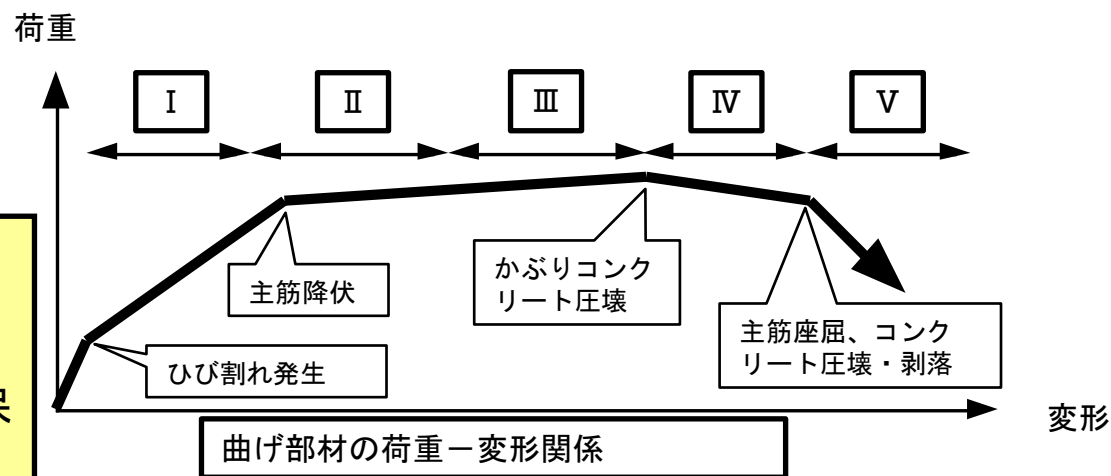
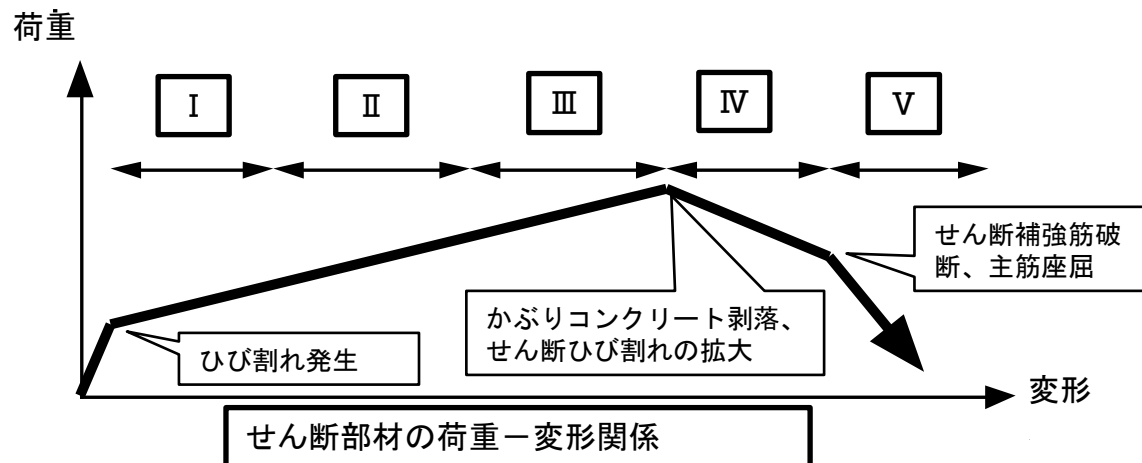
■詳細検討を行うひび割れ幅の判定基準について

- エポキシ樹脂等の注入による補修により、耐久性(鉄筋腐食防止)が確保されること
- 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・剛性をほぼ回復するとされていること
- 専門家による現地調査における耐震壁のひび割れの状況から、健全性に支障のあるひび割れは確認されなかったこと
- これらのことから、専門家の見解として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。

(参考1) ひび割れについて

■部材の荷重－変形関係と損傷度の概念

柱、耐力壁の損傷度	損傷内容
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)
II	肉眼ではっきり見える程度のひび割れ。 (ひび割れ幅0.2～1mm程度)
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わずかである。 (ひび割れ幅1～2mm程度)
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。
V	鉄筋が曲がり、内部のコンクリートも崩れ落ち、一見して柱(耐力壁)に高さ方向や水平方向に変形が生じていることがわかるもの。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。



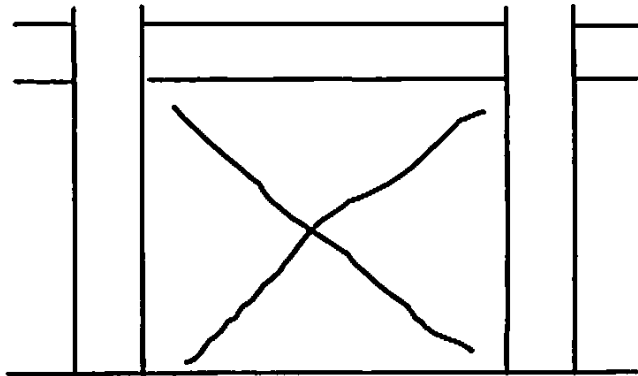
- 柏崎刈羽原子力発電所の耐震壁には、地震を受けたせん断部材の特徴である斜めのひび割れが認められる。
- エポキシ樹脂の注入等による補修で耐久性を確保
- ひび割れ幅が1mm程度まで(損傷度IIまで)であれば構造上の問題はなく、復旧技術指針では、エポキシ樹脂の注入等による補修で、従前の耐力をほぼ回復すると評価。

(財)日本建築防災協会発行「震災建築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針」(監修:国土交通省)より

(参考1) ひび割れについて

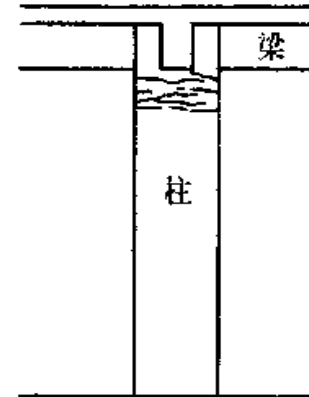
■せん断・曲げによるひび割れのパターン

○せん断及び曲げによるひび割れのパターンを示す。柏崎刈羽原子力発電所の耐震壁におけるひび割れのパターンの多くは、乾燥収縮を除き、微細な斜め方向のひび割れである。



○地震時水平力により壁部に生じる斜めひび割れ。地震の繰返し荷重によりX型にせん断ひび割れが生じた例。

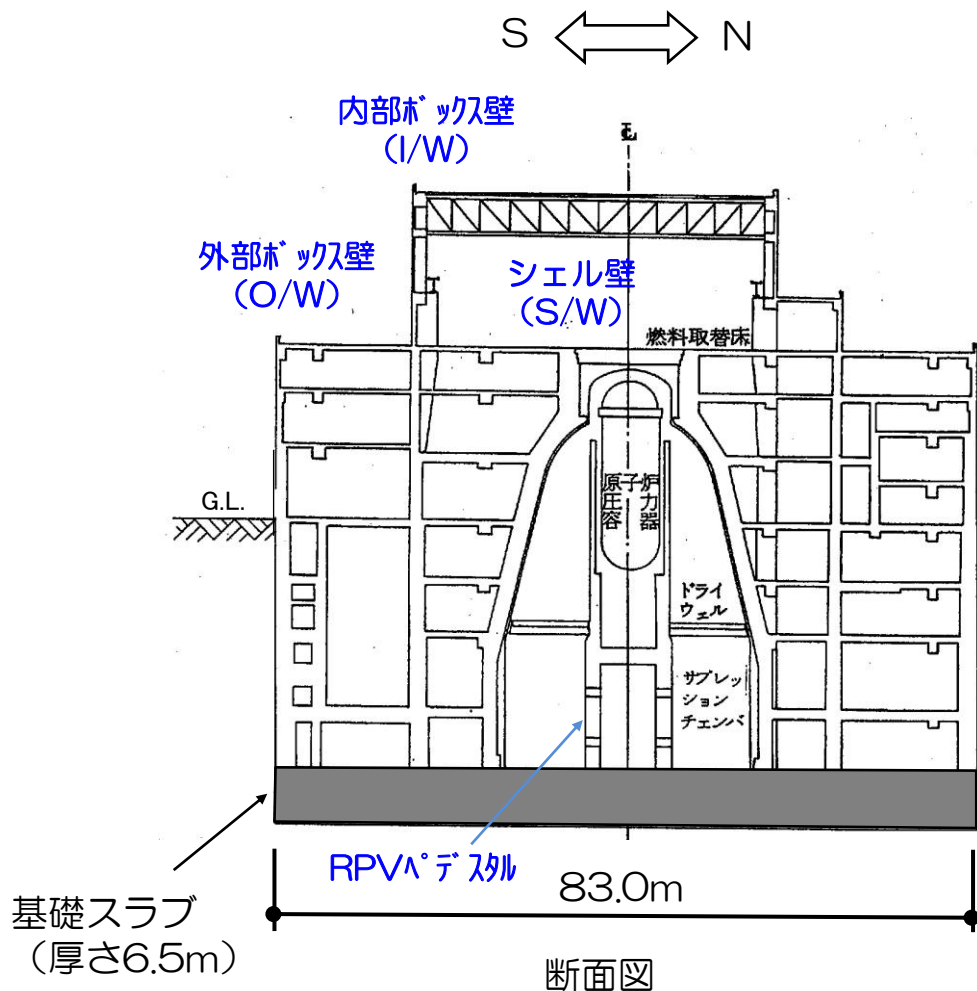
コンクリート構造物の目視試験方法NDIS3418
社団法人日本非破壊検査協会より



○地震時に柱頭部分に曲げひび割れが生じた例。

鉄筋コンクリート造建築物の耐久性調査・診断及び補修指針(案)・同解説
日本建築学会より

(参考2) 原子炉建屋基礎スラブのひび割れによる影響について

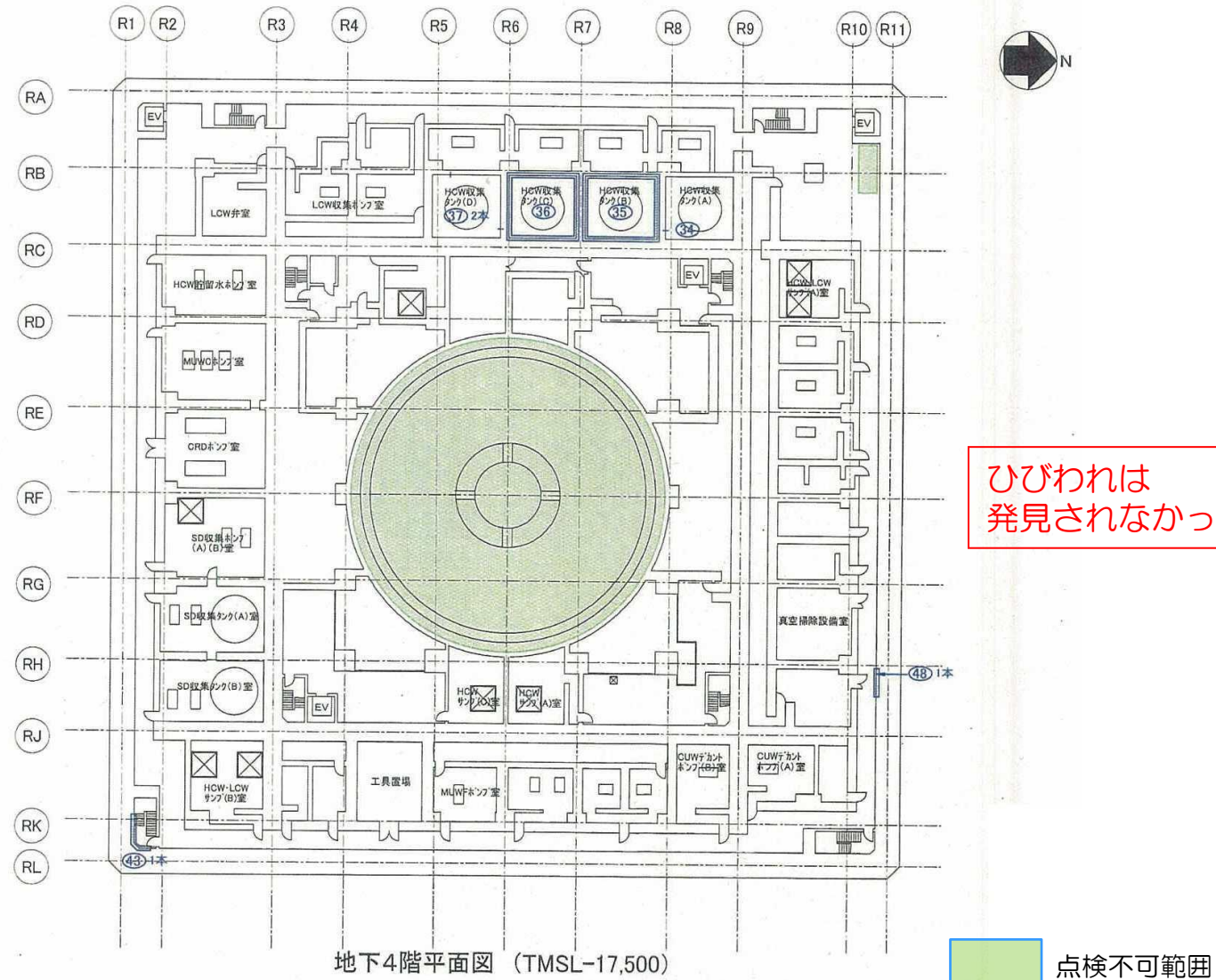


5号機原子炉建屋 基礎スラブの配筋状況

○5号機原子炉建屋は平面83m×83m、厚さ6.5mの基礎スラブを介して岩盤に支持されている。

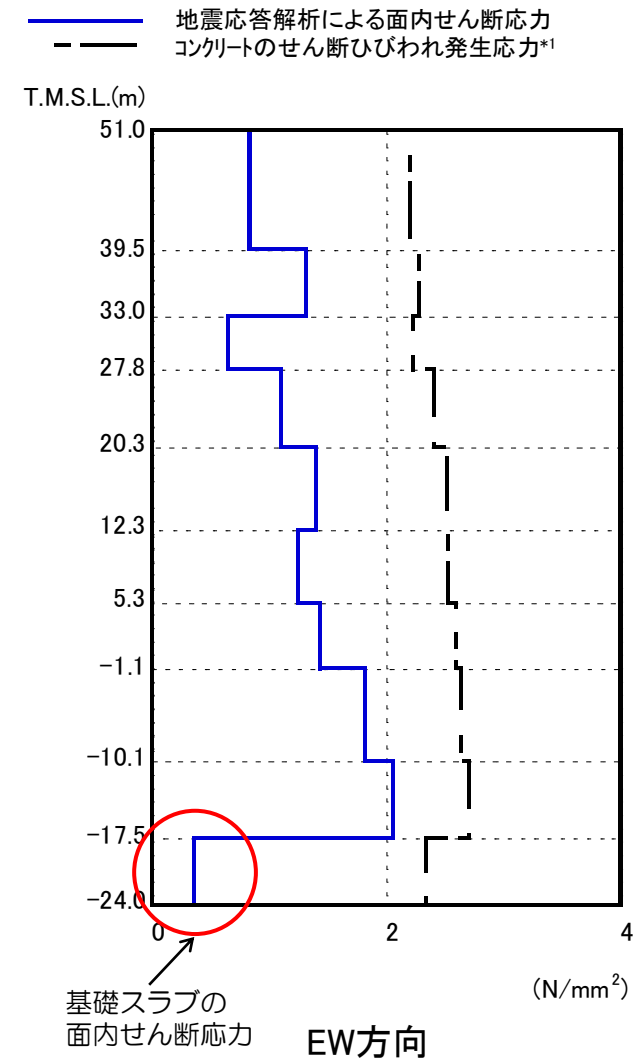
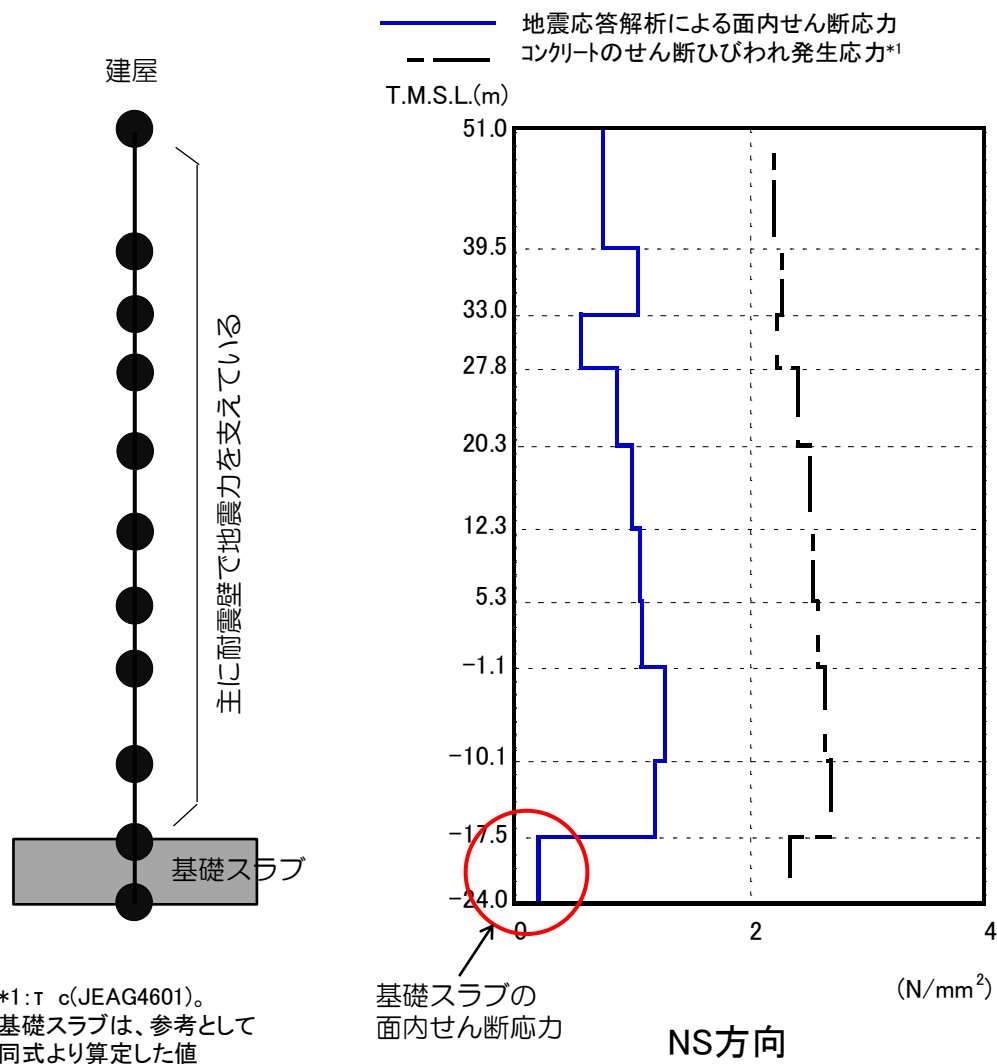
○建屋の揺れは、基礎スラブや地下外壁を介して岩盤と周辺地盤により支持される。

(参考2) 原子炉建屋基礎スラブのひび割れによる影響について



中越沖地震後の点検の結果、基礎スラブ表面にはひびわれは発見されなかった

(参考2) 原子炉建屋基礎スラブのひび割れによる影響について



シミュレーション解析の結果、基礎スラブの面内せん断応力は耐震壁に比べると非常に小さかった

(参考2) 原子炉建屋基礎スラブのひび割れによる影響について

- ①地震後の点検の結果、基礎スラブにはひびわれは発見されなかった。
- ②中越沖地震のシミュレーション解析より得られた基礎スラブに作用する面内せん断応力は、耐震壁の面内せん断応力に比べると非常に小さい。
- ③基礎スラブ下面については、直接確認することはできないが、仮にひび割れが存在したとしても、地中であることから酸素の供給がほとんどなく、鉄筋が腐食する可能性は非常に小さい。

以上より、5号機原子炉建屋の基礎スラブは中越沖地震後も健全であると判断している。

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) 東京電力は5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(機器単位)を平成20年3月7日、点検・評価計画書(系統単位)を平成21年10月8日に提出。
- 4) 平成21年1月19日から保安院は、5号機の設備(機器及び系統単位)の健全性について、立入検査を開始。設備健全性評価サブWGによる現地調査等を行い、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6月9日、東京電力は、5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8月18日、保安院は、中越沖地震における原子力設備に関する調査・対策委員会等の検討結果を踏まえ、中越沖地震に対して、5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

プラント全
体の評価

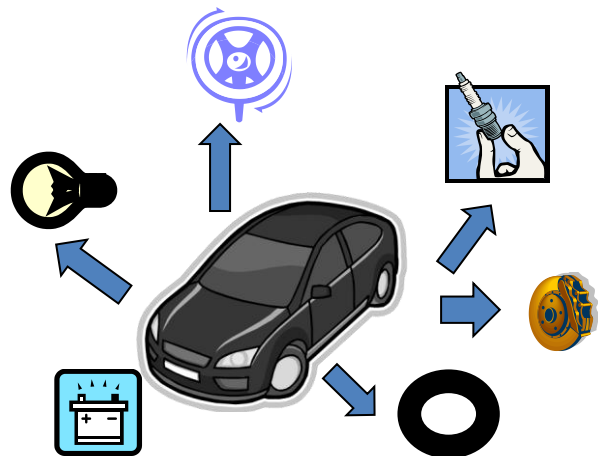
・機器単位、系統単位の評価を踏まえた上で発電所のプラント全体としての機能を評価

(1、6、7号機で完了)

5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)



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)(次ページ参照)	

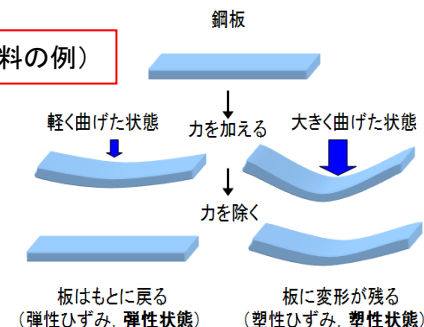
※1:弾性状態とは、「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAC4601)」にある許容応力状態ⅢASをいう。設備健全性の評価では、許容応力状態ⅢASを評価基準値としている。

※2: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。

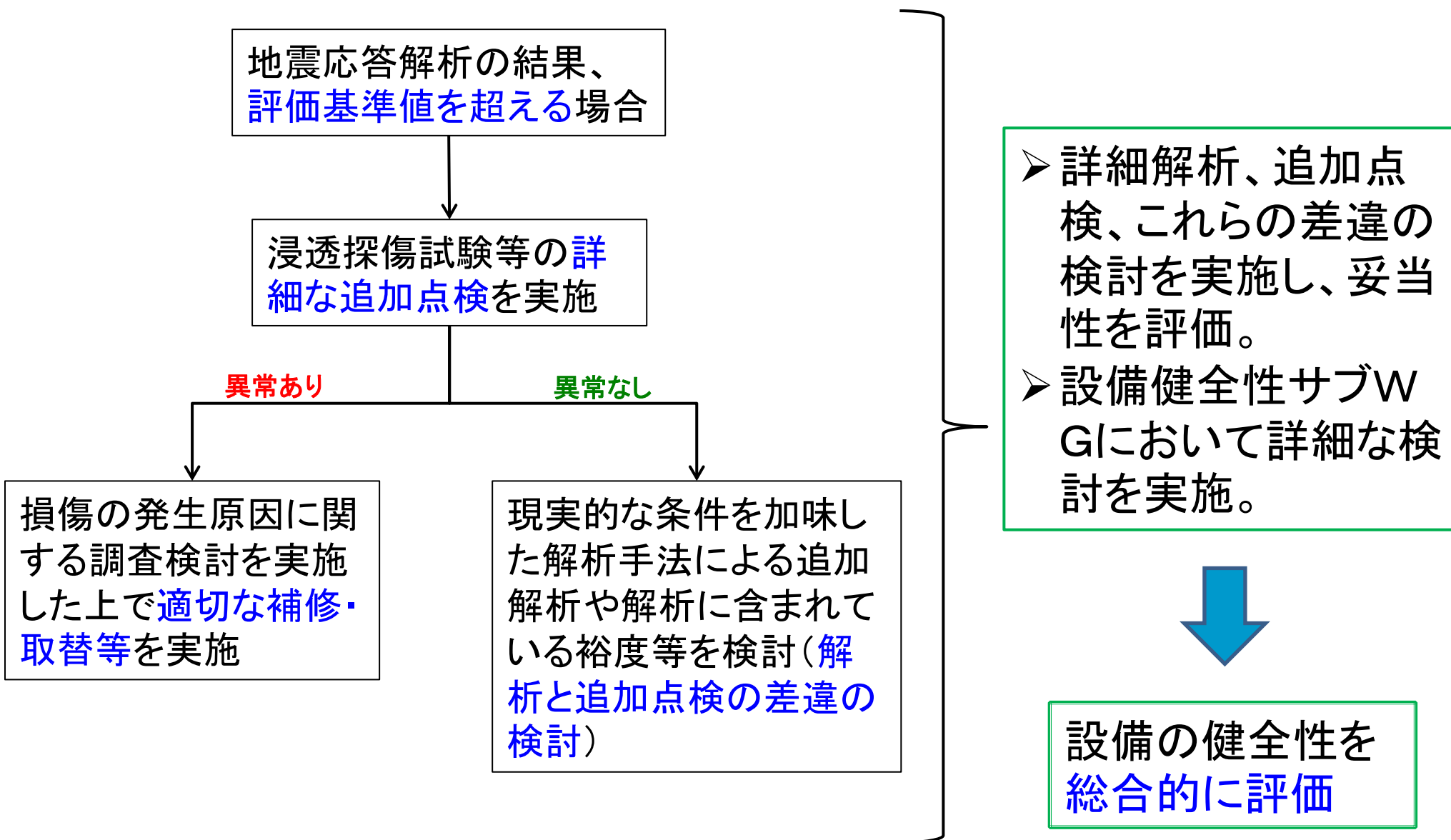
- その他の設備

適切な点検を行い、健全性を評価する。

参考(金属材料の例)



(参考) 基本点検で設備に異常が認められず、地震応答解析の結果、評価基準値を超える場合の評価フロー



健全性評価の確認概要

東京電力の対応

点検対象機器(約1960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

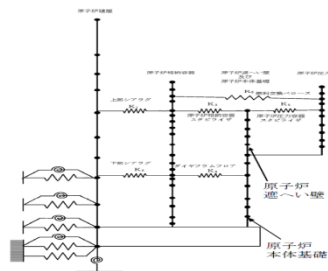
安全上重要な機器(約800機器)

○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(155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6月9日 報告書を取りまとめ

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11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、472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

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(45機器)

提出

健全性評価（点検）における主な確認方針



- 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？

【地震発生時の5号機の状況】

- 運転状況：停止中（定期検査終期の原子炉起動前）
- 燃料の所在：全燃料原子炉に装荷
- 冷やす機能、閉じこめる機能は正常

【柏崎刈羽5号機施設概要】

運転開始日：平成2年（1990）4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改良型

確認項目	確認内容	確認結果
①設備は正常か？	東京電力は、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実施。	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、原子炉格納容器スタビライザをリストアップし詳細な追加点検を実施。基準値を超えた2系統※については詳細点検と評価を実施。 ※原子炉補機冷却水系及び原子炉冷却材再循環系	異常なし
③直接目で見えない箇所に異常はないか？	東京電力は、目視点検が困難な箇所(18カ所)について、漏えい試験等の代替点検を実施。	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、原子炉冷却材浄化系、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



低圧炉心スプレインゾルの確認



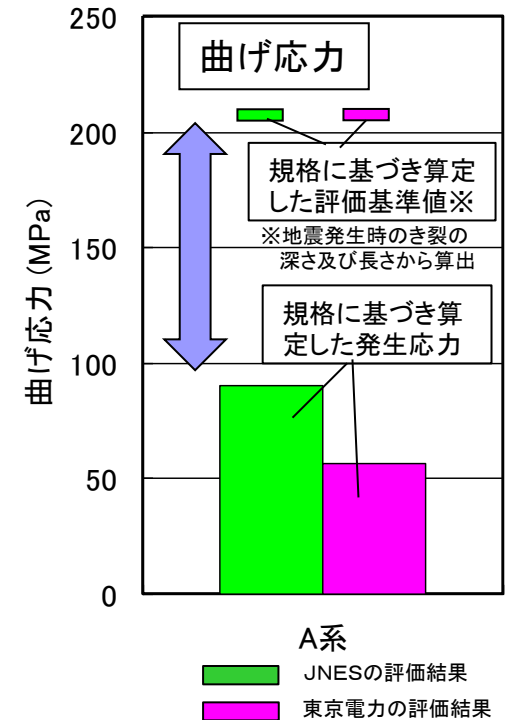
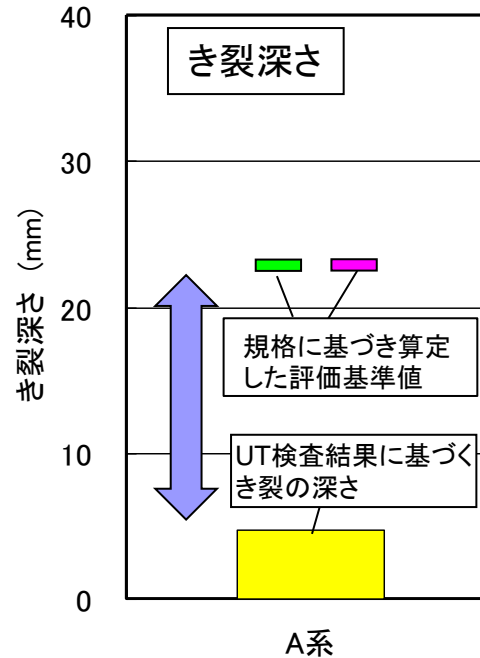
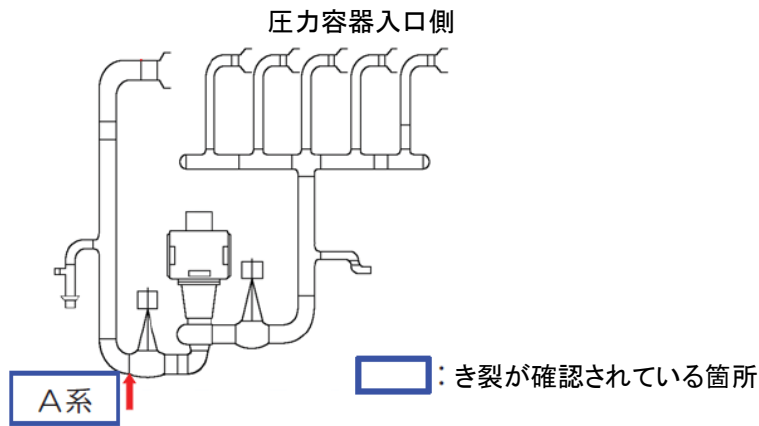
ほう酸水注入系配管の確認



原子炉補機冷却海水系配管の確認

確認項目	確認内容	評価結果
⑤配管で見つかったいるき裂は大丈夫か？	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の1箇所にき裂が確認されている。(第12回定期検査時(平成19年5月頃)に発見)



柏崎刈羽原子力発電所5号機 PLR系 系統概略図

JNESによる解析結果は、東京電力と同等であり、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、

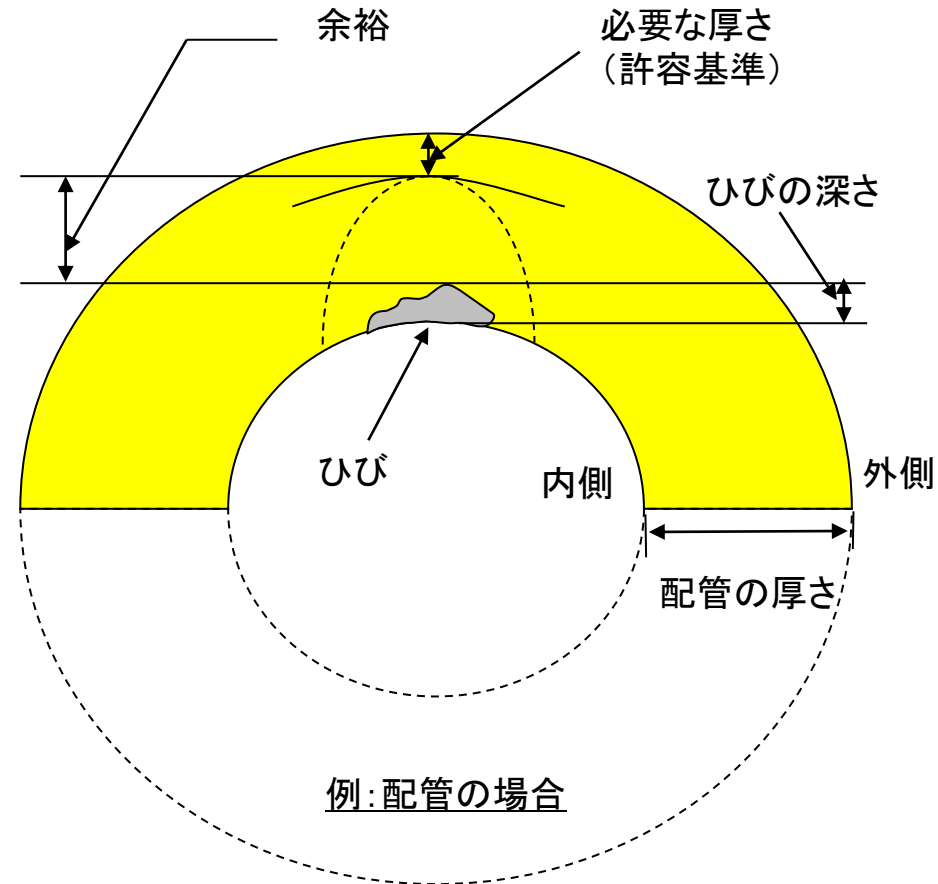
- どんなものも使い続ければ劣化。
- 機器では、ひびや摩耗がでてくるが、直ぐに破壊はしない。
- 例えば、コンクリートの橋では、たくさんの人や車が行き交うことから、表面が削れたり、ひびが入ったりするが、直ぐに壊れてしまうことはない。 ↓ 理由は？
安全のため余裕を持って作られているから。

○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(東京電力)						
	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			
	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)
5号機	6.3	135	22.9	287	78.3	173.5

※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)。

※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、1次+2次応力が厳しい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
		うち、地震分	
原子炉隔離時冷却系配管	0.0405	0.0016	1
高圧炉心スプレイノズル	0.0039	0.0001	
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管	0.0081※	0.0081	

※設計時においては、1次+2次応力が3Sm以下であるため、疲れ累積係数は算出していない。

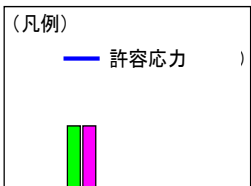
新潟県中越沖地震により繰り返し加わった力の累積(疲れ累積係数)は評価基準値に対して十分に小さいことから、中越沖地震による疲労について大きな影響がないことを確認した。

健全性評価（解析）における主な確認結果

- 解析対象範囲として要求した安全上重要な設備等について、解析評価上厳しい系統を選定する等、代表機器(155機器)が適切に抽出されていることを確認。
- 5号機は定期検査中であったが設備は概ね復旧していたことから、原子炉の状態(原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の上蓋復旧済み、燃料装可済み等)について、適切に解析モデルへの反映がなされていることを確認。
- 5号機は定期検査中であったことから、設計時と異なる解析条件(配管の温度や内圧等)を用いる場合について、適切に地震時の状況を反映していることから妥当であることを確認。
- 地震応答解析の結果、2系統※を除く全て解析対象設備において、評価基準値を満足していることを確認。評価基準値を超えた2系統については、保安院の重点確認事項として詳細に確認を実施。

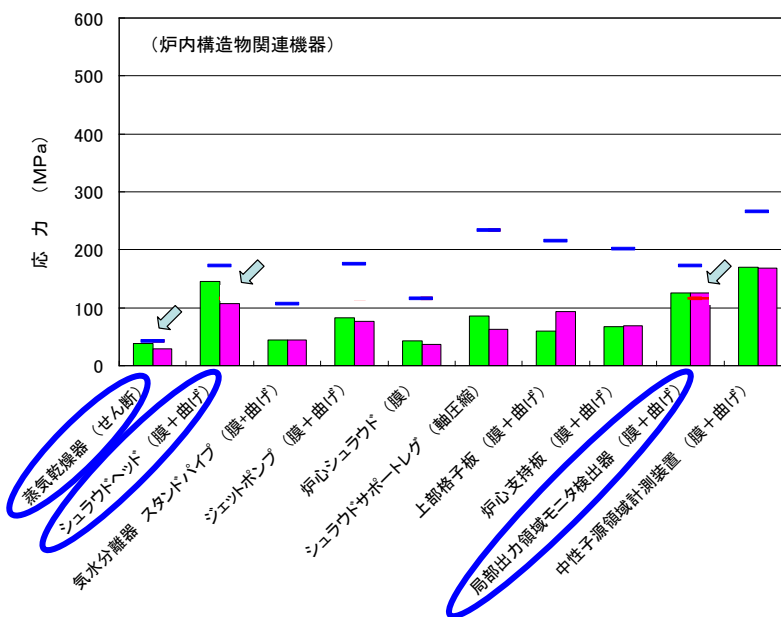
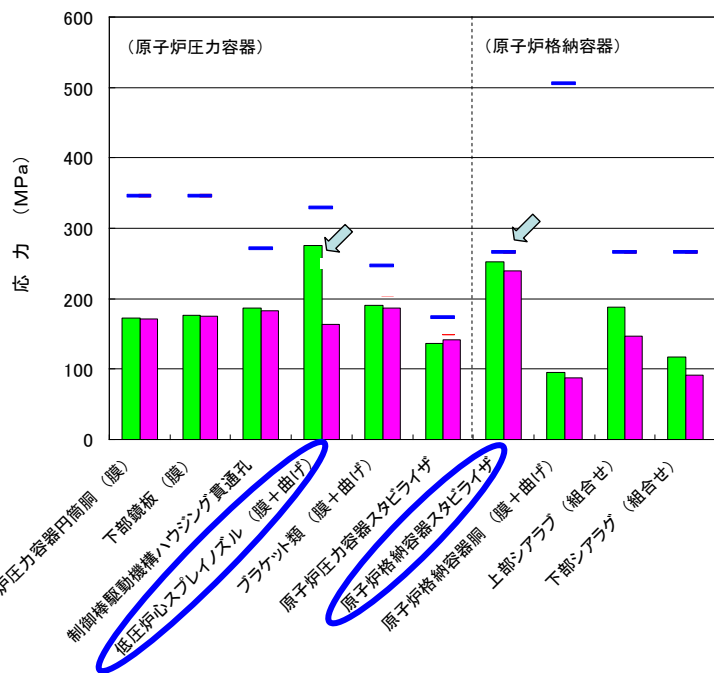
※原子炉補機冷却水系及び原子炉冷却材再循環系の2系統

原子力安全基盤機構（JNES）による地震応答解析結果



JNES 東京電力

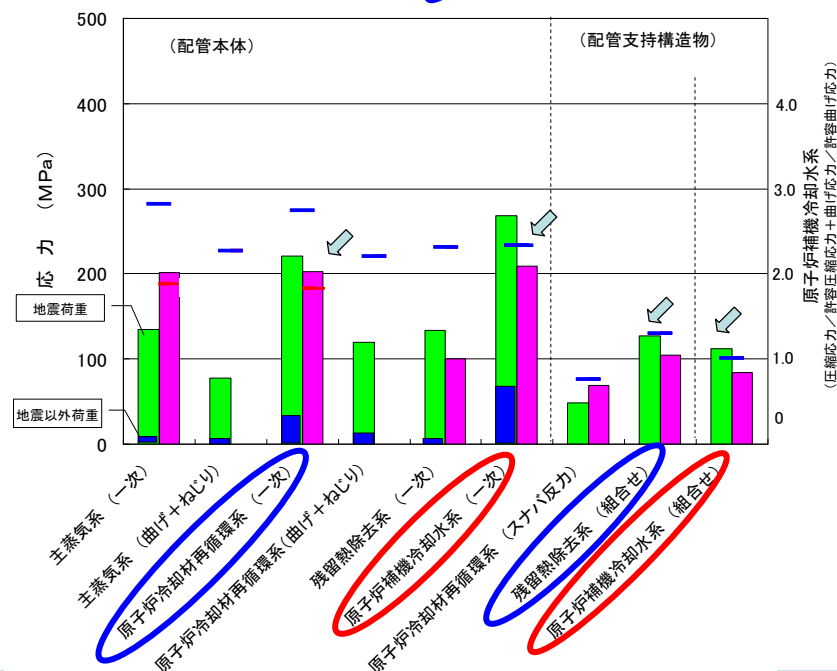
- : 評価基準値を超えたため、追加検討を指示したもの
- : 評価基準値に近いため、追加点検を指示したもの



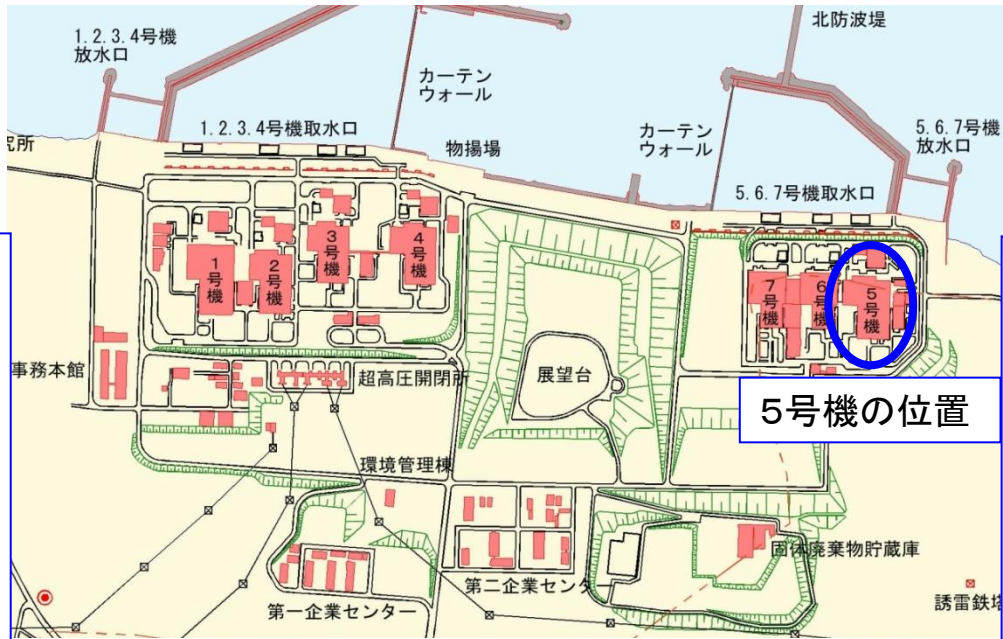
○原子炉補機冷却水系配管及び支持構造物は評価基準値を超えたことから、東京電力に対し、追加検討を指示。

○その他の設備の解析結果については、評価基準値を満足していることを確認。

○評価基準値に近い結果となった低圧炉心スプレインズルなど計7設備については、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。



5号機における不適合事象の評価



柏崎市側(荒浜側)

刈羽村側(大湊側)

- (5号機の不適合発生状況)
- 地震による揺れは、5号機は大湊側の号機の中で最も強い
- 地震の影響による不適合総件数では、5号機は473件で、1号機の692件に次いで多い
- 5号機の不適合総件数は、大湊側の同一敷地内で揺れが相対的に6、7号機に比べて多い

	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	692件	433件	484件	457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。

(平成22年7月31日現在)

5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	5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 (2)	25 (2)	27 (1)	16 (0)
地盤変位による変形、損傷事象	20 (0)	2 (0)	0 (0)	0 (0)
分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象	7 (6)	0 (0)	0 (0)	0 (0)
グラウトの微細なヒビ	11 (6)	6 (1)	12 (0)	13 (6)
浸水による損傷事象	86 (4)	0 (0)	0 (0)	0 (0)
合計	154 (18)	33 (3)	39 (1)	29 (6)
構造強度・機能に影響有り	122 (5)	11 (0)	6 (0)	9 (0)
耐震重要度As	1	0	0	0
耐震重要度A	4	0	0	0
耐震重要度B	60	5	6	6
耐震重要度C	57	6	0	3
構造強度・機能に影響なし	32 (13)	22 (3)	33 (1)	20 (6)
耐震重要度As	10	3	1	6
耐震重要度A	3	0	0	0
耐震重要度B	10	4	16	3
耐震重要度C	9	15	16	11
点検機器総数	2001	1963	1538	1362

（5号機の不適合の特徴）

○設備健全性の評価対象となる機器の不適合は、5号機では33機器であり、大湊側の先行号機（6、7号機）と同程度

（不適合事象の内容）

○構造強度・機能に影響のあった11機器は、5号機固有の共用設備を除き、大湊側の先行号機（6、7号機）でも確認された類似事象であり、安全上重要な設備ではない

- ・蒸気タービンの内部構造物の接触
- ・変圧器の内部固定金具の折損
- ・焼却装置の耐火レンガの転倒
- ・補助ボイラーの電極部ボルト折損
- ・屋外不活性ガス系配管の変形

○安全上重要な設備で地震によるこすれや微細なヒビはあったが構造強度や機能に影響はなかった

- ・原子炉補機冷却水系配管の支持構造物との接触痕
- ・高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管の支持構造物との接触痕
- ・計装ラックの基礎部（グラウト部）のひび

（ ）内は安全上重要な設備であり、上段機器数の内数

点検で判明した不適合事象の評価（まとめ）

（地震の影響に起因するもの）

- 5号機は、大湊側で最も揺れが大きい状況であったが、構造強度や機能に影響を及ぼす不適合事象は安全上重要な設備にはなく、大湊側の先行号機（6、7号機）で確認された類似の事象及び同程度の件数であり、原子炉の安全に影響を及ぼすものではなかった。
- 東京電力の評価では、軽微な不適合グレードIVまたはVに分類されている。
- 不適合事象については、事業者において原因究明が適切になされ、補修・取替等の措置が実施されており、特別な保全計画に反映して、引き続き監視・評価を行うこととしている。

保安院が行った重点確認事項

- ①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原子炉補機冷却海水系配管及びほう酸水注入系配管の現地確認
- ②JNESの地震応答解析(クロスチェック)において、裕度が比較的小さい設備への追加点検の実施状況の確認(保安院指示)
- ③クロスチェックにおいて、評価基準値(III_AS)※を超える結果となった原子炉補機冷却水系配管の健全性評価の確認(保安院指示)
※評価基準値(III_AS):規格基準(JEAG4601)に規定されている基準値。設計にあたって、設備を弾性状態に維持するための指標として使用される。
- ④JNESの検証作業により確認された東京電力の計算誤りに対する対策の水平展開(保安院指示)
- ⑤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事項①

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**原子炉補機冷却海水系配管**及び**ほう酸水注入系配管**について、立入検査により**現地確認**を実施。

ほう酸水注入系配管の確認



原子炉補機冷却海水系配管の確認



立入検査により、設備に変形や割れ等**機能に影響を及ぼすような異常がない**ことを確認。

保安院が行った重点確認事項②

JNESにおいて独自に地震応答解析を実施した結果、裕度が比較的小さい結果が得られた7設備※について、追加点検を指示するとともに、立入検査により現地確認を実施。

※7設備：低圧炉心スプレイング、原子炉格納容器スタビライザ、蒸気乾燥機、シュラウドヘッド、局部出力領域モニタ検出器、原子炉冷却材再循環系配管、残留熱除去系配管支持構造物

原子炉格納容器スタビライザの確認



残留熱除去系配管支持構造物の確認



立入検査により、設備に変形や割れ等機能に影響を及ぼすような異常がないことを確認。

保安院が行った重点確認事項③

JNESによる地震応答解析の結果、評価基準値(Ⅲ_AS)を超えた原子炉補機冷却水系配管及び支持構造物について、保安院は東京電力に対し、健全性を確認するための追加検討※を指示。以下にその結果を示す。 ※ 観測記録との差違を考慮した解析、追加点検
 また、JNESの検証作業により東京電力の計算に誤りを確認(詳細は後述)。

○東京電力における追加検討結果

	発生応力		許容応力		追加点検
	JNES	東京電力 (再解析結果)	評価基準値 (ⅢAS)	ミルシート値※ ⁴ (試験値)	
配管	268 MPa	278 MPa※ ¹	245 MPa※ ²	282 MPa	良
支持構造物	1.12	0.994	1※ ³	—	良

※1: 観測記録との差違を考慮 ※2: 常温で算出

※3: 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力は、1以下でなければならない。

※4: ミルシート値とは、当該材料の製造段階における試験片の機械試験の結果

浸透探傷試験の実施状況

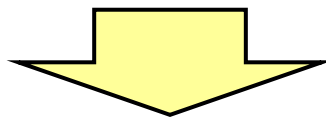


配管及び支持構造物に対する保安院独自の点検状況



保安院が行った重点確認事項③

- 再解析の結果、評価基準値を超えた。
- 追加点検（浸透探傷試験等）では変形や割れ等の異常なし。
- これら再解析結果と追加点検結果との差違について、東京電力は、ミルシート値による検討を実施。
- ミルシート値は同一工程で製造された配管材から採取した試験片の機械試験の結果による許容応力である。解析結果（278MPa）はこの許容応力（282MPa）を下回ることから、整合性に係る検討結果は適切なものと評価。



再解析結果、追加点検結果及びこれらの整合性の検討結果より、原子炉補機冷却水系配管及び支持構造物の健全性については、維持されているものと評価。

(参考) JNESの検証作業により確認された東京電力の計算誤り

【概要】

- 原子炉補機冷却水系配管の時刻歴解析について、JNESの検証作業により計算に誤り※があることを確認。 ※時刻歴解析における時間刻みの設定の検証が不十分であった。
- 東京電力に対し同様の誤りがないか水平展開を指示したところ、5号機の原子炉冷却材再循環系配管で計算誤りを確認。
- 既に評価が終了している1、6、7号機については、計算誤りがないことを確認。

【原因と対策】

- 解析実施メーカは、解析内容を十分にチェックしていなかったことから、対策として解析内容を十分に審議・チェック。
- メーカの解析結果に対する東京電力の検証作業が主体的に実施されていなかったことから、対策として主体的にチェックできるよう、解析業務の検証マニュアルを改訂。

保安院が行った重点確認事項④

原子炉補機冷却水系配管の計算誤りの水平展開で同様の事象が確認された5号機の原子炉冷却材再循環系配管について再解析を指示。東京電力は、再解析を実施した結果、評価基準値(Ⅲ_AS)を超えたことから、追加点検を実施。以下にその結果を示す。

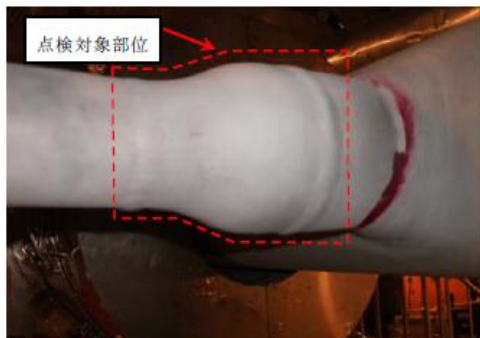
○PLR配管及び支持構造物の再解析及び追加結果

	発生応力		許容応力		追加点検
	JNES	東京電力 (再解析結果)	評価基準値 (ⅢAS)	ミルシート値 (試験値)	
配管	223MPa	452MPa (323MPa) ※1	308MPa ※3	360MPa	良
支持構造物	48kN	94kN (65kN) ※2	75kN ※4	—	良 ※5

※1: 観測記録との差を考慮して算出 ※2: 文献から得られる減衰定数により算出

※3: 常温で算出 ※4: 構造強度評価値 ※5: 耐震強化工事に伴い容量の大きい支持構造物に取替済み

浸透探傷試験及び詳細目視点検の実施状況



浸透探傷試験結果



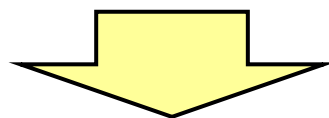
詳細目視点検結果

配管及び支持構造物に対する保安院独自の点検状況



保安院が行った重点確認事項④

- 再解析を実施した結果、評価基準値を超えた。
- 追加点検（浸透探傷試験等）では変形や割れ等の異常なし。
- これら再解析結果と追加点検結果との差違について、東京電力は、配管については観測記録との差違を考慮した解析（過大となった要因分析）及びミルシート値による検討、支持構造物については文献から得られる減衰定数による検討を実施。
- これらの検討結果について、当該差違の要因としては妥当なものであり、整合性に係る検討が適切に行われたものと評価。



再解析結果、追加点検結果及びこれらの整合性の検討結果より、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物の健全性については、維持されているものと評価。

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1960機器には、技術基準の適合性に係る異常は無いと評価。
- JNESによる地震応答解析の結果、評価基準値を超えた原子炉補機冷却水系配管及び支持構造物については、詳細目視点検、浸透探傷試験等により健全性が確保されていることを確認。
- 計算誤りによる再解析の結果、評価基準値を超えた原子冷却材再循環系配管及び支持構造物については、詳細目視点検、浸透探傷試験等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維持されていると評価。

2 - 2. 系統単位の設備健全性

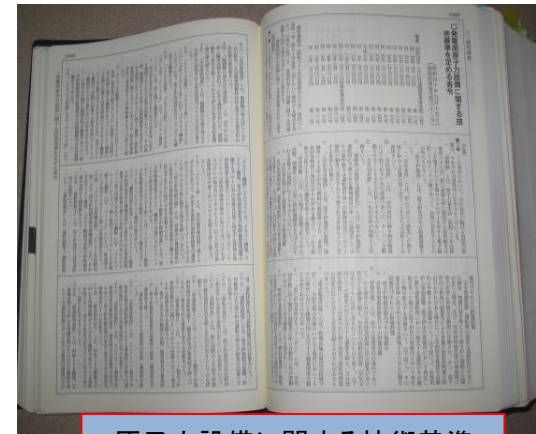
系統単位の評価方針(系統機能試験における主な確認方針)



- 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のか？
- 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。
- 5号機では、この要求を確認するため29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）

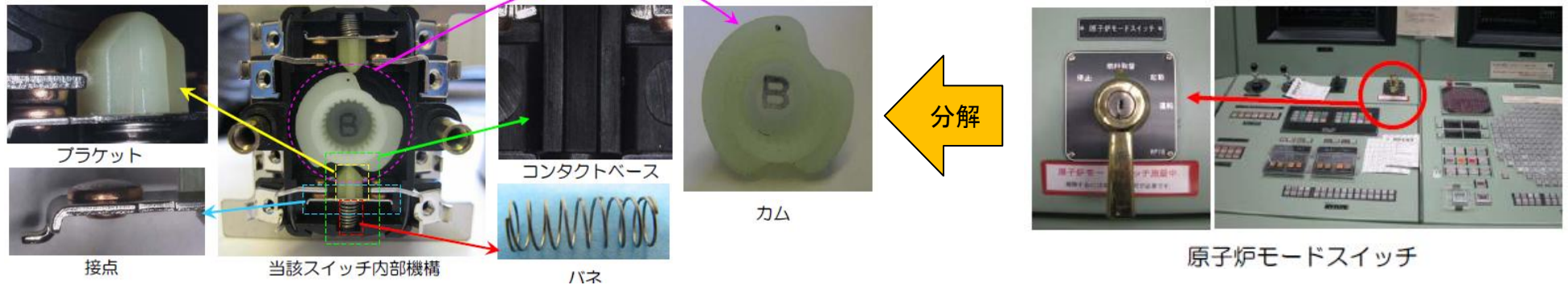
要求機能	系統機能試験項目	試験内容	国の評価
閉じこめる 機能	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系機能検査 ・原子炉建屋気密性能検査 ・可燃性ガス濃度制御系機能検査 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉や原子炉格納容器から放射性ガスや可燃性ガス(水素)が発生した場合、それらを閉じこめ、安全に処理できる機能を確認。 	検査官が立ち会い等により、必要な機能があることを確認した。
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ系機能検査 	<ul style="list-style-type: 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。	
	・蒸気タービン性能検査(その2)	・タービンの過回転等による設備への影響を防止するため、タービントリップ装置が作動すること等を確認。	
	・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。	
	・補助ボイラー試運転試験(その1、その2)	・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。	

系統試験の中で確認された不適合事象

系統試験の中で確認された不適合2件は、成績書の記載不足、設備の動作不良となっている。この中で、判定基準への影響が考えられる設備の動作不良事象「原子炉保護系インターロック機能検査で確認された警報発生が遅れ」について、評価を行った。



○事象の概要

原子炉手動スクラムが発生する状態を模擬したところ、A系の信号発生から約5秒遅れてB系の信号が発生する事象が確認された。(B系の信号発信遅れが問題)

○原因と対策

原子炉モードスイッチの内部構成部品である**ブラケット**の摩擦力が経年使用により増加したことが原因で、ブラケットの動作遅れが生じたものである。

対策として、**当該スイッチ一式の取替**を行い、再検査を実施した結果、A系及びB系の原子炉手動スクラム信号が正常に発生することを確認した。当該原子炉モードスイッチは定期的な交換を行っているものではないため、本知見に基づき、**定期的な交換を検討**していく。

○保安院の評価

東京電力による**原因調査、対策の検討、対策実施後の再検査の結果**について確認を行い、東京電力が実施した**原因推定と対策は妥当**であると評価する。

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(29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維持されていると評価。

5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

- 5号機の**重要機器**（約1960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。

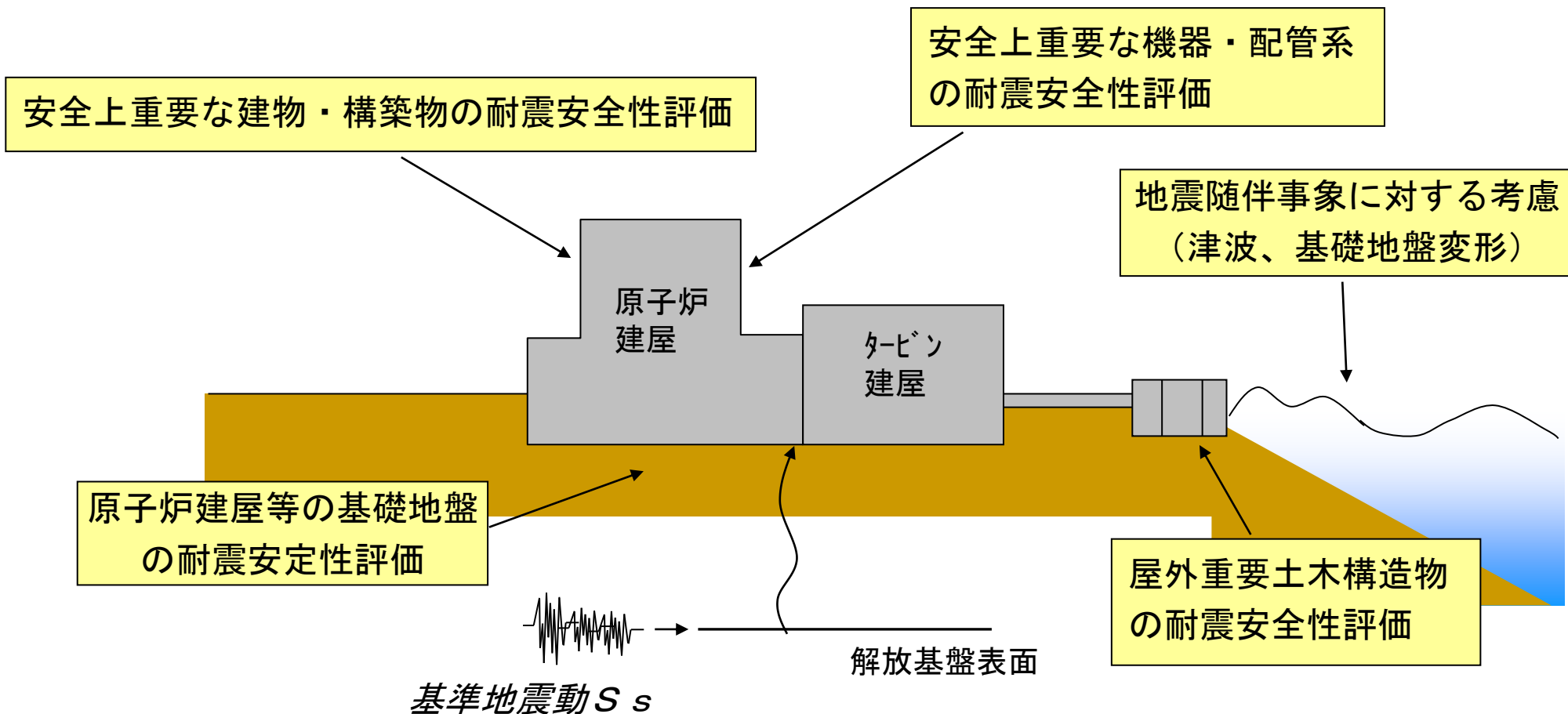
②系統単位の評価

- 5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

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。



主な経緯

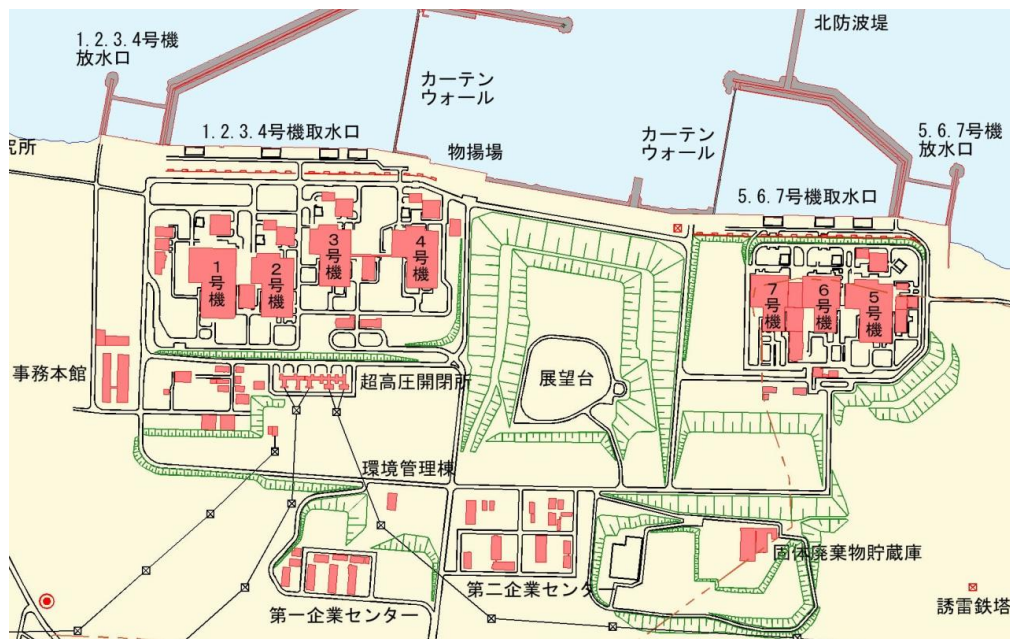
- 1) 平成18年9月19日、原子力安全委員会が新耐震指針を決定。
- 2) 平成18年9月20日、保安院は、耐震指針の改訂を受け、既設発電用原子炉施設等について、改訂された耐震指針に照らした耐震安全性の評価を実施し、その結果を保安院に報告するよう原子力事業者等に対し指示。
- 3) 平成19年7月16日、中越沖地震が発生。
- 4) 平成21年1月30日、新耐震指針に基づく基準地震動 S_s を妥当と判断。
- 5) 平成22年4月27日から保安院は、5号機の基準地震動 S_s に対する耐震安全性について、立入検査、現地調査を含め、専門家の意見を聴取しながら審議。
- 6) これらの審議を踏まえ、東京電力は、平成22年6月9日に5号機の耐震安全性評価結果における報告書を提出。
- 7) 平成22年8月18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5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SsI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		



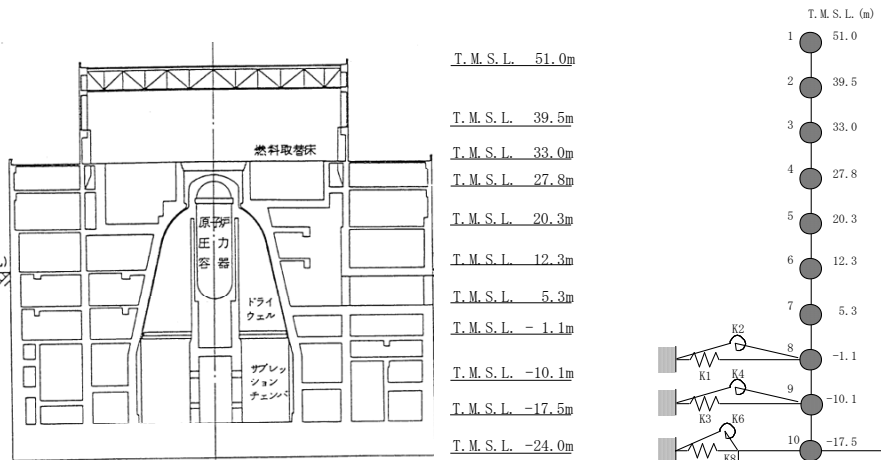
柏崎刈羽原子力発電所構内配置図

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的なせん断ひずみ (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)

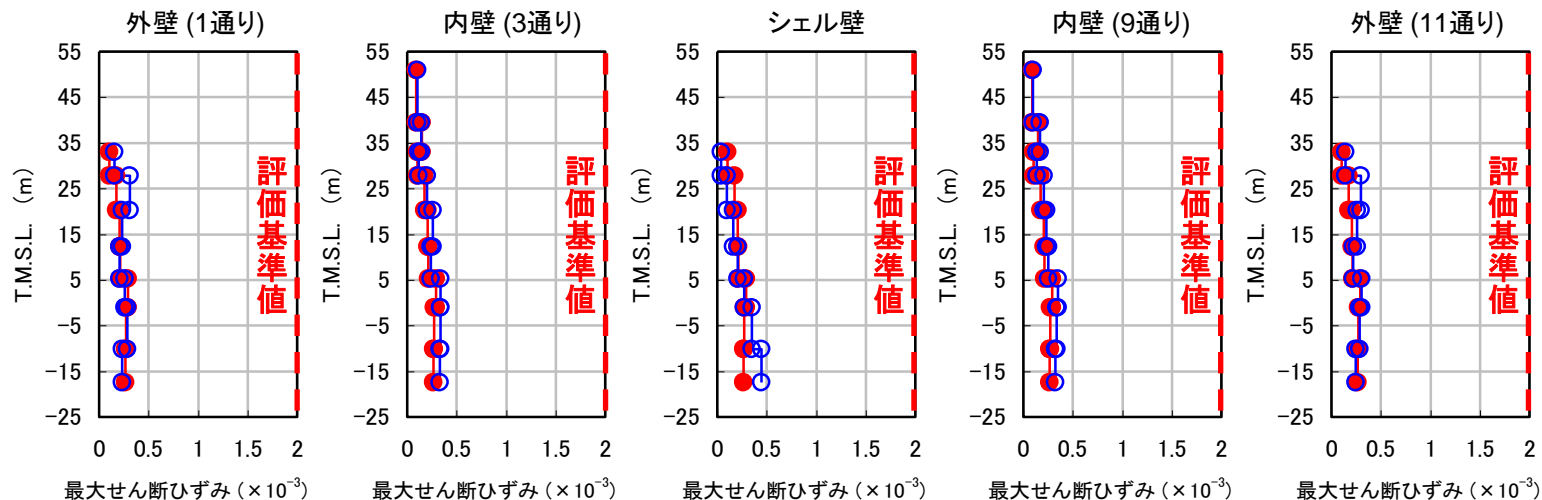
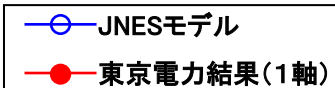


対象施設	対象部位	最大応答値	評価基準値
原子炉建屋	耐震壁	0.29×10^{-3} (せん断ひずみ)	2.0×10^{-3}
	屋根トラス 鉄骨部(束材)	0.95 (応力比)	1.0
タービン建屋	耐震壁	0.54×10^{-3} (せん断ひずみ)	2.0×10^{-3}
海水熱交換器 建屋	耐震壁	0.16×10^{-3} (せん断ひずみ)	
排気筒	鉄塔 既存斜材	0.96 (応力比)	1.0

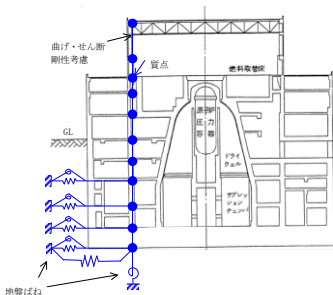
原子炉建屋の例

施設の耐震安全性の評価（建物・構築物）

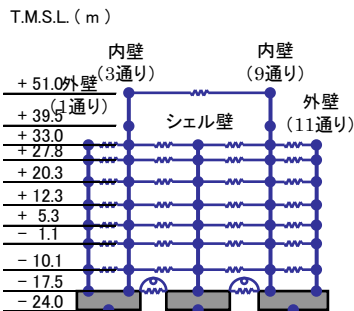
● EW方向 Ss-2EW



◇ 東京電力モデル



◇ JNESモデル



○床柔軟性を考慮したJNESモデルの各壁の最大応答せん断ひずみは、床剛の事業者結果に比べて大きな応答を示す。
○JNESモデルの最大応答せん断ひずみは、最大値で 0.45×10^{-3} (基準地震動 Ss-2EW: シェル壁のB4F) を示し、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)

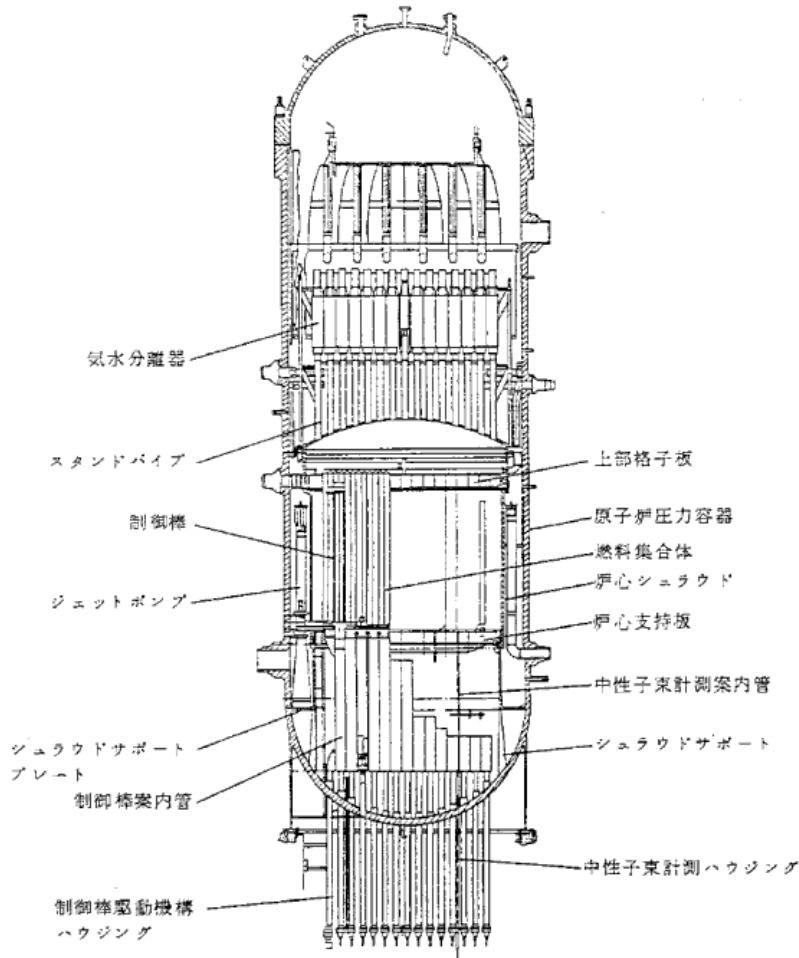
施設の耐震安全性の評価（屋外重要土木構造物）

- 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」等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。

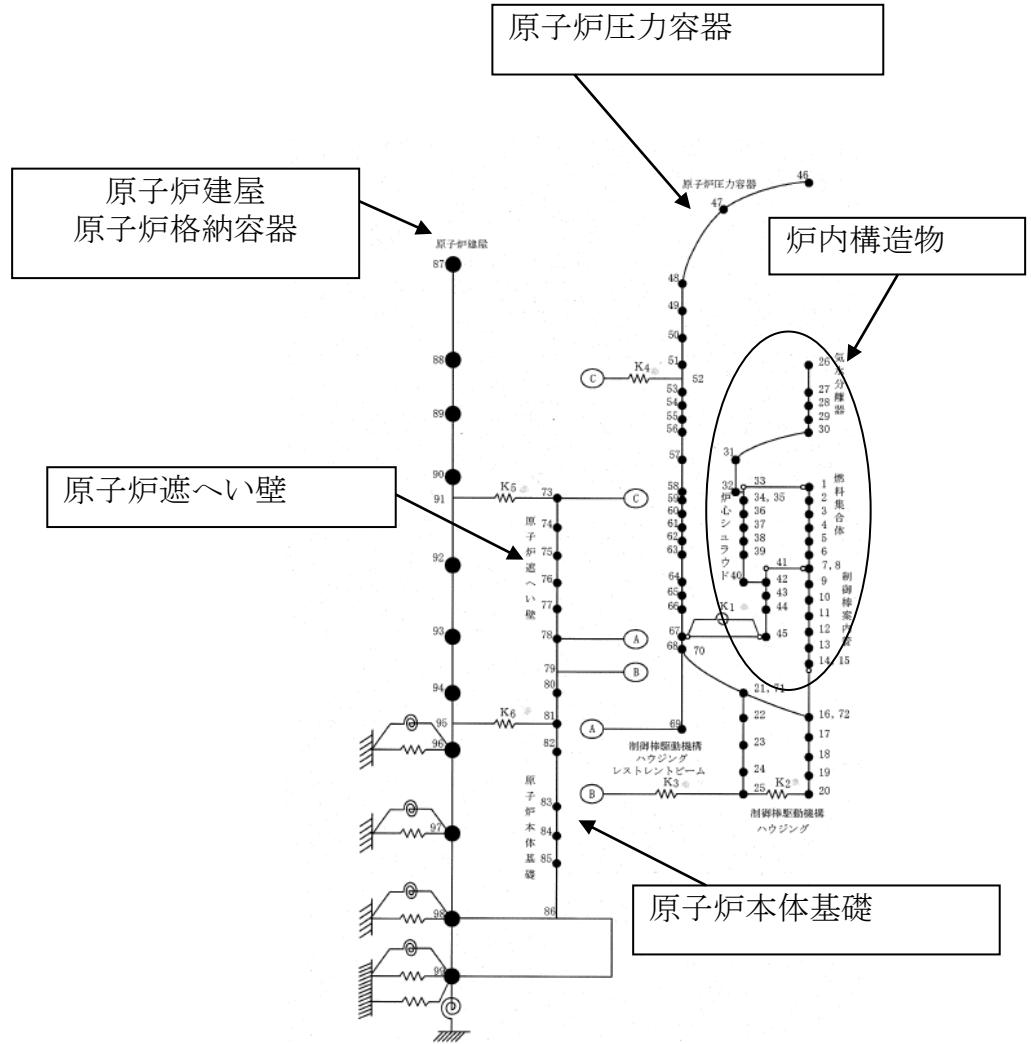
施設の耐震安全性の評価（機器・配管系）

- 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。
- 機器・配管系の構造強度評価結果は、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。
- 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。
- 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、20.9mm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、各部材の発生応力や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。
- 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

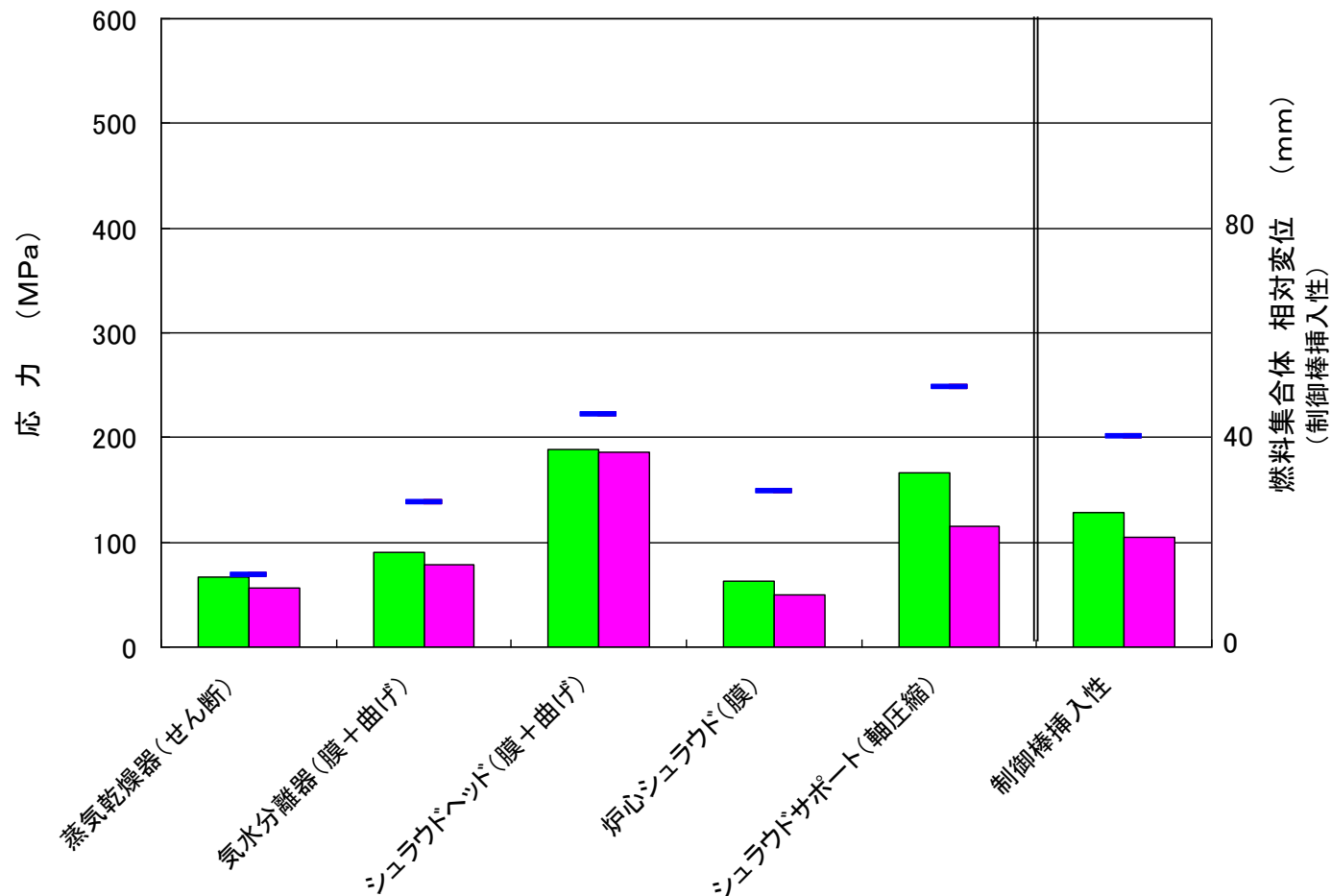


炉内構造物
(水平方向解析モデル)

炉内構造物の例

施設の耐震安全性の評価（機器・配管系）

炉内・炉心支持構造物



凡例

 IVAS
 JNES 東京電力

JNESによる機器・配管系のクロスチェック解析(例)

(参考)IVASとは、基準地震動 S_g 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)」)

地震随伴事象－津波に対する安全性評価

○津波による影響は以下のとおり。

※数値は、東京湾の平均海面を基準とした標高を表す。

	津波の影響	比較対象
取水口前面の 最高水位	+3.1m (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: +12.0m
原子炉補機冷却海水 ポンプ室の最低水位	-3.5m (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: -4.43m

○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。

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、5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1/2000及び1/1600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。
- 5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。

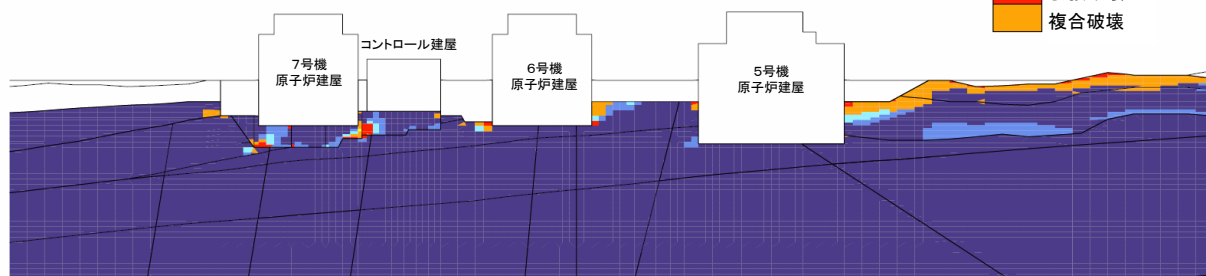
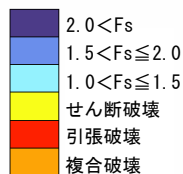
基礎地盤の安定性評価

- 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)

(原子炉建屋基礎地盤のすべり)



(破壊表示は過去の履歴を考慮)

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。

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

最小すべり安全率評価結果

建物	最少すべり安全率	評価基準値
原子炉建屋	1.6	1.5
タービン建屋	1.5	1.5

5号機の耐震安全性評価まとめ

5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) 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、設計時の解析モデル**又は実際の剛性等を考慮した解析モデルでも対応可能と判断**。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

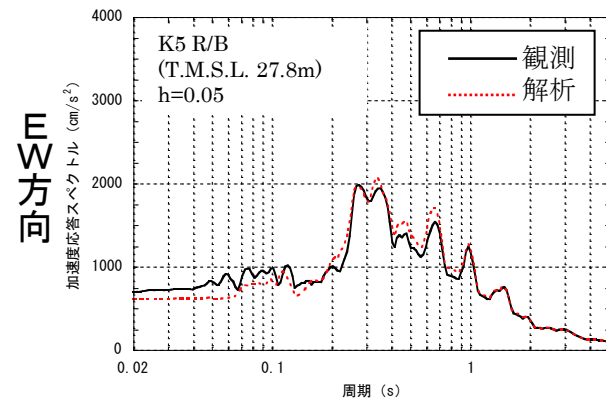
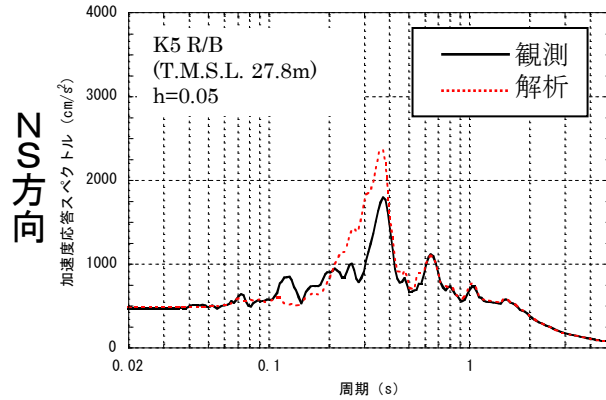
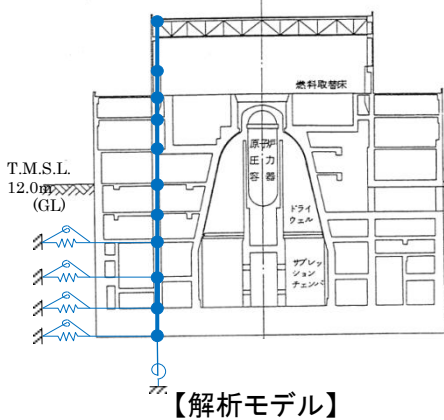
- ・バックチェックと設計時の違いは情報の差である。たとえば設計基準強度でも、設計時では詳細まで必ずしもすべて予期できているわけではないが、出来上がった構造物に対しては、それらの情報が比較的容易に得ることができる。また、解析手法も設計のときよりも新しいものを使える。設計値を用いることは理解するが、実測値がない場合に限られるのではないかと。原則は、その時点で得られる最新の値を使用してバックチェックを行い、それが難しければ設計値を使用するとしたほうが良いのではないかと。設計とバックチェックは区別すべきではないかと。
- ・それぞれの事業者が、自分たちの施設の安全性をどう考えるかでどちらを使っても構わないのではないかと。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ある。
- ・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と。

など

(参考1) 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。



基準地震動Ssによる地震応答解析結果を過小評価しないよう補正比率を考慮

【機器・配管】

○中越沖地震の観測記録に基づくFRS※とシミュレーション解析結果に基づくFRSの補正比率を以下の式で算出。

$$\text{補正比率} = \frac{\text{中越沖地震の観測記録のFRS}}{\text{シミュレーション解析結果のFRS}}$$

○基準地震動Ssに基づくFRSに、補正比率を乗じて得られる補正FRSを用いて応力を求め、評価基準値を満足していることを確認。

【原子炉建屋】

○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Ssの入力地震動に乗じて影響を確認。

※FRSは床応答スペクトルの略

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(5号機原子炉建屋の例)

(参考1) 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) [N/mm ²]	実強度 (kg/cm ²) [N/mm ²]	採取場所	採取時期	採用値 (kg/cm ²) [N/mm 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				

 : 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1) 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

■地震時応力の評価の流れ(5号機原子炉建屋の例)

耐震安全性評価は、ひずみレベルで評価を行っているが、念のため応力レベルの評価を実施

コンクリート実強度からヤング係数を算出
 44.1N/mm^2 $29.0 \times 10^3\text{N/mm}^2$

実際の揺れを正確に再現するため

地震応答解析

過小評価しないよう念のため解析結果と観測値差分を補正(1.14倍)

曲げモーメント、せん断力、軸力、ひずみ等を算出

ひずみレベルの評価基準値
 2.0×10^{-3}

比較

応力解析

鉄筋コンクリートの圧縮応力※を算出
 6.3N/mm^2

設計基準強度
 23.5N/mm^2

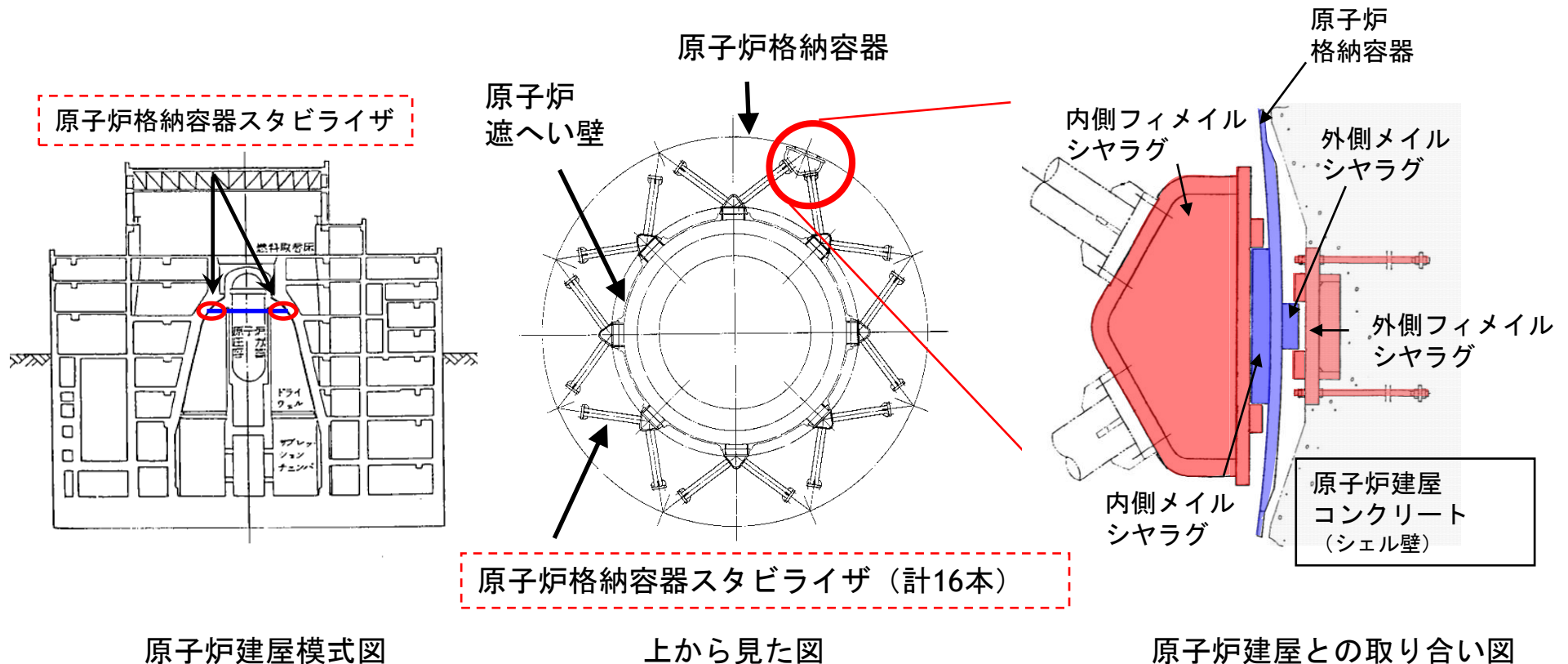
比較

実強度を使うことはない

※コンクリートは圧縮に強い材料なので、耐震壁の設計時には圧縮の検討を行わないが、念のため評価。

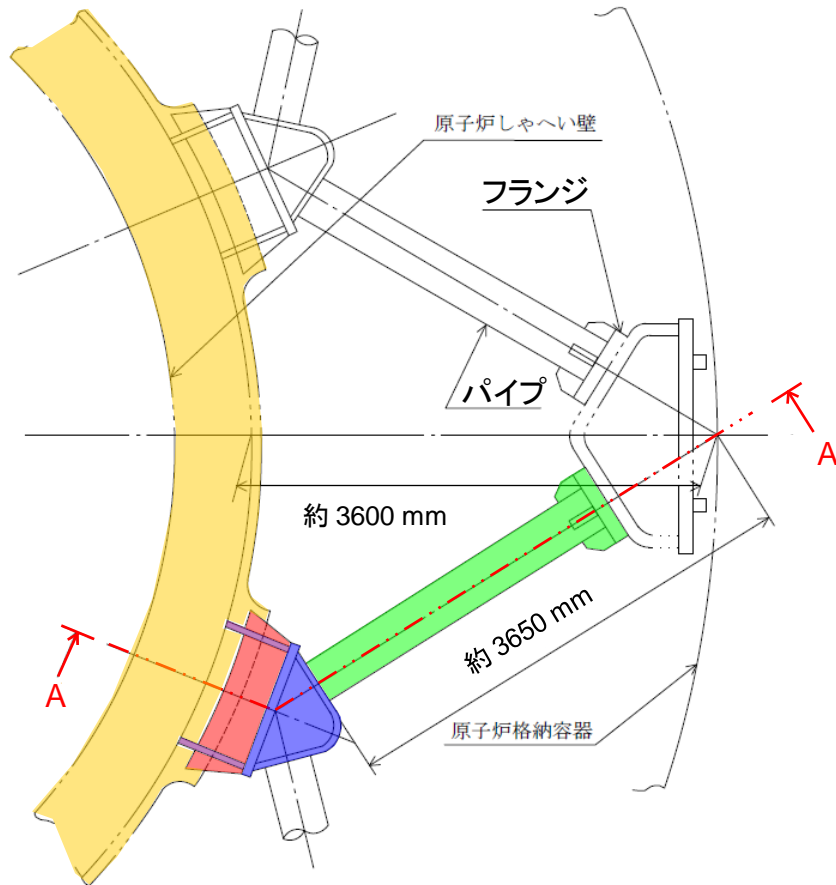
(参考2) 原子炉格納容器スタビライザについて

- 原子炉遮へい壁～原子炉格納容器間に設置されている、トラス状の鋼構造物である。
- 原子炉遮へい壁に溶接で固定され、原子炉格納容器とは、マイル・フィメールシヤラグを介して取り合い、原子炉遮へい壁と原子炉格納容器間の水平方向の荷重を伝達する。



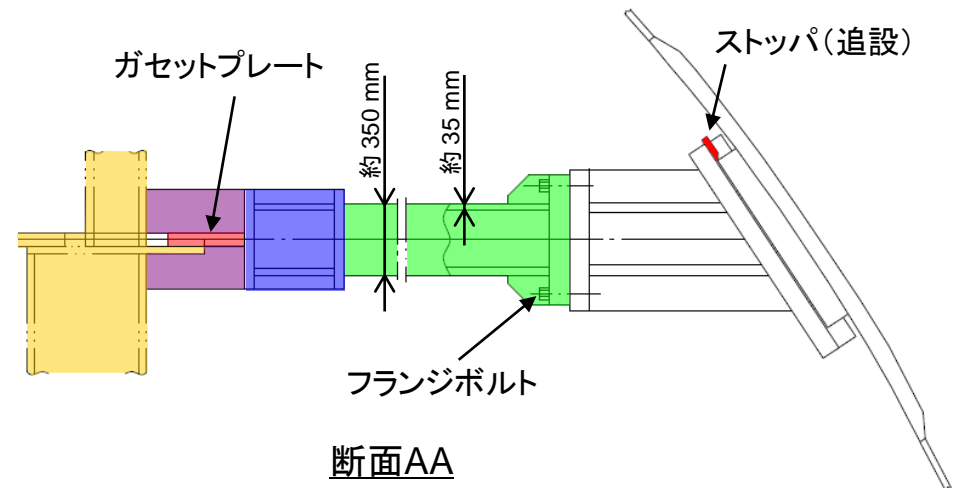
(参考2) 原子炉格納容器スタビライザについて

原子炉格納容器スタビライザの概略構造と使用材料を以下に示す。



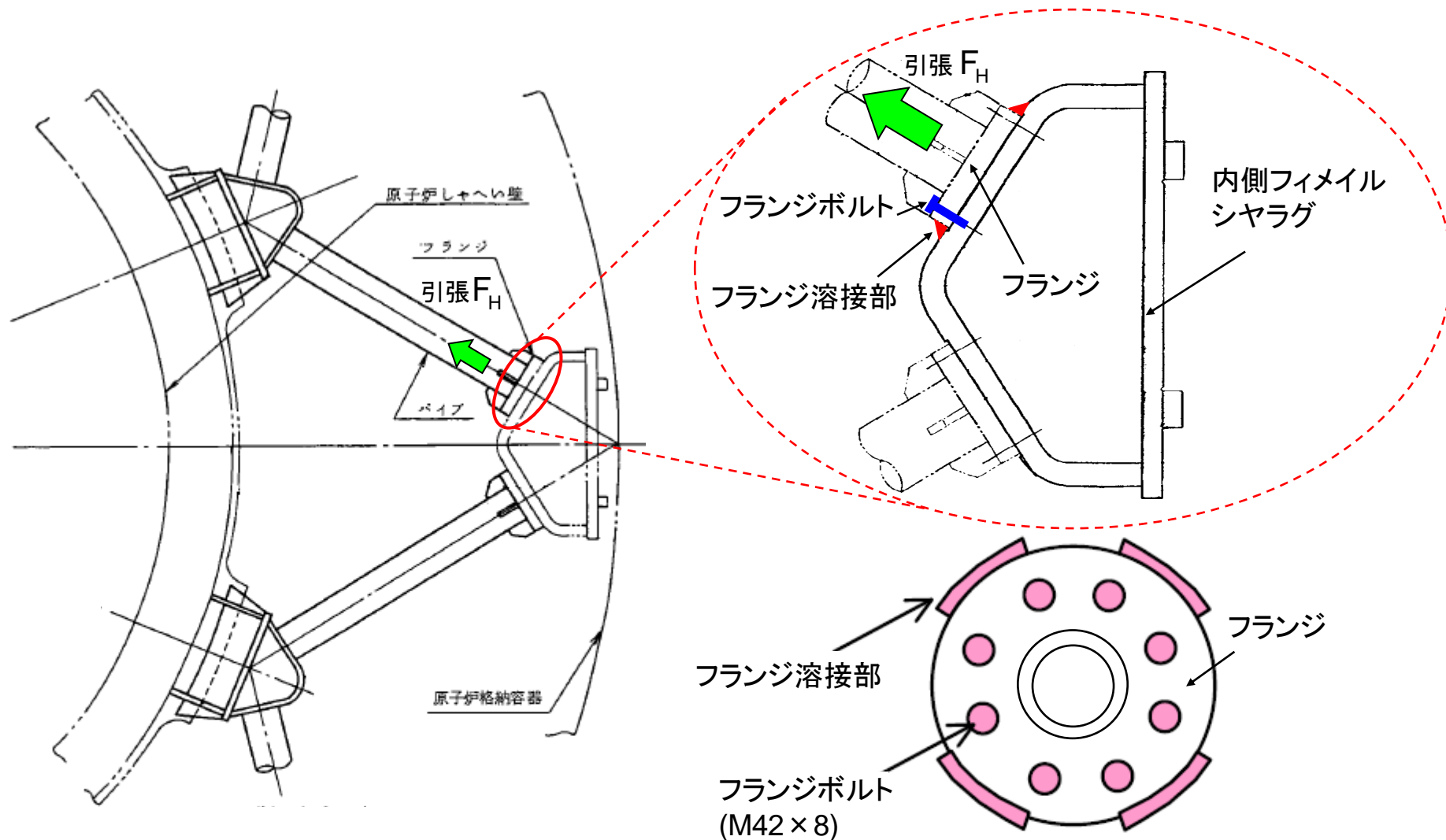
使用材料

ガセットプレート	SM490B
パイプ	STS480
フランジボルト	SNCM439
ストッパ	SGV480



原子炉格納容器スタビライザの概略寸法と材料

(参考2) 原子炉格納容器スタビライザについて



パイプ側から見た、フランジボルト、フランジ溶接部

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①～③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

○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5号機の起動につき、安全上の問題はないと判断。

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

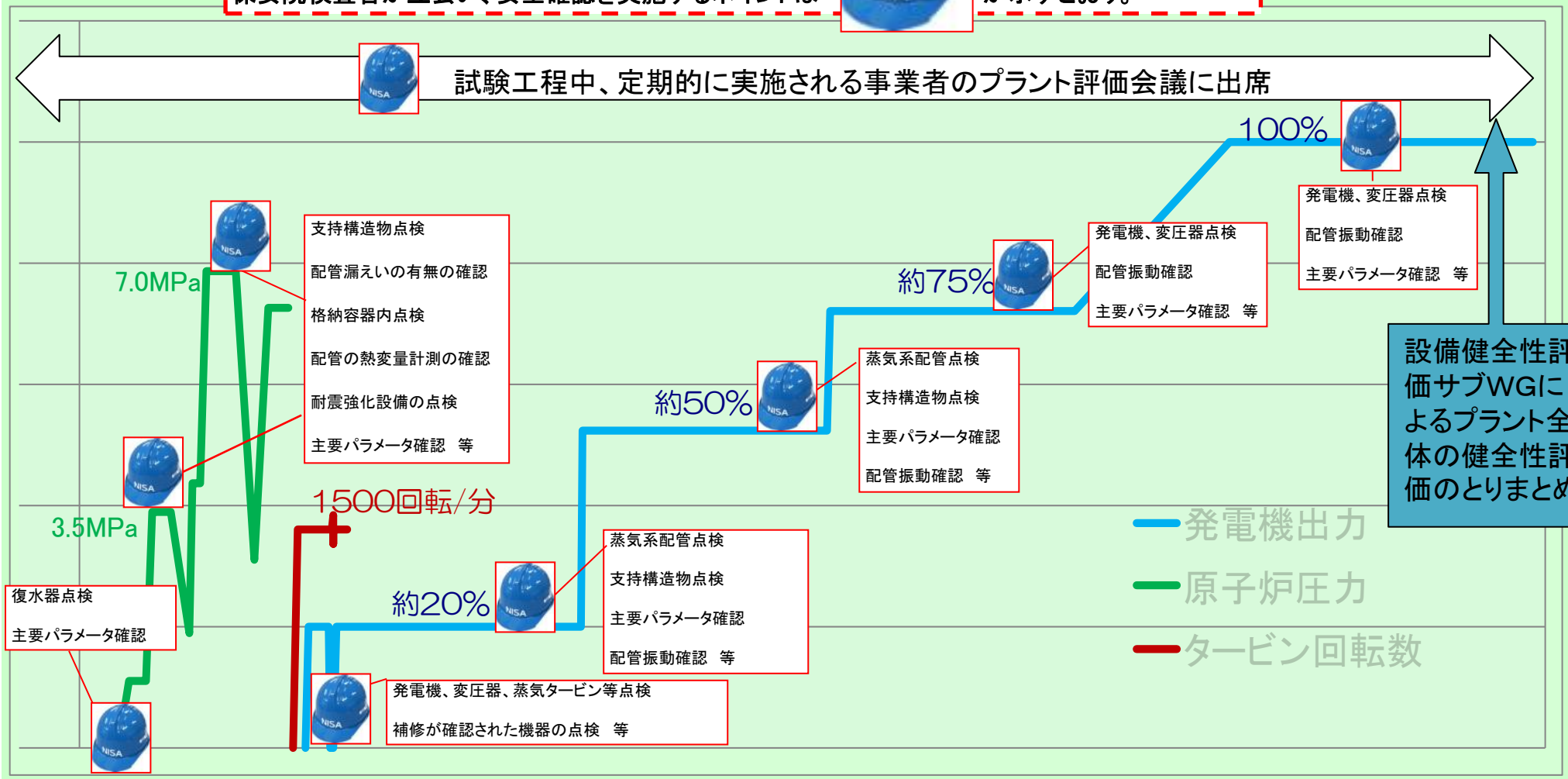
地震影響を見るために特別に追加して実施する項目

* 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。**

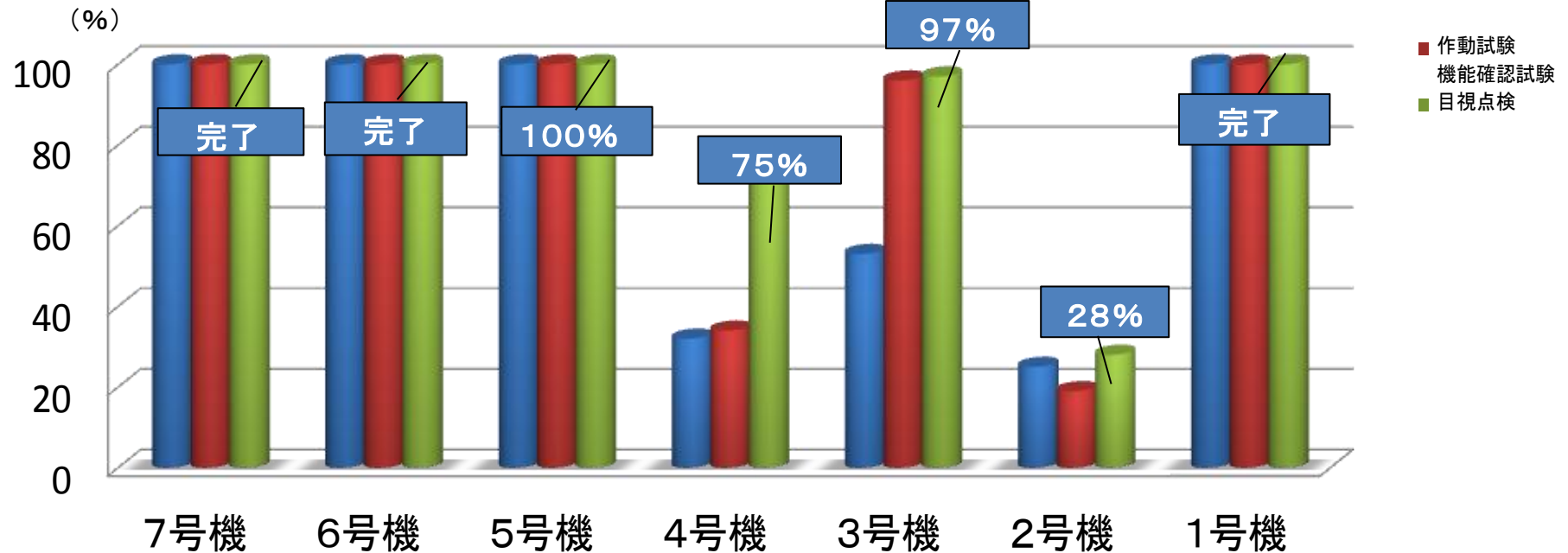


保安院は、プラント全体の評価を通じて安全確認を行い、確認結果について、適宜公表。

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）

東京電力及び保安院の設備健全性の確認状況（8月12日現在）



立入検査等	立入検査等	立入検査等	立入検査等	立入検査等	立入検査等	立入検査等
223人日	169人日	104人日	23人日	38人日	14人日	158人日※

※人日とは、人数と従事時間の積。系統機能試験への立会を含む。

注) 8/13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。）

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	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。
3号機	
4号機	
5号機	
6号機	確認済
7号機	確認済

7号機、6号機、5号機、1号機における健全性評価は
終了。今後は、3号機を中心に確認していく予定。