

# 柏崎刈羽原子力発電所の 建物・構築物、設備の健全性の 確認状況について

平成20年12月3日  
原子力安全・保安院

---

# ご説明内容

- 1. 設備、建物・構築物の健全性評価
  - (1) 建物・構築物
  - (2) 設備
  - (3) 原子力安全委員会の意見
- 2. その他
  - (1) 8月の海上音波探査の結果
  - (2) 敷地地盤の安定性
  - (3) 番神砂層下部水成層と風成層の調査結果
  - (4) 椎谷海岸の亀裂

# 1. 建物・構築物、設備の健全性評価

## ( 1 ) 7号機の建物・構築物の健全性評価

### 【方針】

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

保安院は、東京電力が実施した点検と解析について、

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するとともに、

耐震・構造設計小委員会 構造WG(以下「構造WG」という。)における審議(16回開催)やJNESによるクロスチェック等により、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。

# 柏崎刈羽原子力発電所の建物・構築物点検の状況

	点検・評価計画書の提出日	点検状況	保安院の立入検査実績 (11/18現在)	構造WGの審議
1号機	平成20年 7月18日	平成20年10月23日から実施中	のべ4人日	立入検査結果報告 (11/4、11/28)
2号機	平成20年 9月18日	-	-	-
3号機	平成20年 7月18日	平成20年8月12日から実施中	のべ4人日	立入検査結果報告 (9/2、11/28)
4号機	平成20年 9月18日	-	-	-
5号機	平成20年 9月18日	-	-	-
6号機	平成20年 5月20日	平成20年6月20日から実施中	のべ11人日	立入検査結果報告 (6/27、9/2) 点検・評価報告書(案) (9/26)
7号機	平成20年 2月25日	平成20年2月28日から実施中	のべ13人日	保安院の見解を原子力安全委員会に報告(10/23)

# 7号機建物・構築物の健全性評価

## 【保安院及び構造WGによる立入検査等】

点検対象：原子炉建屋、タービン建屋、排気筒、非常用取水路

### 立入検査

2月28日 原子炉建屋【検査官4名】

5月19日 原子炉建屋、タービン建屋、排気筒、非常用取水路(C系)【検査官3名】

7月3日 非常用取水路(A系)【検査官2名】

8月12日 非常用取水路(B系)【検査官2名】

9月4日 第三者機関による点検・評価の状況確認【検査官2名】

### 構造WG委員による調査

3月11日 原子炉建屋【委員7名】

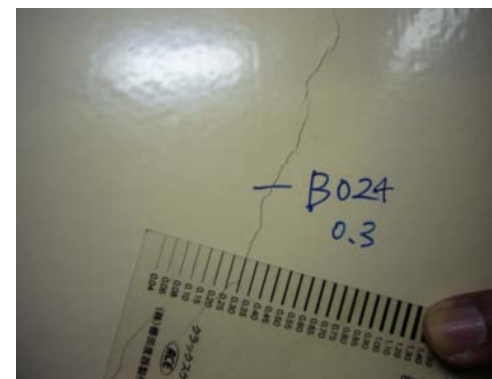
5月19日 原子炉建屋、タービン建屋、排気筒、非常用取水路(C系)【委員6名】

8月12日 非常用取水路(B系)【委員1名】



タービン建屋  
耐震壁

タービン建屋耐震壁  
総面積：約50,000m<sup>2</sup>



原子炉建屋 3階  
耐震壁(幅:0.3mm)

原子炉建屋耐震壁  
総面積：約21,000m<sup>2</sup>

## 7号機建物・構築物の健全性評価

【立入検査等により確認できたこと】

原子炉建屋の耐震壁に、地震により発生したことが否定できないひび割れはあるが、幅が0.3mm以下で、構造上問題になるものではない。

タービン建屋の耐震壁のひび割れについても、幅が0.65mm以下で、構造上問題となるものではない。

排気筒については、筒身外部及び支持鉄塔の部材、溶接部に変形・座屈・破断がない。

取水路(非常用取水路を含む)については、取水機能に影響を与える水路の破損等がない。

点検の結果、確認された今回の地震によって発生したことが否定できないひび割れについては、今後適切な補修を行う計画であることを確認。

「構造上問題となるひび割れ」

(財)日本建築防災協会の「震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針」を参考とし、ひび割れ幅が1.0mm以上のものとした。

## 7号機の建物・構築物の健全性評価

### 【評価結果】

7号機の建物・構築物については、構造WGにおける審議、現地調査や立入検査などを踏まえ、点検結果と地震応答解析結果を照合し、総合評価を行い、保安院として健全性が確保されていると判断。

保安院としての建物・構築物の健全性の評価結果を平成20年10月23日に原子力安全委員会に報告。

平成20年10月31日、原子力安全委員会は、耐震安全性評価特別委員会における、耐震裕度、動的機器の健全性及び経年劣化事象の考慮等の意見への対応確認を含めて調査審議を行い、保安院からの報告を了承した。



## 他号機の建物・構築物の健全性評価

### 【保安院による立入検査及び構造WGによる現地調査】

点検対象：原子炉建屋、タービン建屋、排気筒、非常用取水路

[1号機]

10月23日 非常用取水路(B系)、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

【検査官3名、委員2名】

11月14日 排気筒、原子炉建屋屋根トラス【検査官1名】

[3号機]

8月12日 非常用取水路(A系)【検査官2名、委員1名】

11月14日 非常用取水路(B系)、原子炉建屋屋根トラス、排気筒、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【検査官2名、委員2名】

[6号機]

6月20日 非常用取水路(A系)及び(C系)【検査官3名、委員4名】

7月14日 非常用取水路(B系)【検査官2名】

8月11日 原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、排気筒【検査官4名、委員6名】

9月4日 第三者機関による点検・評価の状況確認【検査官2名】

## 1号機の建物・構築物の健全性評価

【立入検査等により確認できたこと】

[1号機]

排気筒については、鉄塔筒身及び支持鉄塔の部材、溶接部に変形・座屈・破断がない。排気筒の基礎杭については、最大幅2.2mmのひび割れが確認されたが、支持性能に問題はない。

非常用取水路については、取水機能に影響を与える水路の破損等がない。護岸取合部のA系及びB系の側壁に亀裂が発生し、側壁から微量の漏水が認められた。取水機能に影響はない。水路途中の擁壁取合部のA系及びB系の側壁に亀裂が発生し、B系の側壁に剥離・剥落が認められた。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については、配管支持機能に影響を及ぼす破損等がない。

点検の結果、確認された今回の地震によって発生したことが否定できないひび割れ、亀裂については、今後適切な補修を行う計画であることを確認

## 3号機の建物・構築物の健全性評価

【立入検査等により確認できたこと】

[3号機]

排気筒については、鉄塔筒身及び支持鉄塔の部材、溶接部に変形・座屈・破断がない。排気筒の基礎杭については、最大幅2.0mmのひび割れが確認されたが、支持性能に問題はない。

取水路(非常用取水路を含む)については、取水機能に影響を与える水路の破損等がない。

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については、配管支持機能に影響を及ぼす破損等がない。

点検の結果、確認された今回の地震によって発生したことが否定できないひび割れについては、今後適切な補修を行う計画であることを確認。

## 6号機の建物・構築物の健全性評価

【立入検査等により確認できたこと】

[6号機]

原子炉建屋の耐震壁に、地震により発生したことが否定できないひび割れはあるが、幅が0.35mm以下で、構造上問題になるものではない。

タービン建屋の耐震壁のひび割れについても、幅が0.65mm以下で、構造上問題となるものではない。

排気筒については、第一支持点のつなぎ材の一部に座屈とみられる変形が確認されたが、鉄塔筒身及び支持鉄塔自体の部材、溶接部に変形・座屈・破断がない。

取水路(非常用取水路を含む)については、取水機能に影響を与える水路の破損等がない。

点検の結果、確認された今回の地震によって発生したことが否定できないひび割れについては、今後適切な補修を行う計画であることを確認。

つなぎ材:筒身を鉄塔で支持させるためにその間を繋ぐ部材

## (2) 7号機の設備の健全性評価

当院では、以下の3段階の手順を踏みながら評価を進めています。

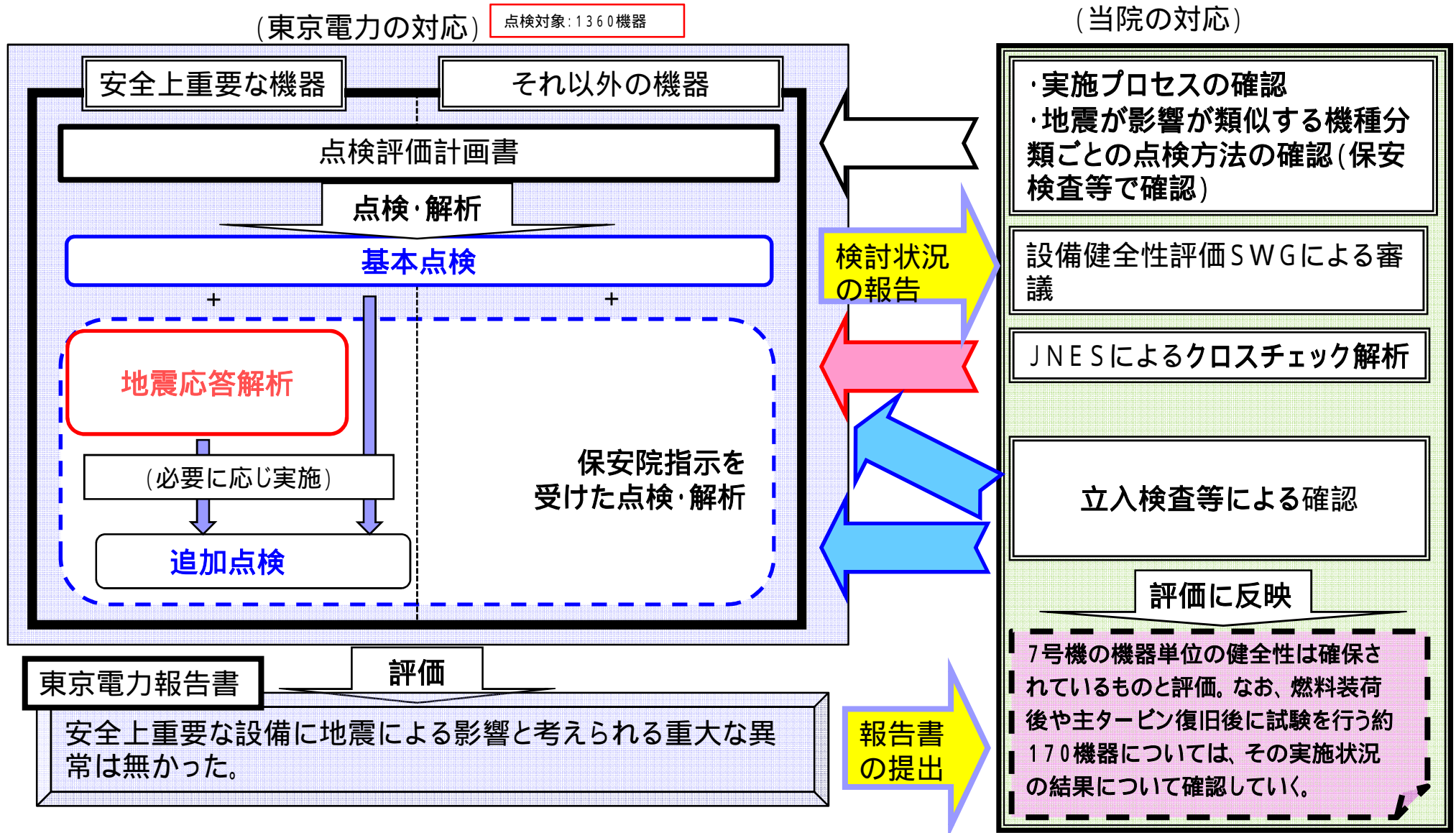


・発電所を構成する機器単位での健全性評価(10月3日報告書とりまとめ)

・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 **(現在実施中)**

・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

(参考) 機器単位の評価結果について(10月3日報告書とりまとめ)



## 系統単位の評価について



現在、7号機では、様々な機器から構成される系統単位で担うべき安全機能が健全に維持されているかについて、  
**系統機能試験(23項目)**を実施。

(12月3日現在 18項目終了)



系統機能試験では、

「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」のそれぞれの機能に必要な系統の健全性の確認

地震影響の有無の評価(設備点検で異常が確認された設備の作動状況の確認や地震前の試験結果との比較等)を行う。

保安院は、試験が適切か、結果は妥当なものかを検査等で確認している。

# 系統機能試験の確認体制



7号機系統機能試験



## 定期 検査

- 定期事業者検査の実施状況の確認
- のべ38人日

## 立入 検査

- 設備点検計画書に基づく点検の実施状況確認
- 12人日(機器単位の点検では105人日実施)

## 保安 検査

- 保安規定の遵守状況の確認
- のべ8人×3週間×3回実施

系統機能試験に係る検査の結果は、適宜、設備健全性評価サブワーキンググループに報告し、専門家の意見を聞きながら進めている。



# 系統単位の評価の流れ

機器単位の  
評価系統単位の  
評価プラント全体  
の評価

## 1. 機器単位の評価

(確認済み)

## 2. 系統単位の評価(その1)

燃料装荷前に実施するもの(確認済み)

燃料装荷(実施済み)

## 2. 系統単位の評価(その2)

燃料装荷後に実施するもの(実施中)

## 3. プラント全体の評価

プラントの起動

- ・ 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
- ・ 事故時に発生するガスを処理するための装置の試験など放射性物質を「閉じこめる」機能が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 **14項目**

ここまでの保安院の確認結果について、11月6日に中間報告として取りまとめ公表した。(結果:良)

- ・ 制御棒の駆動試験など原子炉の「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

**8項目**

- ・ 蒸気タービン復旧後に行う系統試験

**3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。

系統試験が終了次第、保安院の確認結果について総合的に取りまとめ、公表する。

# 系統単位の評価(その1)の結果

機器単位の  
評価系統単位の  
評価プラント全体  
の評価

燃料装荷前に実施した14試験項目は終了し、技術基準に適合し所要の機能を有していることを確認した。

安全項目	系統機能試験項目	内容	国の評価
止める	・ほう酸水注入系機能検査	・万一、制御棒が挿入できず原子炉を停止できない場合、制御棒と同じ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 (タービン設備に係るものは除く。)	・万一の異常状態を検知し、原子炉停止信号等を発信、伝達する機能を確認。	
冷やす	・非常用ディーゼル発電機、高圧炉心注水系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査	・万一の場合、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。	検査官が立ち会い、必要な機能があることを確認した。
	・非常用ディーゼル発電機定格容量確認検査	・万一の場合、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。	
閉じこめる	・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	・万一、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。
	・原子炉格納容器スプレイ系機能検査	・万一の場合、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。	
	・主蒸気隔離弁機能検査	・原子炉に万一異常が発生し、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。	
その他 (液体廃棄物の貯蔵処理) (計測制御機能) (天井クレーン)	・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	・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。
	・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	・万一の場合、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。	

# 系統単位の評価(その2)の結果

 機器単位の  
評価

 系統単位の  
評価

 プラント全体  
の評価

燃料装荷後に実施予定の11試験項目については、既に6項目の検査を終了し、技術基準に適合し所要の機能を有していることを確認した。

安全項目	系統機能試験項目	内容	国の評価
止める	・原子炉停止余裕検査	・万一、制御棒が1組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。	平成20年11月18日 立入検査にて確認。
	・制御棒駆動機構機能検査	・制御棒を1組(又は1本)づつ、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。	平成20年11月27日 立入検査にて確認
	・制御棒駆動系機能検査	・制御棒を1組(又は1本)づつスクラムさせ、所定の時間内に挿入完了することを確認。	平成20年11月27,28日 て定期検査にて確認
冷やす	・自動減圧系機能検査	・万一の場合、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。	平成20年11月25,26日 定期検査にて確認。
	・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補給ができる機能を確認。	-
閉じこめる	・原子炉格納容器隔離弁機能検査	・万一、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。	平成20年11月24日 立入検査にて確認
	・原子炉格納容器漏えい率検査		-
	・原子炉建屋気密性能検査		-
その他	・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。	平成20年11月18日 立入検査にて確認
	・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)	・万一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。	-

# プラント全体の機能試験



機器単位、系統単位の評価を踏まえた上で、原子力発電設備のプラント全体として機能が健全に維持されているかの評価(プラント全体の評価)を実施する。

このためには、プラントを起動して、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・機能の確認や各設備の異常の有無等の確認などを内容とするプラント全体の機能試験を行うことが必要。

保安院としては、これまで行った機器単位の健全性評価に加え、現在行われている系統機能試験の結果を厳格に評価し、系統単位の健全性が維持されているかどうかを確認した上で、プラント全体の機能試験に進むことができるかどうかを厳格に評価する。

# プラント全体の機能試験に係る確認



保安院は、プラント全体の機能試験に当たっての安全の確保について、以下の安全確認を実施します。

## 不適合事象の処理が終了しているか？

- 7号機に係わる不適合事象71件(軽微なものを含めると計約250件)について適切に補修や復旧等が行われていることの確認
- 「教訓と課題10項目」について適切に実施されていることの確認
- 他号機で発見された不適合事象のうち7号機に反映すべきものについて適切に対応されていることの確認

## 必要な安全機能を担う系統が構成され動作可能か？

- プラントの起動前に所定の点検、保守及び機能確認がすべて完了し、その結果の確認
- プラントの起動に必要な安全機能を担う系統が適切に構成されていることの確認

## 操作手順の設定、運転員の確保、運転制限条件は適切か？

- 運転責任者を含む運転員が確保され、常時、中央制御室に配置していることの確認
- 必要な手順書等が作成され、関係部署に配布及び周知されていることの確認
- 「止める」、「冷やす」及び「閉じこめる」各安全機能等の確保されていることの確認

# 新潟県の設備・耐震小委員会でのご意見に対する対応

新潟県の設備・耐震小委員会において、7号機の設備健全性について主に以下の3点が論点とされています。

(1) 材料の堅さ測定では微少な塑性ひずみが検知できないので、設備の構造について弾性域に抑えるとの判断基準を満たしているかは判断できないのではないか。

(保安院の考え方)

- ・ 機器の点検では検査の力量を持った検査員が外観点検や非破壊試験、漏えい試験等により異常がないことを確認し、地震の応答解析では判断基準(弾性領域)を満たしていること確認し、これらにより設備の健全性は確認できると考えています。弾性領域とする判断基準の力の大きさ  $A_S$  は、材料の塑性領域となる力に対して一定の裕度を持って設定されていますので、これを超えても直ちに塑性変形を起こすものではなく、判断基準  $A_S$ 未満の近傍にある力では、材料強度で見た場合十分弾性領域にあると言えます。
- ・ その上で応答解析により判断基準に対して余裕が小さかった箇所に硬さ測定を実施し、構造強度に影響を及ぼすような材料ひずみがないかを確認していますが、材料強度で見た場合には、判断基準  $A_S$ を超えず弾性領域にあることから塑性ひずみが検知できなかったと考えられます。また、硬さ測定では、同じ部材で、塑性変形が考えられない小さな力が加わった箇所との比較をしても、硬さが同じ程度であることを確認しています。
- ・ これらのことから、設備の健全性は維持されているものと考えます。

$A_S$ とは、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」において規定されている許容応力状態のひとつ。設計にあたって、設備を弾性状態に維持するために設定される。

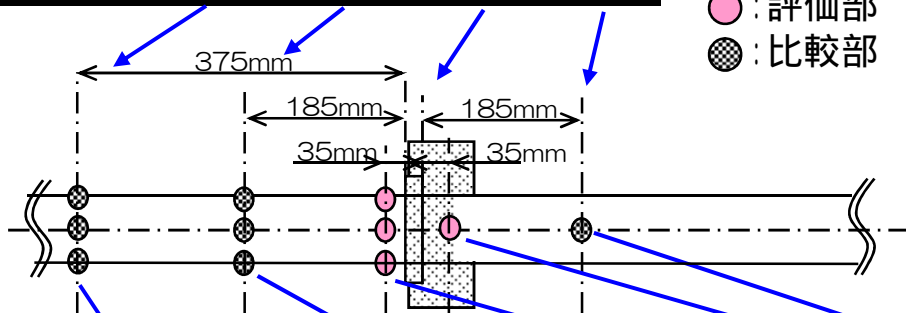
# 新潟県の設備・耐震小委員会でのご意見に対する対応

## 硬さ測定の結果事例：ほう酸水注入系配管

平成20年7月14日 設備健全性評価サブWG(第11回)資料3から抜粋

一次応力 (MPa)	45	59	73	70
許容応力 (MPa)	132	132	132	132
裕度	2.94	2.23	1.81	1.90

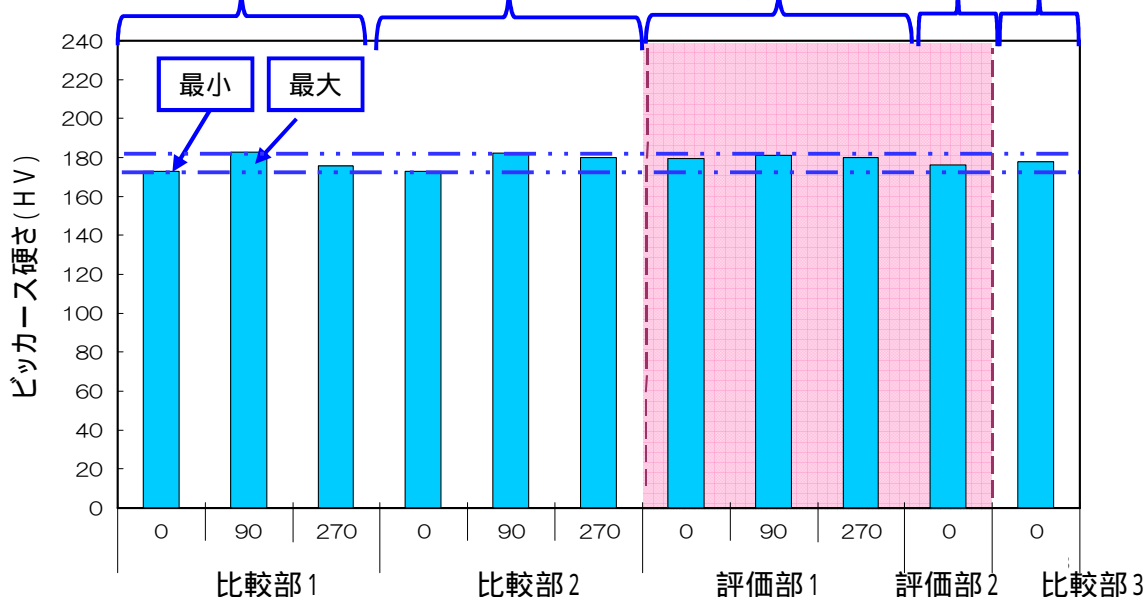
● : 評価部  
● : 比較部



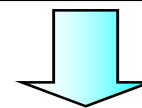
評価部	地震応答解析の結果、裕度が少なかった硬さ測定部位
比較部	地震応答解析の結果、評価部より裕度が大きかった硬さ測定部位

硬さ	比較部	評価部
最大値	183	181
最小値	173	176
差	10	5

(各測定箇所40点の標準偏差: 7 ~ 11)



- 評価部の硬さの最大値は、比較部の硬さの最大値より小さい。
- 評価部の硬度差は、比較部の硬度差より小さい。



評価部の硬さの最大値及び硬度差は比較部より小さく、地震による有意な塑性ひずみはないと考えられる。

## 新潟県の設備・耐震小委員会でのご意見に対する対応

- (2) 7号機は塑性変形を起こしたか否か断定できないグレーゾーンにあり、他の号機を含めて地震影響の全体像を把握すれば、その総合的知見によってグレーゾーンの幅が小さくできることから、一つの号機の結果から健全であるかどうかの判定を急ぐべきではない。

### (保安院の考え方)

- ・ 設備の健全性評価は、今般の中越沖地震動によって設備が構造上どのような影響を受けたのかを調べ、構造強度や設備の機能・性能上健全であるかどうかを評価するものです。
- ・ 地震動による影響は、各号機ごとによりそれぞれ異なることから号機ごとに評価を進めていますが、機器単位の構造健全性は、設備点検と地震の応答解析などにより、それぞれ機器毎に評価することができると考えます。なお、7号機については、塑性変形を起こしている機器はなく、グレーゾーンはないと評価しています。
- ・ 一方、保安院では、平成19年12月時点で柏崎刈羽原子力発電所で発見された約3000件の不適合事象から、設備面及び運営面について共通に取り組むべき「教訓と課題10項目」を抽出して、当発電所のみならず他の発電所においても対応を求めています。さらに、東京電力では、これまで発見された他号機を含めた不適合事象約3600件について当該号機のみならず他号機に反映すべきものがないかを検討し、必要なものについて対応を進めています。



# 新潟県の設備・耐震小委員会でのご意見に対する対応

## 新潟県中越沖地震に係わる不適合 号機別件数 (11月10日現在)

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機
総計	660	394	472	414	415
As	1	1	2	1	1
A	7	5	3	3	3
B	5	4	6	3	3
C	226	130	210	161	131
D	420	253	251	246	277
対象外	1	1	0	0	0

	6号機	7号機	その他	総計
総計	274	249	728	3606
As	3	1	0	10
A	2	4	9	36
B	2	5	11	39
C	88	61	190	1197
D	179	178	510	2314
対象外	0	0	8	10

### 東京電力の不適合グレード

- As: 法令、安全協定に基づく報告事象 など  
 A: 品質保証の要求事項に対する重大な不適合事象 など  
 B: 国の検査等で指摘を受けた不適合事象 など  
 C: 品質保証の要求事項に対する軽微な不適合事象 など  
 D: 通常のメンテナンス範囲内の事象 など  
 対象外: 消耗品の交換等の事象 など

## 「教訓と課題10項目」

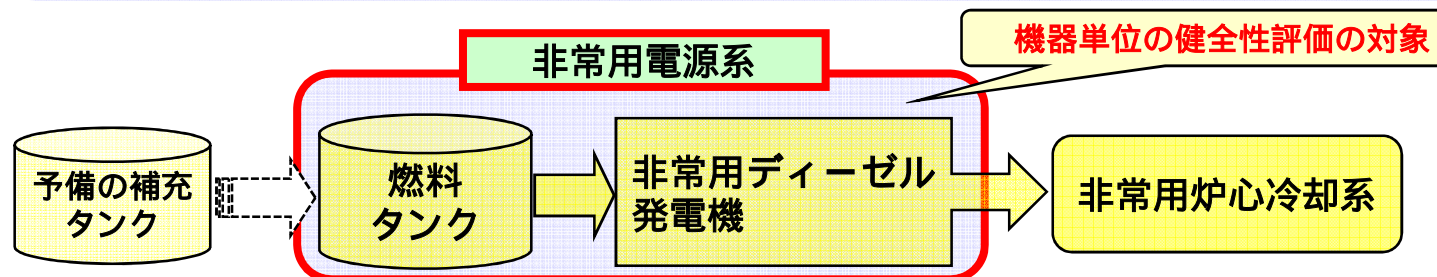
- 地震発生時の各安全機能等の確保
  - 運転員の訓練内容の策定
  - 緊急対策要員を含めた当直体制の整備・強化
  - 設計用限界地震動を上回る地震が発生した場合の  
非常用DG等の作動確認試験の速やかな実施のための措置
- 地震発生に伴い発生した不適合事象
  - 定期検査の際に使用する仮置き物品等の管理
  - 地震等に伴う作業員の管理区域からの退域等の検討
  - 燃料集合体の原子炉内装荷時における着座位置の管理
- 放射性物質の放出に係る根本原因分析
  - 想定された地震等に関する新たな知見が得られた場合の  
評価・再評価を行う設計プロセス等の構築
  - 通常使用する設備、機能が地震災害等により使用できない  
状況を想定した運転員の訓練カリキュラム作成プロセスの構築
  - 使用頻度の少ない非常時対応マニュアル等の周知プロセスの構築
  - 通常時及び地震等災害時の管理区域に隣接する非管理区域の  
管理プロセスの構築

# 新潟県の設備・耐震小委員会でのご意見に対する対応

(3) 非常用冷却装置に駆動用電力を供給する非常用ディーゼル発電機に燃料を供給する軽油タンクは、安全上重要な設備であるにもかかわらず、保安院の健全性評価の対象としていないのはなぜか。

(保安院の考え方)

- ・ 非常用ディーゼル発電機は、原子炉を緊急に冷却する非常用炉心冷却系や残留熱除去系を駆動するための電力を、外部電源がない場合でも供給するためのものであり、発電機の駆動に必要な燃料タンクを含めて安全上重要な設備として、保安院が行った健全性評価の対象としています。また、この燃料タンクは外部電源が回復するまでの間、必要な装置の作動に要する電力を賄うのに必要な燃料量を確保しています。
- ・ 一方、ご指摘のあった軽油タンクは、非常用ディーゼル発電機の燃料を直接供給する燃料タンクではなく、その燃料タンクに燃料を補充する外部タンクであり、安全上の重要度は高いものではないことから、保安院の機器単位の設備健全性評価の対象とはしていません。
- ・ なお、ご指摘の軽油タンクについて、保安院は、今般の地震による損傷などの影響を受けておらず、健全性は保たれていることを確認しています。(軽油タンクの土台周辺において地盤の落ち込みはありましたが、設備の健全性は保たれていることを確認しています。)



(注) 非常用炉心冷却系や残留熱除去系の駆動電力を供給するために必要な燃料は、燃料タンクにより必要量が確保され供給できる設備構成。予備の補充タンクは、燃料タンクの燃料が不足した際に補充するもの。

# 柏崎刈羽原子力発電所の設備点検の状況

	東京電力による対応状況		設備健全性評価サブWG に報告された点検状況	保安院の立入 検査実績 (12/3現在)
	点検・評価計画書	点検		
1号機	平成20年 2月 6日	平成20年3月5日から 実施中	(5月16日)原子炉圧力容器、シュラウドサポート、残留熱除去系、原子炉格納容器の点検・解析結果、不適合内容(熱交換機基礎部のひび割れ等)の報告 (11月4日)モニタリングポスト、高起動変圧器、放水管の点検結果	のべ12人日
2号機	平成20年 5月16日	平成20年6月25日から 実施中	(11月4日)放水管の点検結果	のべ3人日
3号機	平成20年 4月11日	平成20年4月22日から 実施中	(2月28日)原子炉再循環配管に係る応力腐食割れの評価結果 (6月5日)原子炉再循環配管のひび部の点検結果 (11月4日)放水管の点検結果	のべ26人日
4号機	平成20年 5月16日	平成20年6月24日から 実施中	(6月5日)高圧炉心スプレイ系配管摺動痕評価 (11月4日)放水管の点検結果	のべ3人日
5号機	平成20年3月7日(共有設備)、平成20年4月14日 (その他設備)	東京電力の設備点検状況 に応じて今後実施	(7月14日)補助ボイラの点検状況 (11月4日)純水タンク、放水管の点検結果	-
6号機	平成20年 3月 7日	平成20年4月22日から 実施中	(2月28日)PLR配管に係るSCC評価結果 (5月16日)炉内点検状況、不適合内容(天井クレーンにおけるジョイント損傷) (7月14日)制御棒の結合不良について (11月4日)補助ボイラ、可燃性ガス再結合器、放水管の点検結果	のべ44人日
7号機	平成19年11月27日	平成20年1月22日から実施中 (9月24日事業者報告、10月3日保安院報告書とりまとめ)	(3月7日)低圧タービン損傷事象 (7月14日)追加点検結果、タービン建屋地震応答解析結果 (8月27日)機器レベルの点検・評価結果 (11月4日)放水管の点検結果	のべ173人日

### ( 3 ) 原子力安全委員会の意見

柏崎刈羽原子力発電所の施設健全性確認に係る妥当性確認については、原子力安全委員会よりダブルチェックの観点から確認、技術的指摘等を受けつつ、保安院としての的確な対応を行っています。

( 10月31日 安全委員会決定文書 )

7号機の施設健全性評価に関する見解について ( 主な意見 )

- ・保安院の対応は、規制行政庁と事業者の責任分担の明確化の観点からは適切なものと考える。
- ・東京電力による点検・評価に対して実施する今後の保安検査等において、引き続き、緻密に対応すること。
- ・7号機の原子炉建屋以外の施設についても耐震裕度に関する同様の検討を行っていくこと。
- ・系統試験について、東京電力に対し、点検を適切に実施させるとともに、確認の方法と計画について適宜報告すること。

→保安院として、引き続き上記の見解を踏まえた対応を行ってまいります。

## 2. その他

# ( 1 ) 8月の海上音波探査の結果

## F - B 断層北方延長における追加調査の実施について

### 1. 目的

柏崎刈羽原子力発電所周辺海域における活断層評価において、F - B断層北方の佐渡海盆東縁の大陸棚斜面部の下には、海上音波探査データ等から、後期更新世以降の断層活動は認められないことを確認しているが、念のため、原子力安全・保安院として二次元の海上音波探査を実施した。

### 2. 調査期間

平成20年8月9日～平成20年8月31日

### 3. 調査結果

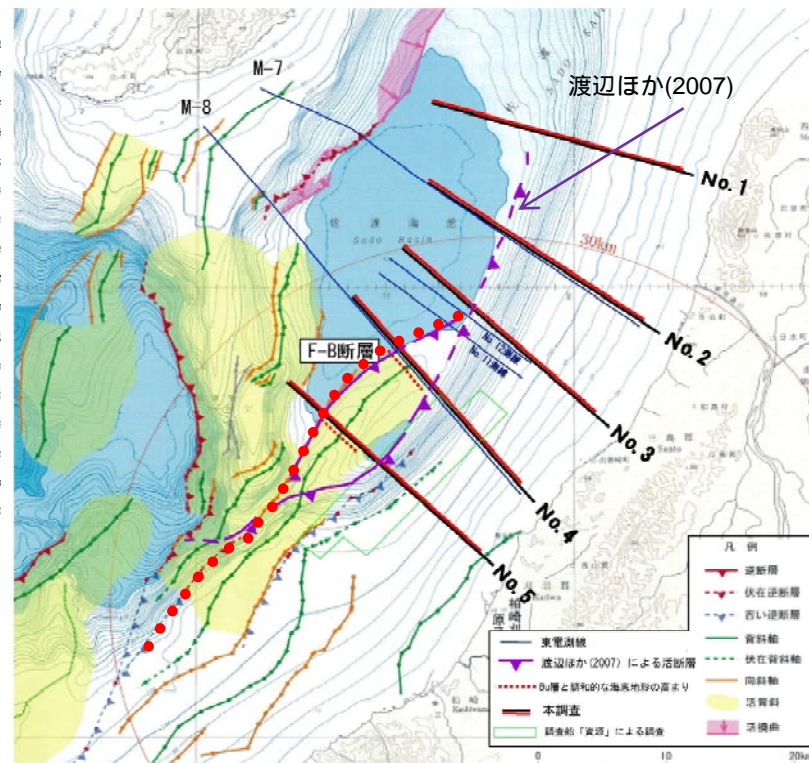
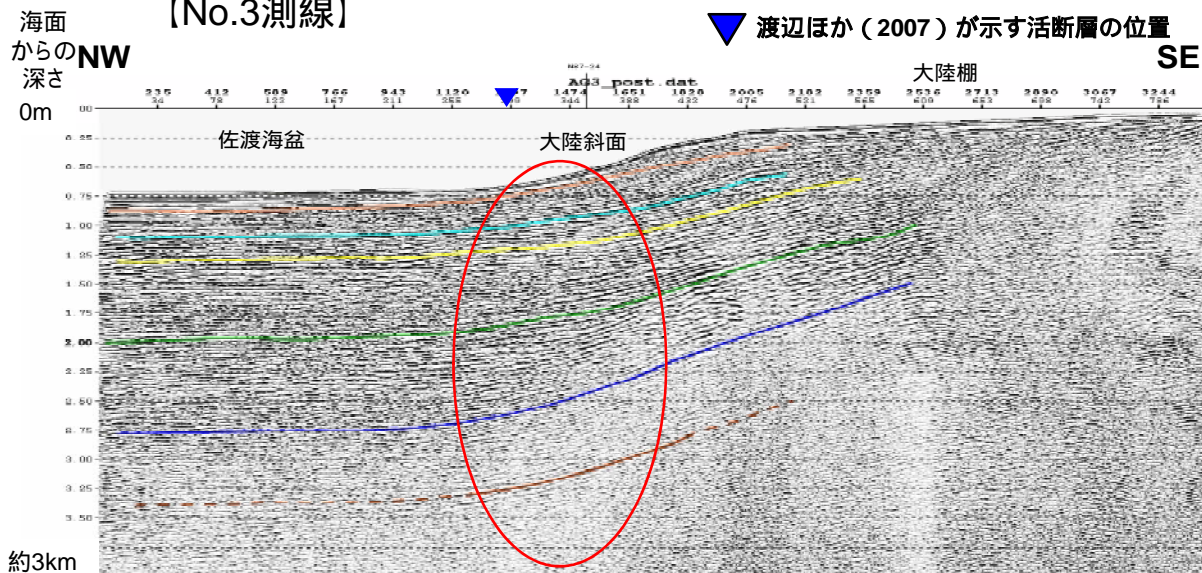
F-B断層の北方延長部において、断層活動を示唆する構造は確認できない。

解釈は次ページに記載

# F - B 断層北方延長部における保安院の海上音波探査結果 ( 8 月 )

【No.3測線】

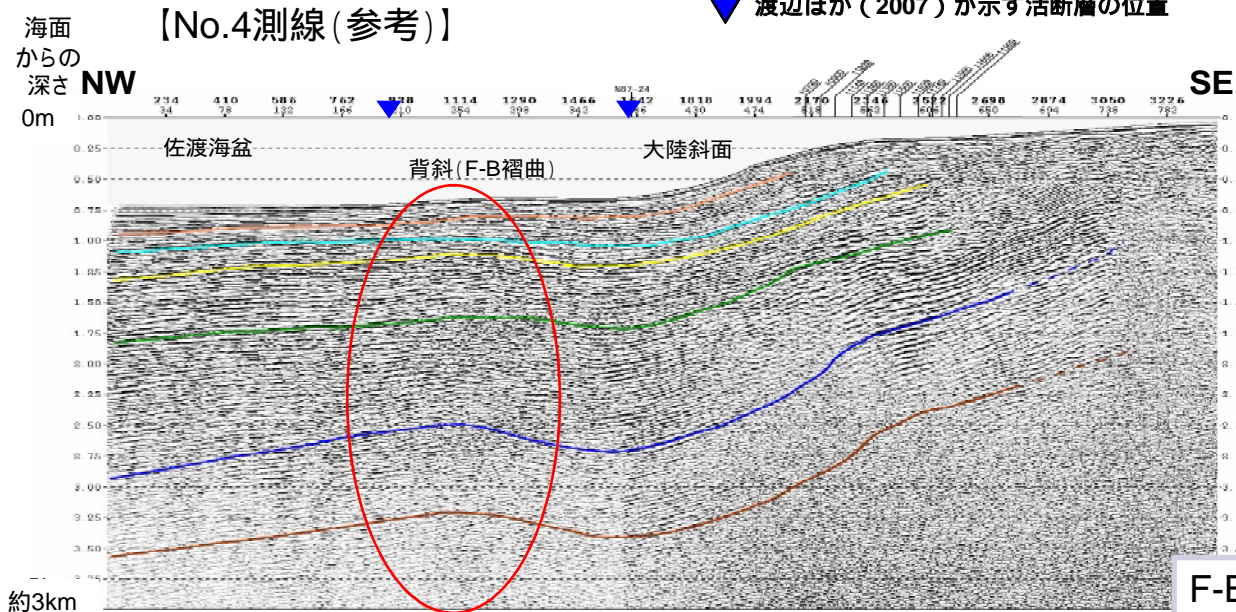
▼ 渡辺ほか(2007)が示す活断層の位置



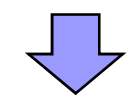
調査測線位置図

【No.4測線(参考)】

▼ 渡辺ほか(2007)が示す活断層の位置



No.4測線では見られる、海底下の深い方へ行くほど地層のゆがみが大きくなるような褶曲(しゅうきょく)構造が、No.3測線の大陸斜面の基部等には見られない。



F-B断層の北方延長部において、断層活動を示唆する構造は確認できない。



## ( 2 ) 敷地地盤の安定性

## 柏崎刈羽原子力発電所の支持地盤の安全性評価

柏崎刈羽原子力発電所(1号機を除く。)は、旧耐震設計審査指針(以下「旧指針」という。)に照らして、安全審査を実施。

敷地地盤の安定性については、旧指針による「重要な建物・構築物は岩盤に支持させなければならない」を満足することを確認。

具体的には、「原子力発電所の地質、地盤に関する安全審査の手引き(原子炉安全専門審査会、昭和53年8月)」に基づき、原子炉施設の支持地盤が十分な安全性を有することを評価。

耐震安全上重要な施設を支持する地盤が地震に対して十分な安全性を有することを、各種の試験に基づく支持力、すべり及び沈下に関する解析結果から確認。6号及び7号の評価結果を以下に示す。

### 1. 地盤の有する支持力が、地盤にかかる最大荷重に対して十分大きいこと

	地盤にかかる最大荷重		支持力 (岩盤試験結果による)		安全率	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号
常時	6kg/cm <sup>2</sup>		42kg/cm <sup>2</sup>	45kg/cm <sup>2</sup>	7.0	7.5
地震時	16kg/cm <sup>2</sup>		62kg/cm <sup>2</sup>	64kg/cm <sup>2</sup>	3.9	4.0

安全率: 支持力 ÷ 地盤にかかる最大荷重

2. すべりに対しては、地盤のすべり抵抗力が地震時に建屋がすべろうとする水平力に対して、十分な余裕を有していること

すべり抵抗力		地震による水平力		安全率	
6号	7号	6号	7号	6号	7号
16.9万t	16.1万t	8.2万t		2.1	2.0

安全率: すべり抵抗力 ÷ 地震による水平力

3. 沈下については、隣接建屋によって生じる原子炉建屋の傾斜によるものも含め、原子炉建屋及び機器に影響を及ぼすものではないこと。

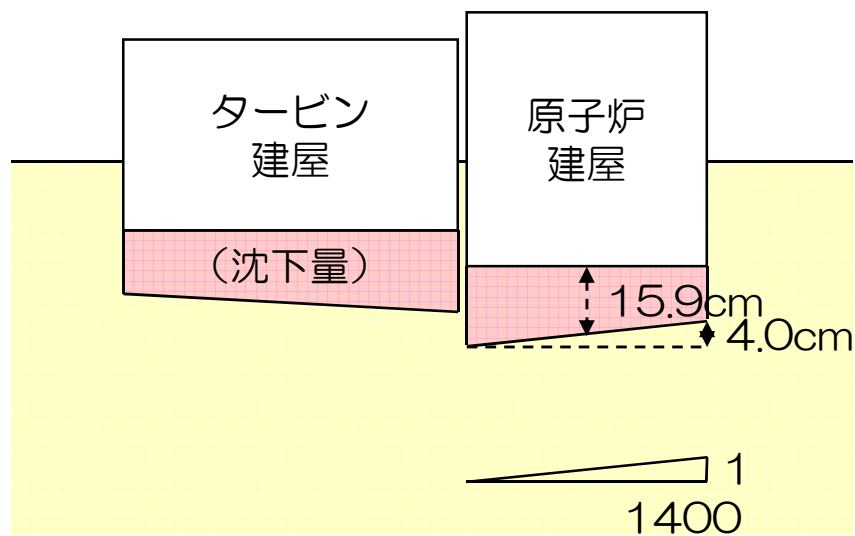
原子炉建屋の沈下		隣接建屋の影響	
6号	7号	6号	7号
10.1cm	13.1cm	15.9cm	21.3cm
		1/1,400	1/1,000

沈下量は建設開始後、ほぼ3年で収束したものの

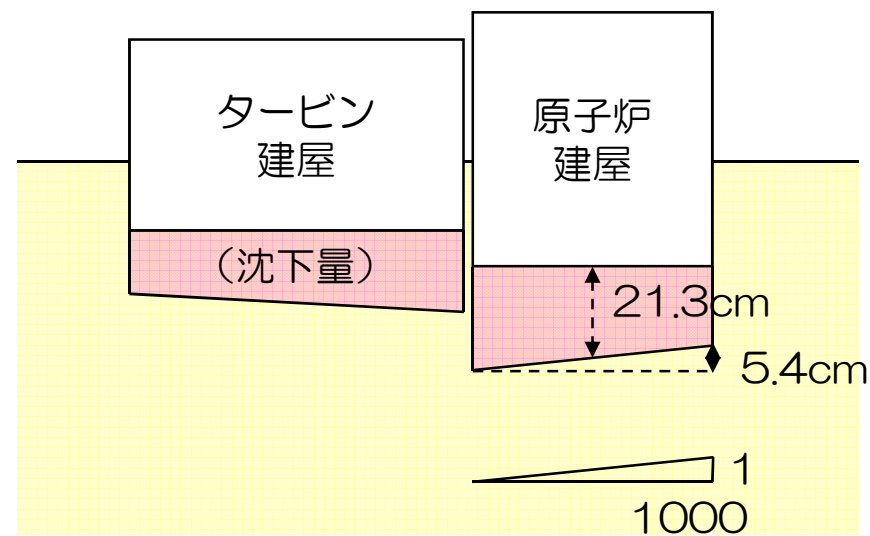
解析により以上のことを確認しています。

原子炉建屋の沈下量・傾斜  
 (タービン建屋の荷重の影響を考慮)

6号機



7号機



新耐震設計審査指針においても、敷地地盤の安定性については、「建物・構築物は、十分な支持性能をもつ地盤に設置されなければならない」を満足する必要があります。

具体的な評価手法については、現在、原子力安全委員会で検討が進められておりますが、当面は、旧指針と同様に「原子力発電所の地質、地盤に関する安全審査の手引き(原子炉安全専門審査会)」に基づき評価します。

## ( 3 ) 番神砂層下部水成層及び 風成層の現地調査の結果

## 番神砂層下部水成層と風成層に関する現地調査結果について

保安院は、専門家とともに、東京電力及び地元団体がそれぞれ主張する番神砂層下部水成層と風成層の境界について現地調査を実施した。

日時 平成20年11月22日(土)

参加者：保安院4名、専門家4名、新潟県2名、柏崎市1名、刈羽村1名、  
地元団体3名、東京電力



大塚山露頭(f地点)での調査状況

# 現地調査位置地図





## 番神砂層下部水成層と風成層の境界について

専門家の見解は、

- ・阿多鳥浜火山灰が水平に分布しており、真殿坂断層の後期更新世以降の活動は認められないとする保安院の評価は妥当。
- ・東京電力の番神砂層水成層(海成層)と風成層の境界についての評価は概ね妥当。ただし、大塚山露頭(f地点)に認められる番神砂層は、全体として風成層と考えられ、水成層(海成層)と風成層の境界はさらに下方にあるとも考えられる。
- ・大塚山露頭(f地点)に認められる番神砂層水成層は、離水後の陸水による堆積物であり、海成のものではないと思われる。
- ・番神砂層は地すべりを起こしやすく、雪成神社裏道角露頭(c地点)と西元寺神社南露頭(b地点)露頭では、番神砂層中に地滑りが確認される。
- ・東京電力は、地元の疑問、指摘に対して、わかりやすい、丁寧な説明をする必要がある。

## 荒浜 青山稲荷南西 古砂丘 断層について

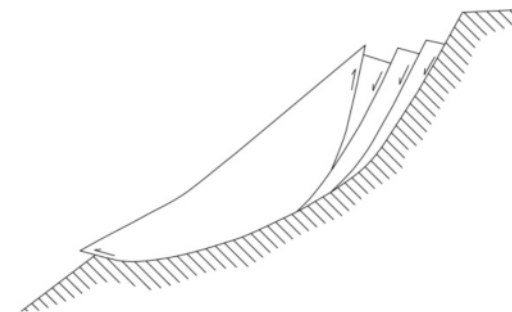
地元団体が平成20年9月、新潟県に提出した要請文において、発電所近傍の青山稲荷南西の古砂丘の中の変状を断層として写真で示した。今回の現地調査においては、この地点の状況を確認した。

専門家の見解は、

・断層として示されたものは、地滑りであり、古砂丘の中で円弧上に土塊が滑っている様子を確認できる。



青山稲荷南西古砂丘での調査状況



地すべり模式図

地滑りのイメージ図

## ( 4 ) 椎谷海岸の亀裂

# 椎谷海岸の亀裂（１）

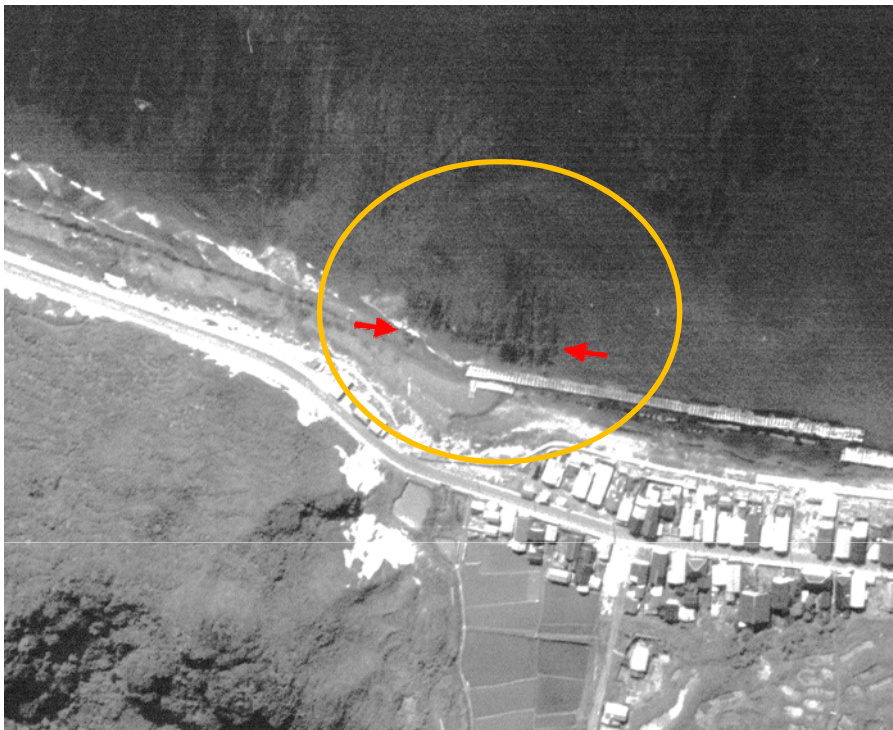


2007.7.19撮影 国土地理院  
(C1B\_1661)  
地元団体の申し入れ資料より



2004.7.23撮影 (株)オリス  
椎谷地区空中写真 (6925)

## 椎谷海岸の亀裂（２）



亀裂のようなもの  
が確認される。

撮影：国土地理院

時期：1972.6.14

写真名：MCB721X-C8-1



亀裂のようなもの  
は確認されない。

撮影：国土地理院

時期：2005.5.21

写真名：CB20055X-C5-3