

# 柏崎刈羽原子力発電所 7 号機及びその 他の号機の安全確認の状況について

平成21年7月  
原子力安全・保安院

---

# 本日の御説明事項

## I. 7号機の機能健全性評価について

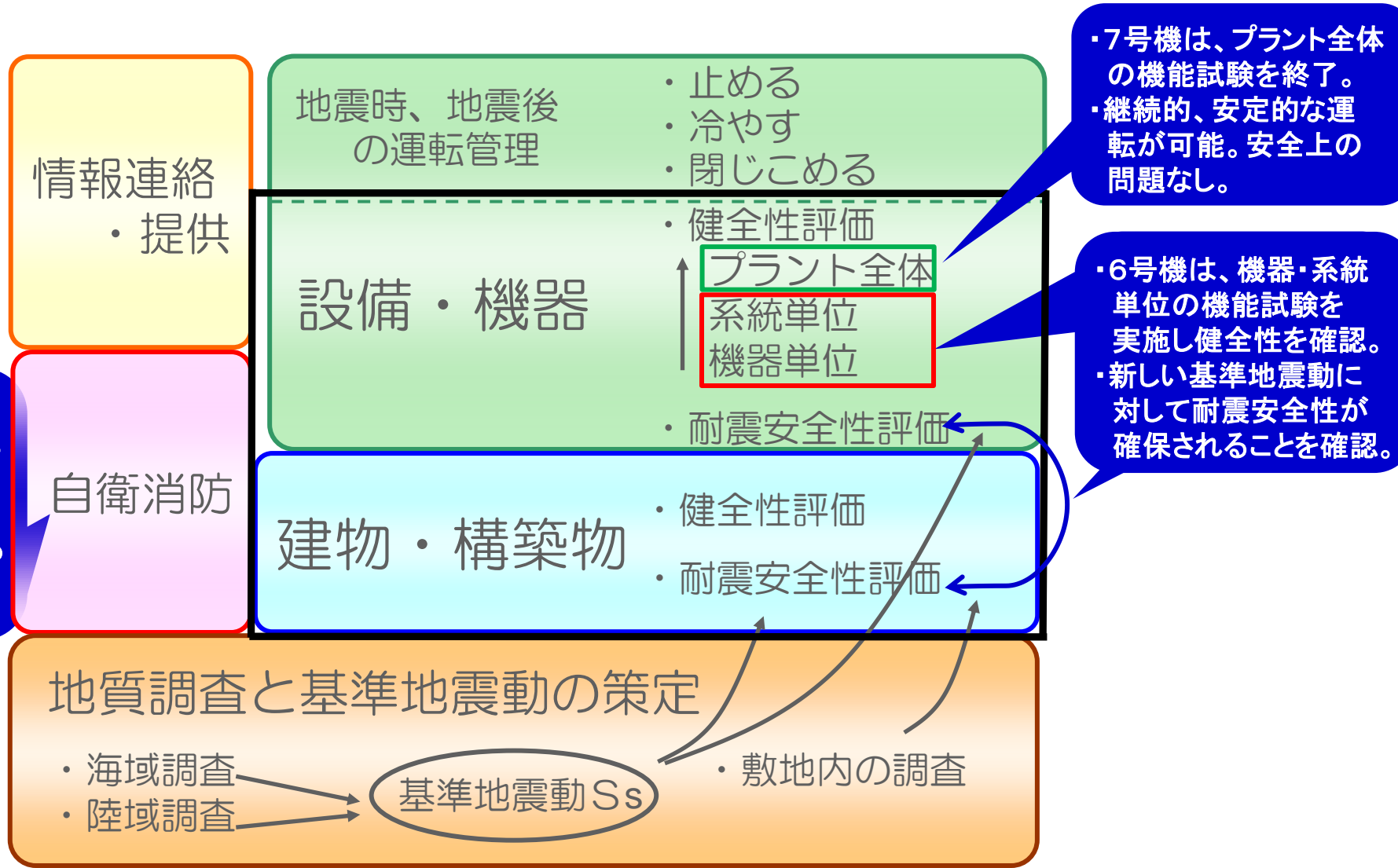
- 継続的、安定的な運転が可能。安全上の問題なし。

## II. 6号機の耐震安全性及び設備健全性の確認状況について

- 6号機の起動に安全上の問題なし。

## III. 原子力発電所の火災防止対策強化について

# 中越沖地震を受けた柏崎刈羽原子力発電所に係る 保安院の対応



# 安全確認に臨む保安院の姿勢

## – 主体性

- 保安院の検査官自身の目での現場確認、点検・試験への立会
- 保安院自身での海底活断層調査
- 原子力安全基盤機構による実質的なクロスチェック

## – 透明性

- 発電所の安全確認に関する審議を全て公開
- 地元説明会、市議会・村議会での説明、折込みチラシの配布、「地域の会」での説明

## – 公正性

- 原子力安全委員会の指針に基づき厳格な評価
- 東電、地元団体双方立会の下での地質調査

# 中越沖地震における原子力施設に関する 調査・対策委員会

総勢約70人の多分野の専門家、  
のべ約110回の会合等

第1回:平成19年8月24日  
現在までに小委員会1回、  
構造WG33回、合同WG31回開催  
現地調査・開催 18回

原子力安全・保安部会

第1回:平成19年7月31日  
現在までに10回開催  
現地調査・開催 3回

(既設)  
耐震・構造設計小委員会  
(委員長)  
阿部勝征 東京大学名誉教授

中越沖地震における原子力施設に関する調査・対策委員会  
(委員長)  
班目春樹 東京大学大学院教授

原子力防災小委員会

第1回:平成19年9月4日  
現在までにWG6回、  
SWG21回開催  
現地開催・調査 5回

報告

第1回:平成19年8月27日  
現在までに6回開催(終了)

運営管理・設備健全性評価WG  
(主査)  
関村直人 東京大学大学院教授

自衛消防及び情報連絡・提供に関するWG  
(主査)  
大橋弘忠 東京大学大学院教授

原子力防災小委員会で実行  
状況フォロー、  
複合災害につ  
いての検討等

# I . 7号機のプラント全体の機能健全性の 評価結果

# 設備の健全性評価の進め方

- 原子力安全・保安院(以下、「保安院」)では、3段階の手順を踏みながら評価を進めていましたが、7号機についてはこれらの評価が全て終了しました。

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

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

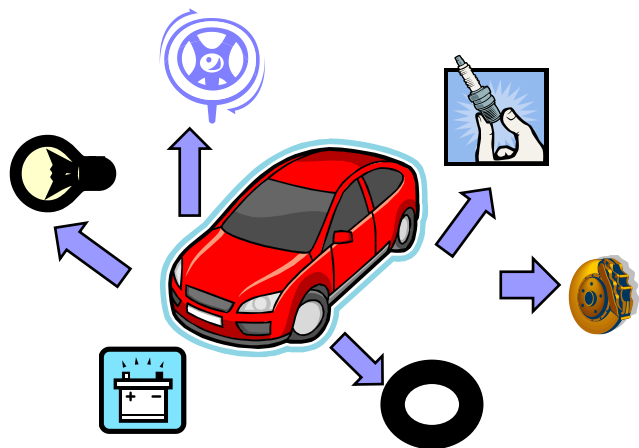
・機器単位、系統単位の評価を踏まえた上で発電所のプラント全体としての機能を評価

【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)

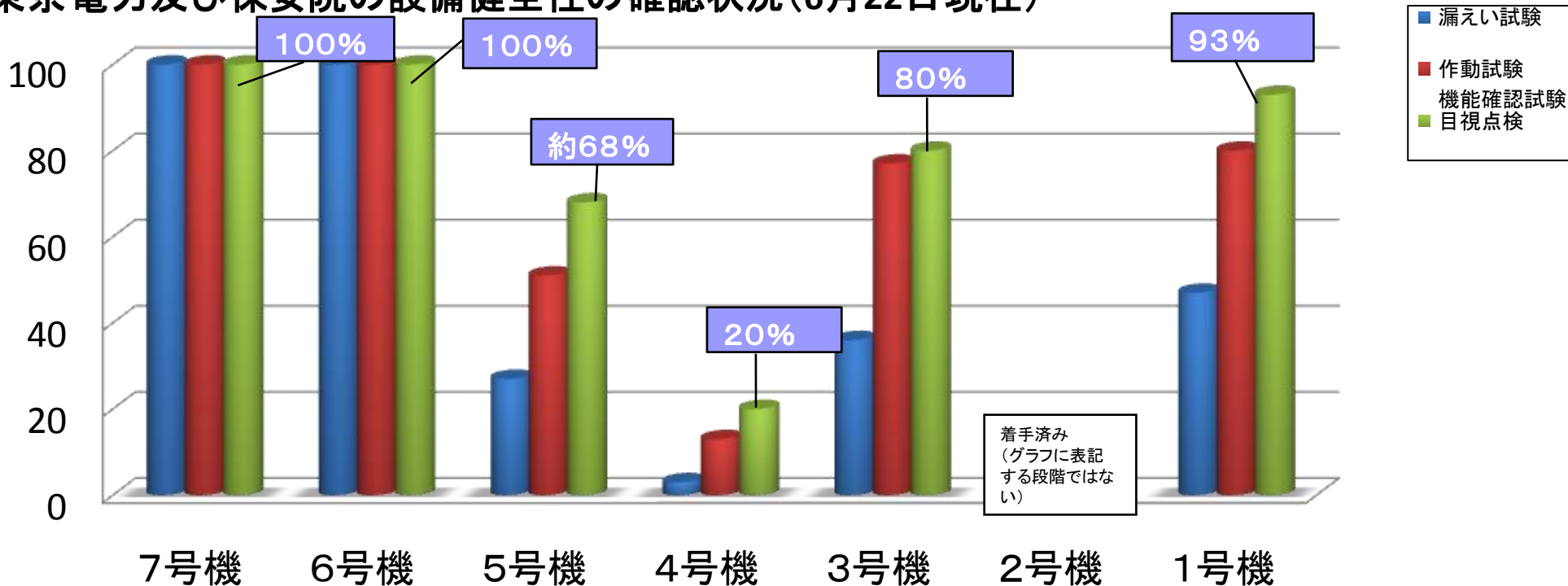
(エンジンを回し、試運転)



(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



### 東京電力及び保安院の設備健全性の確認状況(6月22日現在)



法定検査 188人日	法定検査 124人日	法定検査 6人日	法定検査 5人日	法定検査 34人日	法定検査 3人日	法定検査 34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。

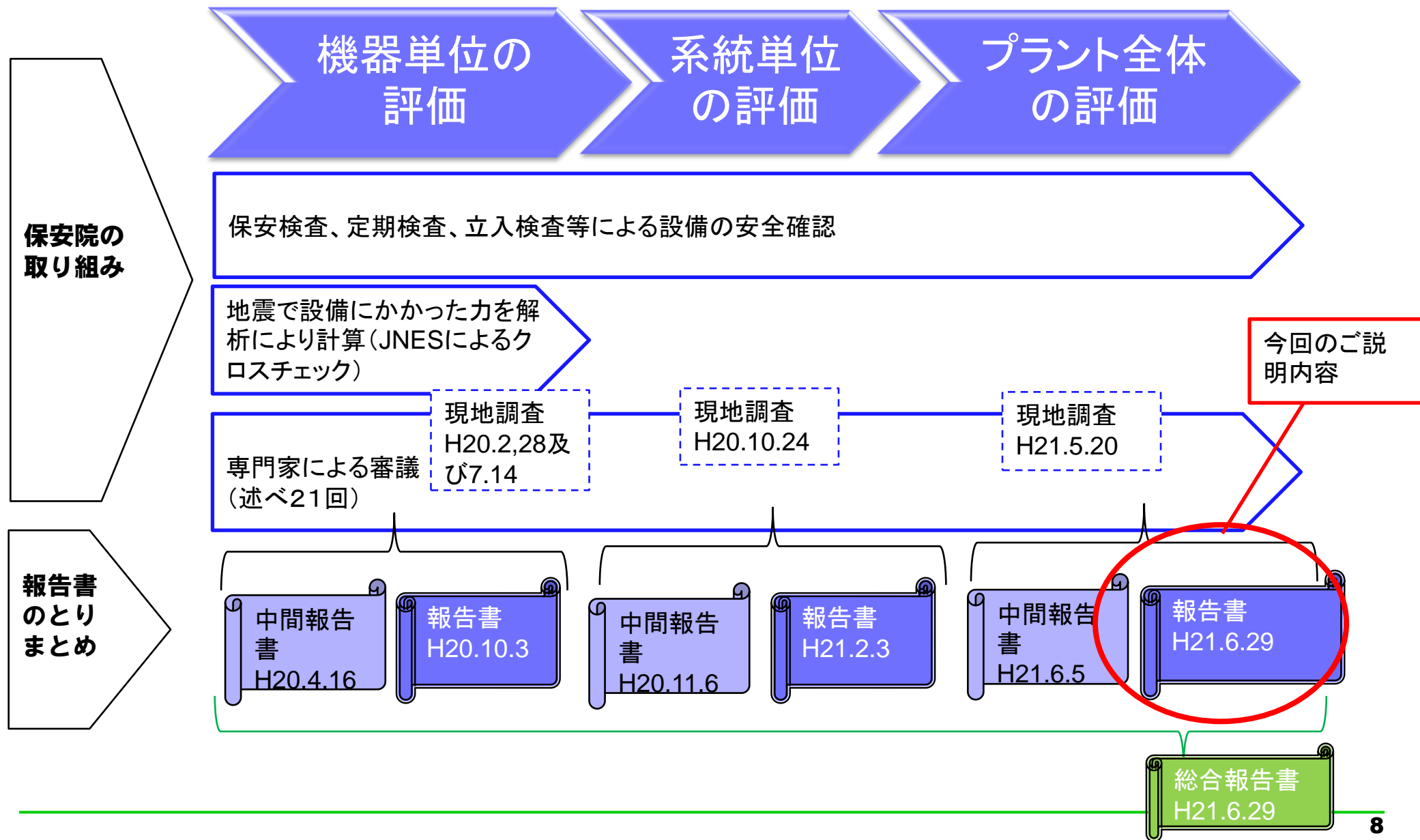
注) 6/11現在

○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。)

現在までの点検において、安全上重要な設備に損傷は確認されていません。  
また、地震応答解析の結果からも異常は確認されていません。

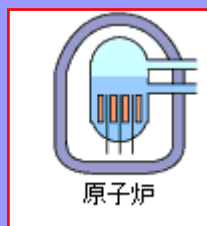


# これまでの検討経緯



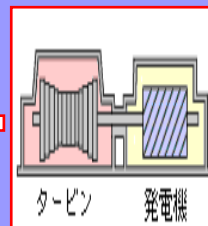
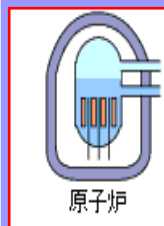
# プラント全体の評価とは？

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(以下「プラント試験」。)の事です。



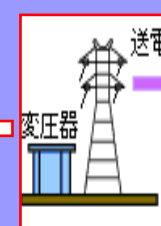
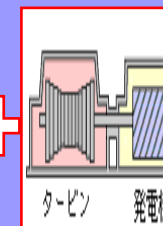
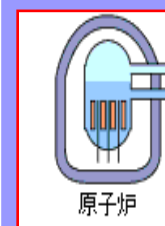
原子炉圧力  
上昇操作

(3.5MPa, 7.0MPaの  
各段階で巡視点検)



電気出力  
上昇操作

(20, 50, 75, 100%の  
各段階で点検・試験)



試験運転

(現場全体の巡視点検、  
配管振動確認、約800項目の  
運転データの監視)

通常の定期検査ではこれらの工程が約2日間で行われますが、今回の試験では約1ヶ月かけて安全確認が行われました。

※1MPa(メガパスカル)は約10気圧

通常の原子炉起動時に比べ追加された確認項目

\* 挿入図は(株)日立製作所HPより引用

## 保安院は何を確認・評価したのか？

①プラント試験計画書の妥当性

②保安規定の遵守状況

③プラント試験の状況

④プラント試験中に発生した不適合事象への対応状況

⑤プラント試験終了後の特別な保全計画の検討状況

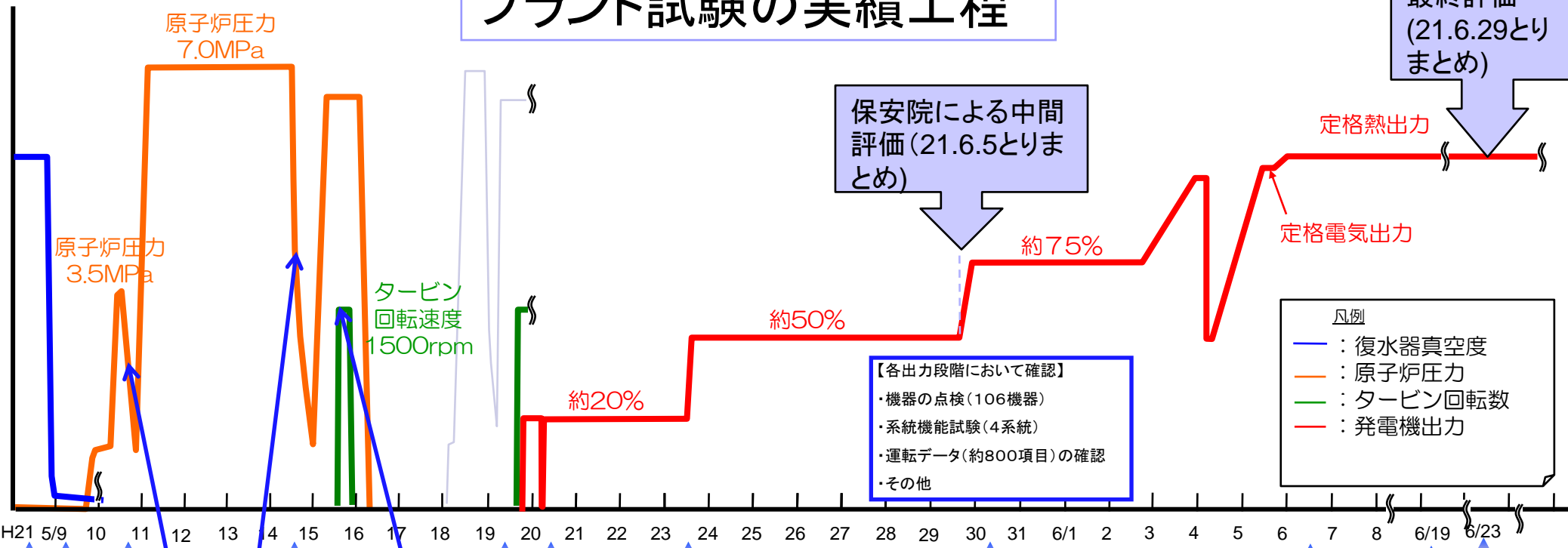


上記の項目について、保安検査、立入検査等により、通常の検査に比べ体制を強化して確認を行いました。(述べ約110人日)

# プラント試験の実績工程

保安院による  
最終評価  
(21.6.29とり  
まとめ)

保安院による中間  
評価(21.6.5とりま  
とめ)



H21 5/9 5/10 5/11 5/14 5/15 5/16 5/19 5/20 5/24 5/30 6/1 6/2 6/3 6/4 6/5 6/6 6/7 6/8 6/19 6/23

復水器真空度上昇開始

臨界

3.5MPa

ドライウエル内点検

7.0MPa

ドライウエル内点検

【格納容器内(ドライウエル内)の点検】

- ・配管等の漏えい確認
- ・配管支持構造物の熱による伸び量の確認
- ・耐震強化設備の点検

発電機仮並列後

発電機出力20%到達

【タービン、発電機の点検】

- ・蒸気タービン振動数の確認
- ・発電機、変圧器等の点検

発電機出力50%到達

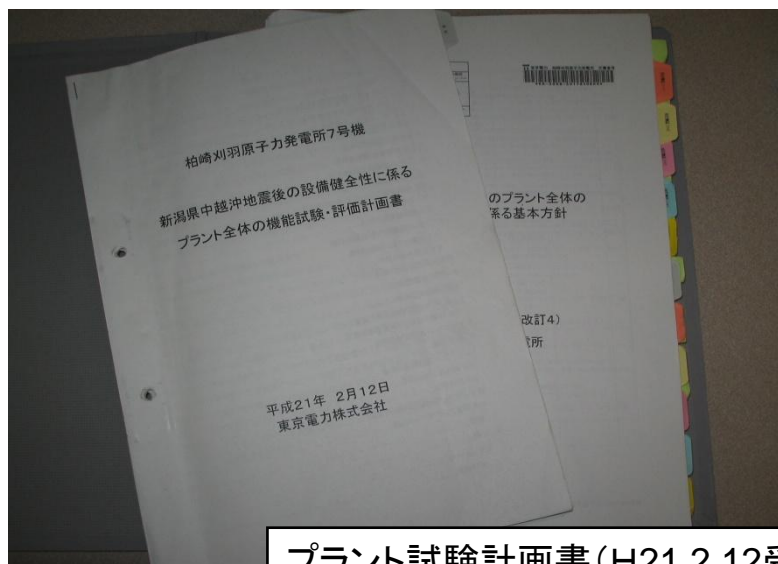
発電機出力75%到達

定格熱出力到達

最終評価会議

プラント試験報告書を受理

# ①プラント試験計画書の妥当性



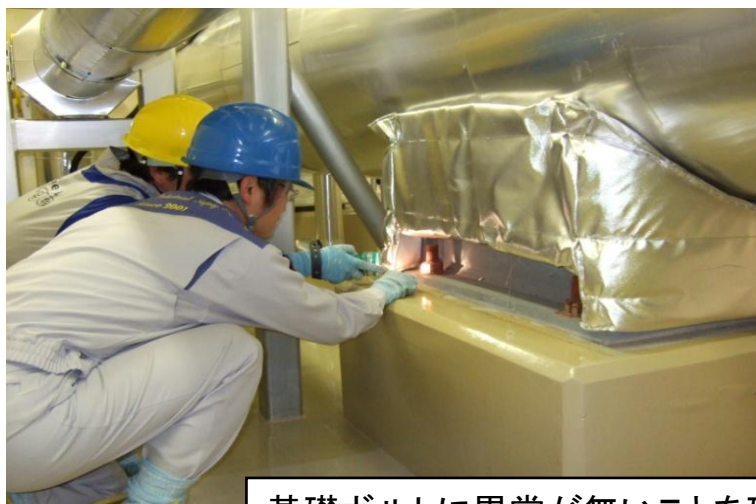
プラント試験計画書(H21.2.12受理)

○保安院は、地震の影響を評価する上で適切な点検・試験項目等が計画されているものと評価しました。

(例)ポンプ、電動機、弁等について、地震による機能への影響について、あらかじめ損傷形態の想定を踏まえ、それらが検知できる点検方法として目視点検や作動試験を選択。

目視点検では、地震によって加わった力の影響を比較的受けやすい部位として、基礎ボルト、支持構造物、軸受、軸継手等に特に着目して点検。

作動試験では、損傷があった場合の現象として現れる異常な振動、異音、異常な温度上昇、漏えいの有無等について試験。



基礎ボルトに異常が無いことを確認

## ②保安規定の遵守状況



評価会議に出席し、不適合対応等  
が適切に行われていることを確認

- 保安院は、
- ・原子炉起動時・出力上昇時の**運転操作が適切に行われていること。**
  - ・プラント試験中に発生した不適合事象に対して**原因究明と対策が適切に実施されていること** 等  
を確認しました。



### ③プラント試験の状況

#### (その1 ～プラント起動時の設備点検～)

保安院は、原子炉からの蒸気を供給できるようになって初めて実施する106機器の作動確認及び漏えい確認等の実施結果について、技術基準に適合し、問題がないことを確認しました。



復水器空気抽出弁の点検に立ち会う検査官

地震によって加わった力の影響を比較的受けやすい部位(管の継手部や弁のフランジ部)に特に着目した点検が行われ、その結果に異常がないことを、実際に点検に立ち会う等により確認しました。

### ③プラント試験の状況 (その1 ～プラント起動時の設備点検～)

保安院は、専門家、地元の皆様等のご意見を参考に重点的に安全確認を実施

#### 原子炉インターナルポンプの確認

- ポンプ本体の外観目視点検を実施し、異常な振動、漏えい等がないことを確認。
- 振動計での測定値に異常がないことを確認。

(参考)

これまで目視点検(10台(うち2台についてファイバースコープを用いた狭隘部に係る詳細点検を実施))、分解点検(3台)が実施され異常は確認されていない。



#### 熱の影響をうける部位の変位等の確認

- 蒸気や高温水が通る配管等やそれを支持しているサポート、サポートの付根部に対し、外観目視点検を実施。
- 耐震補強のために設置したスナツバの吊具が梁と接近していたが、当該吊具が撤去され、梁とぶつからないことを確認。

(参考)

3.5MPa、7.0MPaの段階で実施されたドライウエル内点検時には、原子炉の核反応を一端停止(制御棒全挿入)させて、ドライウエル内の放射線の線量を極力低減させるとともに、各自が個人線量計を持って、ひばく線量管理を行うなど適切な被ばく管理が行われていた。





### ③プラント試験の状況

#### (その2 ～プラント起動時の**系統機能試験**～)

保安院は、原子炉からの蒸気を供給できるようになって初めて実施する4項目※の**系統機能試験**について、試験結果が技術基準に適合し、所要の機能を有していることを確認しました。

※①原子炉隔離時冷却系機能試験、②気体廃棄物処理系機能試験、③蒸気タービン性能試験(その1)及び④蒸気タービン性能試験(その2)

#### (例)原子炉隔離時冷却系機能検査



当該検査においては、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、所定流量までの到達時間や弁動作時間が**判定基準を満足**することを確認しました。

確認項目	測定値	基準値
流量到達時間	18.3 秒	28秒
弁動作時間	10.49秒	15秒

### ③プラント試験の状況

#### (その3 ～プラント運転データに対する確認～)

保安院は、通常の起動時の確認項目の約2倍の約800項目の運転データについて、判定基準値等に照らし妥当であることを確認。

また、ドライウエル点検において機器の健全性や耐震強化工事を行った配管等の健全性を確認しました。




パラメータ採取確認への立ち会い



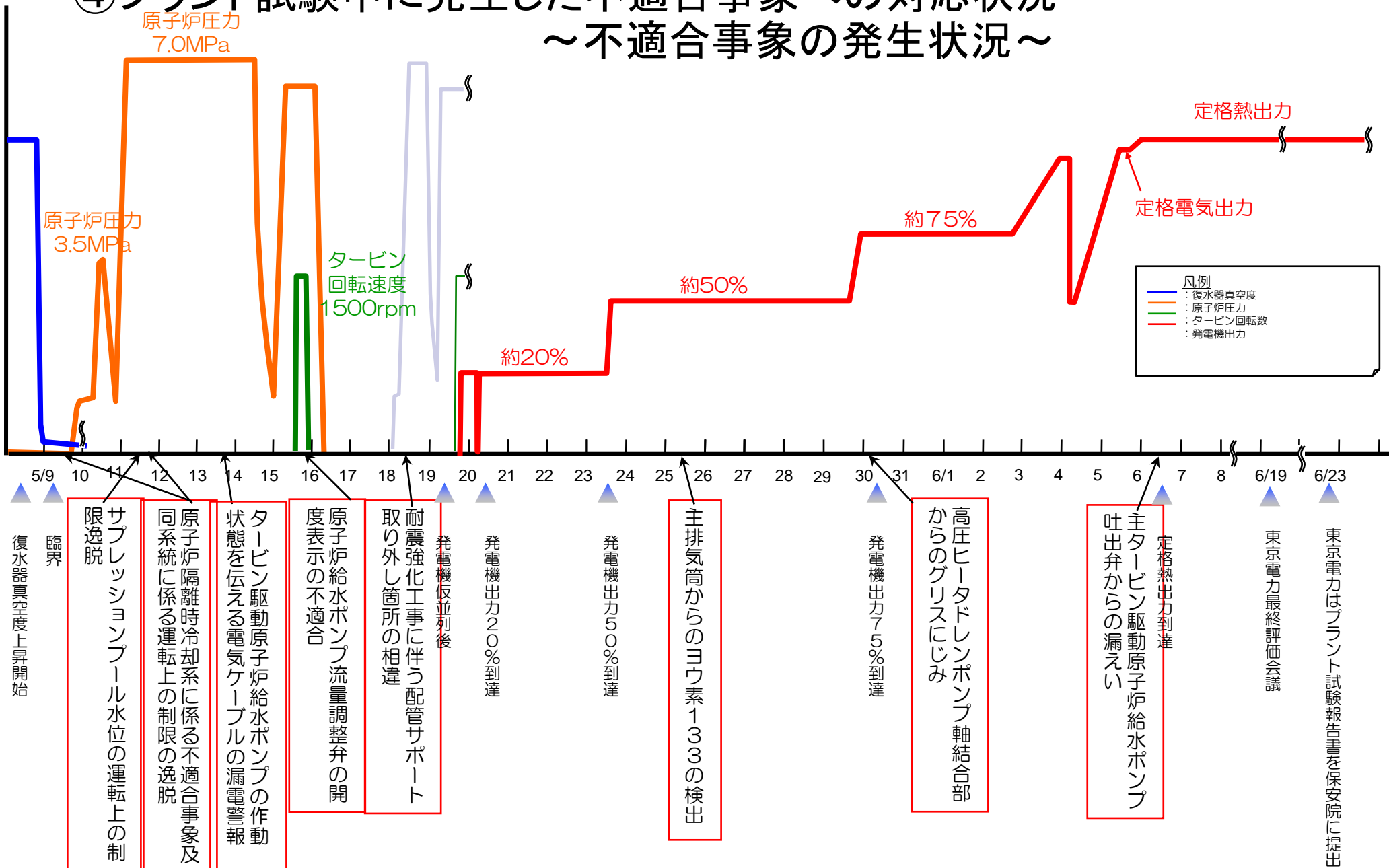
ドライウエル点検への立ち会い

※保安院は、プラント運転状況を厳格に確認するため、5月8日～6月9日までの約1ヶ月間、中央制御室に24時間検査官を常駐させて安全確認を行いました。(述べ約60人日)

# (参考) プラント運転データの例

電気出力	原子炉 	タービン発電機 	排気筒モニタ 	保安院の評価
20%	主蒸気流量 : 1800t/h (参考: 過去データ: 約1800t/h)	発電機出力 : 270MW (参考: 過去データ: 約260MW)	測定値 : 4.7cps (参考: 過去データ: 約5.3cps)	良: 問題なし
cps: count per second の略。一秒間に測定された放射線の数				
50%	主蒸気流量 : 3915t/h (参考: 過去データ: 約3900t/h)	発電機出力 : 714MW (参考: 過去データ: 約698MW)	測定値 : 5.1cps (参考: 過去データ: 約5.5cps)	良: 問題なし
前回の評価書とりまとめ以降、新たに評価を行った範囲				
75%	主蒸気流量 : 5724t/h (参考: 過去データ: 約5474t/h)	発電機出力 : 1046MW (参考: 過去データ: 約995MW)	測定値 : 5.0cps (参考: 過去データ: 約5.3cps)	良: 問題なし
100%	主蒸気流量 : 7474t/h (参考: 過去データ: 約7300t/h)	発電機出力 : 1351MW (参考: 過去データ: 約1333MW)	測定値 : 5.1cps (参考: 過去データ: 約5.2cps)	良: 問題なし
定格熱出力一定運転	主蒸気流量 : 7675t/h (参考: 過去データ: 約7300t/h)	発電機出力 : 1389MW (参考: 過去データ: 約1333MW)	測定値 : 5.0cps (参考: 過去データ: 約5.0cps)	良: 問題なし

# ④ プラント試験中に発生した不適合事象への対応状況 ～不適合事象の発生状況～



## ④プラント試験中に発生した不適合事象への対応状況

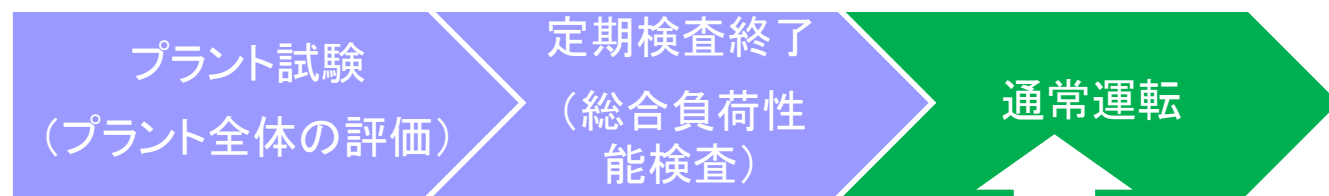
不適合の内容	原因	対策
①サプレッションプール水位の運転上の制限の逸脱	水位監視の不備	傾向予測の強化
②原子炉隔離時冷却系に係る不適合事象及び同系統に係る運転上の制限の逸脱	弁の調整不良	弁の調整を実施し正常に動作することを確認
③タービン駆動原子炉給水ポンプの作動状態を伝えるケーブルの漏電警報の発報	一過性の事象	絶縁対策、触診等による点検を行い、異常が無いことを確認
④電動駆動原子炉給水ポンプの給水流量調整弁の開度表示不良	開度表示機器の振動	振動対策を施した機器に取替え、対策済み
⑤耐震強化工事に伴う配管サポート取り外し箇所の相違	現場確認の不備	間違えた配管サポートを復旧、確認体制を強化
⑥主排気筒からのヨウ素133の検出	ポンプシール圧力不足	シール水圧力を増加させ、検出限界以下となったことを確認
⑦高圧ヒータドレンポンプ軸結合部からのグリスのにじみ	シール部の締め付け不足	増し締めを実施し漏えいを停止
⑧タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)吐出弁からの漏えい	シール部の締め付け不足	増し締めを実施し漏えいを停止

- これらの不適合事象は、安全上問題となるものではない。  
 ・東電が原因究明し、対策実施を適切に行ったことを確認。



## ⑤ プラント試験終了後の特別な保全計画の検討状況

地震の影響等を受けたプラントについては、特別な保全計画を策定し、地震影響にその後の経時的変化が加わることによる影響を監視することとされています。



### ○ 特別な保全計画の作成方針

- ・ 約140項目の運転データについて継続して監視
- ・ 回転機器における振動など一定期間ごとにデータの取得および傾向の確認 など

保安院は、特別な保全計画の作成方針は、地震影響を受けた機器に対し、その後の経時的劣化が加わることによる影響を監視しようとするものであり、妥当と評価しました。

## 設備健全性評価サブWGにおける主な意見

- 今回の試験で得られるデータは大変貴重なものであるため、今後東京電力が保全のPDCAを回していく中で十分活用していくこと。
- 特別な保全計画の策定方針では、安全上の重要度が低い機器の中で、地震の影響を受けたが機能に影響を及ぼさないとの判断から補修を行なわなかったものに対しては、監視やモニタリング等を適切に組み合わせることとしており、運転後の地震の影響を確認する観点から適切であると判断する。
- 今回のプラント全体の機能試験中に発生した不適合については、他号機への水平展開を十分に行うこと。  
→6号機は反映済み。その他は順次反映。

保安院は、上記意見を踏まえ、今後とも厳格に安全確認を行っていきます。



6月24日設備健全性評価サブワーキンググループ

# プラント全体の機能試験における透明性の確保

(保安院の対応)

柏崎刈羽原子力発電所7号機におけるプラント全体の機能試験について、

- ・東京電力における評価結果に対する確認結果(11回)や不適合事象に対する保安院としての評価(6回)を、現地(柏崎)と東京で公表。
- ・発電機出力20%の段階で設備健全性サブWG委員による現地調査
- ・発電機出力50%段階での保安院としての確認結果及び評価の内容について、設備健全性評価サブWG等に報告し、6月5日、中間報告書としてとりまとめ。
- ・プラント全体の機能試験の確認状況について、住民説明会を2回開催(5月24日(刈羽村)、6月11日(柏崎市))
- ・保安院の確認状況における新聞チラシの配布(1回(6月12日))

以上により、プラント全体の機能試験に係る透明性を確保。



サブWG委員による現地調査



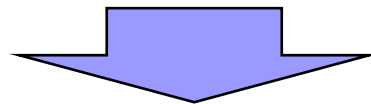
記者会見の状況



# 保安院の評価

○平成21年6月29日、プラント機能試験における最終評価をとりまとめました。

- 原子炉起動時及び出力上昇時における安全性の確認について、保安規定に要求されている安全上の要求事項をすべて満たしており、必要な安全性は確保されている。
- プラント起動時の設備点検については、技術基準の適合性に係る異常はない。
- プラント起動時の系統機能試験については、適切な実施方法、体制の下で行われ、技術基準に適合し、所要の系統機能を有していることが確認されている。
- プラント確認試験については、原子炉昇圧時、タービン起動時、発電機仮並列後及びそれ以降の発電機出力20%・50%・75%、定格熱出力の各段階において、パラメータ採取が適切に実施され、データは判定基準値範囲内であることを確認している。また、機器単位の設備点検で異常が確認され、補修等が実施された設備についても、異常はなく運転への影響がないことを再度確認していること、耐震強化工事に関わる支持構造物については、異常な変位等がないこと等を確認している。
- 原子炉起動中に発生した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。



これまでの機器単位及び系統単位の評価結果と併せると、7号機の設備健全性は維持されており、継続的かつ安定的に運転する上で問題ないものと判断する。

## 今後のとりくみ

- 設備健全性評価の結果を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所7号機の法令に基づく定期検査を引き続き実施し、これを終了させる。
- 今後、東京電力より届出がなされる特別な保全計画を厳格に確認した上で、当該計画に基づく保全活動が的確に実施されることを確認していく。

## (参考) プラント全体の機能試験中に確認された不適合について

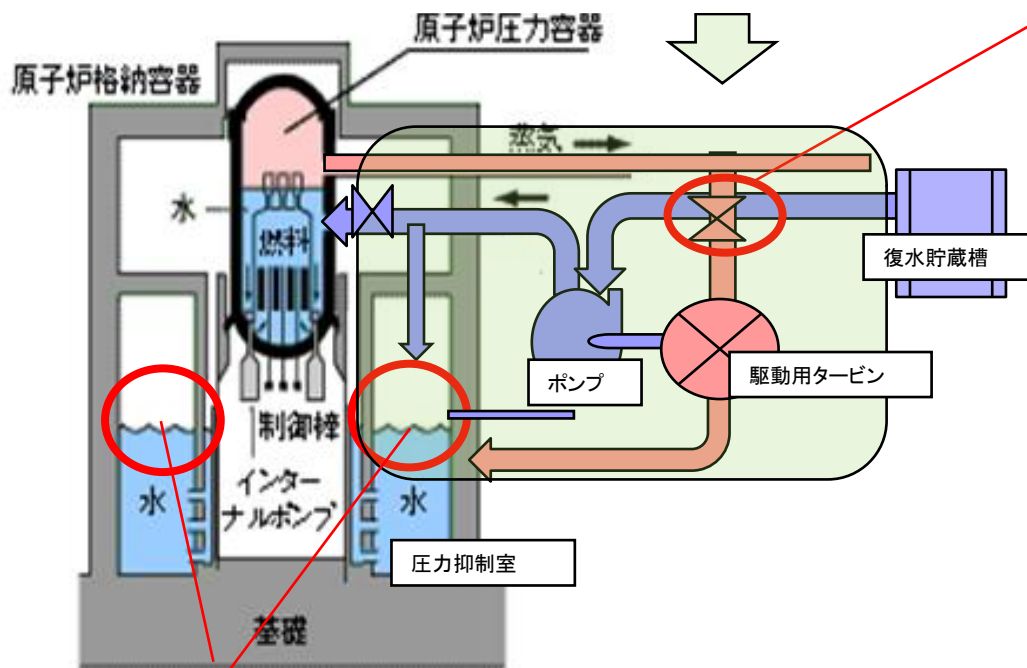
- ①原子炉隔離時冷却系に係る不適合事象及び同系統に係る運転上の制限の逸脱事象
- ②サプレッションプール水位の運転上の制限の逸脱
- ③タービン駆動原子炉給水ポンプの作動状態を伝える電気ケーブルの漏電警報の発報
- ④電動駆動原子炉給水ポンプ出口、給水流量調整弁の開度表示不良について
- ⑤耐震強化工事に伴う配管サポートに取り外し箇所相違について
- ⑥主排気筒からのヨウ素133の検出について
- ⑦高圧ヒータドレンポンプ軸結合部からのグリスのにじみ
- ⑧タービン駆動原子炉給水ポンプ吐出弁からの漏えいについて

# ①、②原子炉隔離時冷却系の不適合（蒸気止め弁の不具合、圧力抑制室の水位上昇）

原子炉隔離時冷却系とは？

原子炉停止後、万が一炉心への給水が停止した場合、復水貯蔵槽)又は圧力抑制室の水を原子炉に供給し、燃料から出る熱を除去する系統のこと。

※今回の事象発生時、原子炉隔離時冷却系は正常に動作し、炉心への冷却水の供給機能は確保されていました。



《不適合の内容》

・蒸気が流入したことによる水面の波打ちにより圧力抑制室の水位が一時的に規定値(5cm)を超えた

【原因及び対策】

・水位上昇の確認が不十分

⇒水位の監視を十分に行い、必要に応じて水を移送する。

《不適合の内容》

・電氣的に止め弁の閉止ができなかった。

【原因及び対策】

・弁の開閉動作に係る弁体位置の調整が不十分

⇒止め弁が動作するよう弁体位置の調整を実施

(保安院の対応及び評価)

・事象の連絡から、その後の復帰手順について問題がないことを、中央制御室に常駐している検査官が確認。

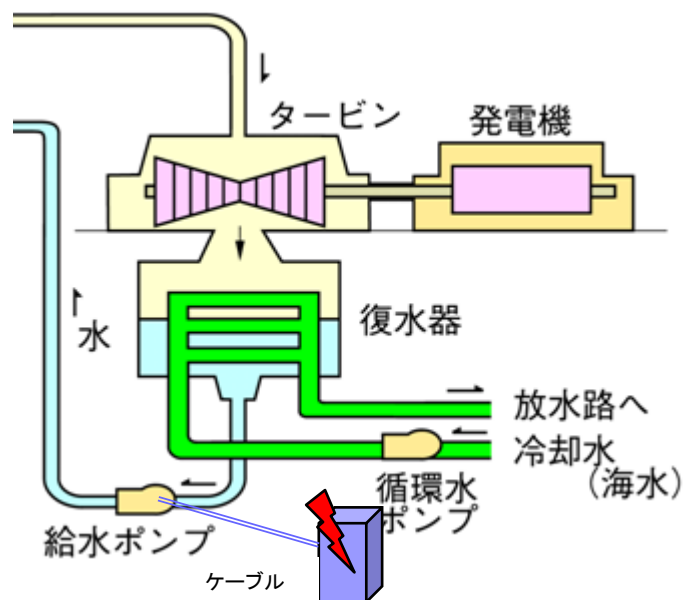
・原因調査、対策の検討、対策実施後の作動状況確認等に、検査官が立ち会い、適切に行われていることを確認。

・対策実施後の作動状況に問題が無く、東京電力が実施した原因推定とその対策は、保安院として妥当であると判断



検査官による復旧状況の確認

### ③タービン駆動原子炉給水ポンプ起動試験時の漏電警報



現場分電盤  
(漏電警報点灯)

《不適合の内容》

○5月13日 タービン駆動原子炉給水ポンプの起動試験中に、B系のポンプ駆動用のタービンの速度を上昇させたところ、タービン多重伝送回路(電気回路)に漏電を示す警報が数秒間発生する不適合が発生。

【原因と対策】

- 漏電は一過性の事象であると推定。
- ケーブルの抵抗値を測定し、断線等の問題がないことを確認後、ケーブルの絶縁処置を施した。
- 漏電箇所を特定を速やかに行えるよう、漏電検出装置を準備する

(保安院の対応及び評価)

○保安院は、東京電力による原因調査、対策の検討、対策実施後の状況確認等に立ち会って確認した結果、東京電力が実施した原因の推定とその対策は妥当であると判断した。



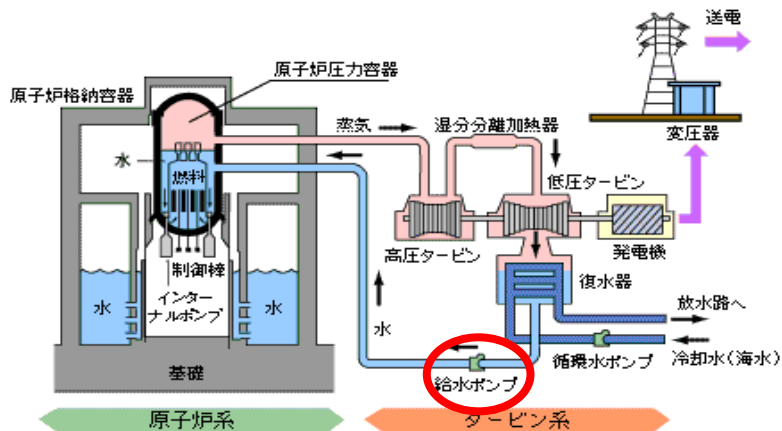
検査官による分電盤の  
状態確認



# ④給水流量調整弁の不適合(開度表示のずれ)について

給水流量調整弁とは？

復水器で凝縮回収された復水を原子炉圧力容器へ送水するための給水ポンプに設置されている流量を調整するための弁のこと。



(参考)原子炉給水ポンプは電動機駆動(A, B)、タービン駆動(A, B)の計4台が設置されている

《不適合の内容》

○5月11日～14日

電動機駆動原子炉給水ポンプ(A号機)の給水流量調整弁の開度表示のずれ(現場0%、中操2.6%)が確認されたため、開度発信機の調整を実施し、正常に動作することを確認。

○5月15日 もう片方の給水ポンプ(B号機)を使用して、タービンの起動、仮並列の準備を行っていたところ、当該号機についても、表示のずれが確認される。このため、東京電力は試験を中断し、A、B両号機の開度発信機の点検を実施。

【原因及び対策】

○5月17日 不適合(表示のずれ)が発生した原因として、開度発信器に振動が加わり、開度発信器内のゼロ点調整部等(ネジ部)がずれ、開度表示が適切に行われなくなったものと推定され、A、B両号機ともに振動対策を処理したものに取替え、正常に動作することを確認。

## (保安院の対応及び評価)

- 東京電力による原因調査、対策の検討、対策実施後の作動状況確認等に検査官が立ち会って確認。
- 東京電力による原因の推定及び再発防止対策は妥当であると判断。
- ポンプ(A、B号機)の給水流量調整弁の開度表示のずれについては、復旧後の操作の実施状況について中央制御室に常駐している検査官が確認。
- タービン起動前の評価会議において、運転に影響はないと評価されていることを検査官が立ち会って確認。

今回不適合が発生した部位(開度発信器)



拡大



【原因及び対策】  
ゼロ点調整部等(ネジ部)のずれ  
⇒弛緩防止材で調整部を固定



## ⑤配管サポートに関する不適合（誤って取り外されたサポート）について

### 《不適合の内容》

- ・東京電力が5月18日に行った現場確認において、昨年9月の耐震強化工事の際に誤って異なる箇所配管サポートが取り外されたという不適合事象が確認された。
- ・東京電力が解析を行った結果、耐震安全上問題がないことが確認された。

耐震強化用地震動による当該配管の最大発生応力 217MPa < 許容応力 363MPa

- ・サポート撤去を行った他の10カ所については問題がないことを確認した。

### 【対策】

- ・誤って取り外したサポートを元に戻し、本来撤去する予定であったサポートを取り外した。
- ・今後、東京電力及び工事請負会社が工事施工時に施工図とのチェックを立会いで実施する。
- ・保安院は、本不適合事象による耐震安全上の問題がないことは確認しているが、今後東京電力による当該サポートの復旧状況と再発防止対策等について確認していく。



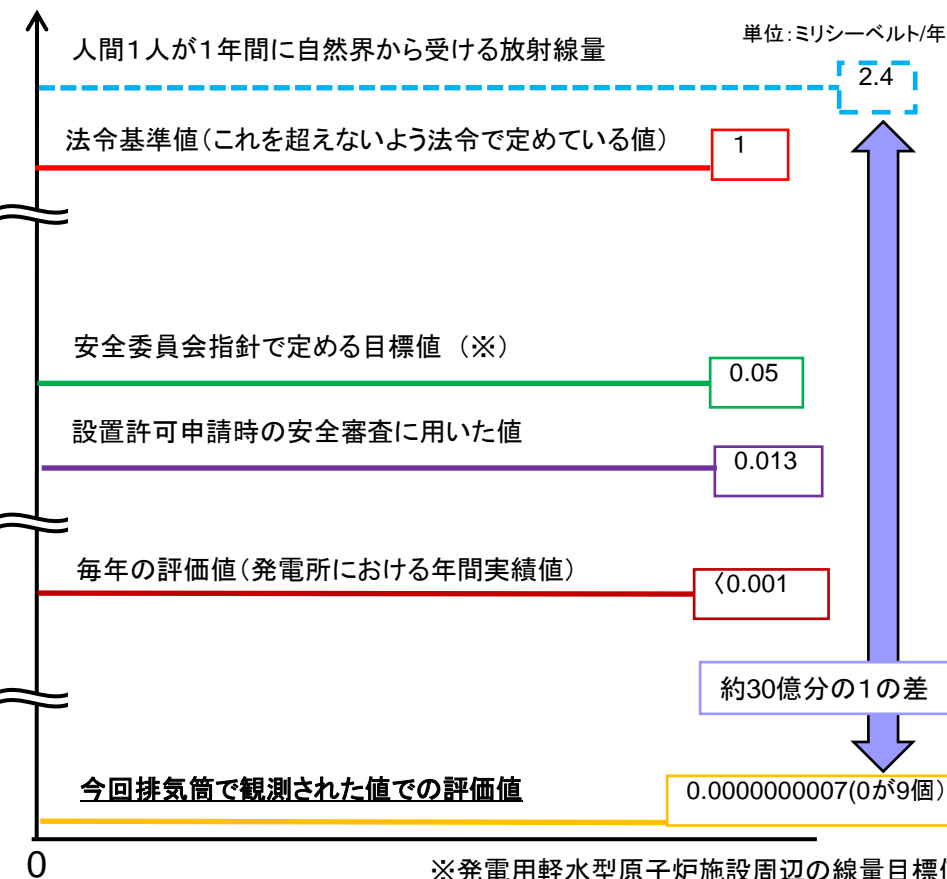
誤って撤去されたサポートの跡



本来撤去予定であったサポート

## ⑥主排気筒からのヨウ素133の検出(その1)

主排気筒から放出されたヨウ素による発電所周辺の線量と基準値等との比較



《不適合の内容》

○5月25日主排気筒放射線モニタのサンプリング測定を実施したところ、ヨウ素133が $2.0 \times 10^{-8}$ ベクレル/cm<sup>3</sup>検出された。

【原因と対策】

- 原子炉給水ポンプの駆動軸ではシール水で内部水を封入しているが、通常の運転においても内部水がシール水の一部混入することがあり、その一部が配管の開口部を通じて放射線管理区域内に放出され、主排気筒に導かれて微量のヨウ素が検出されたものと推定。
- シール水を増加させて、ポンプ内部水の混入量を低減させる。

(保安院の対応及び評価)

- 東京電力による対策について現地の保安検査官による確認を行った結果、東京電力が実施した原因の推定とその対策は妥当であると判断した。今後とも東京電力によるヨウ素濃度の測定結果について確認していく。6月8日現在、主排気筒等からヨウ素は検出されていない。



検査官による排出経路等の確認



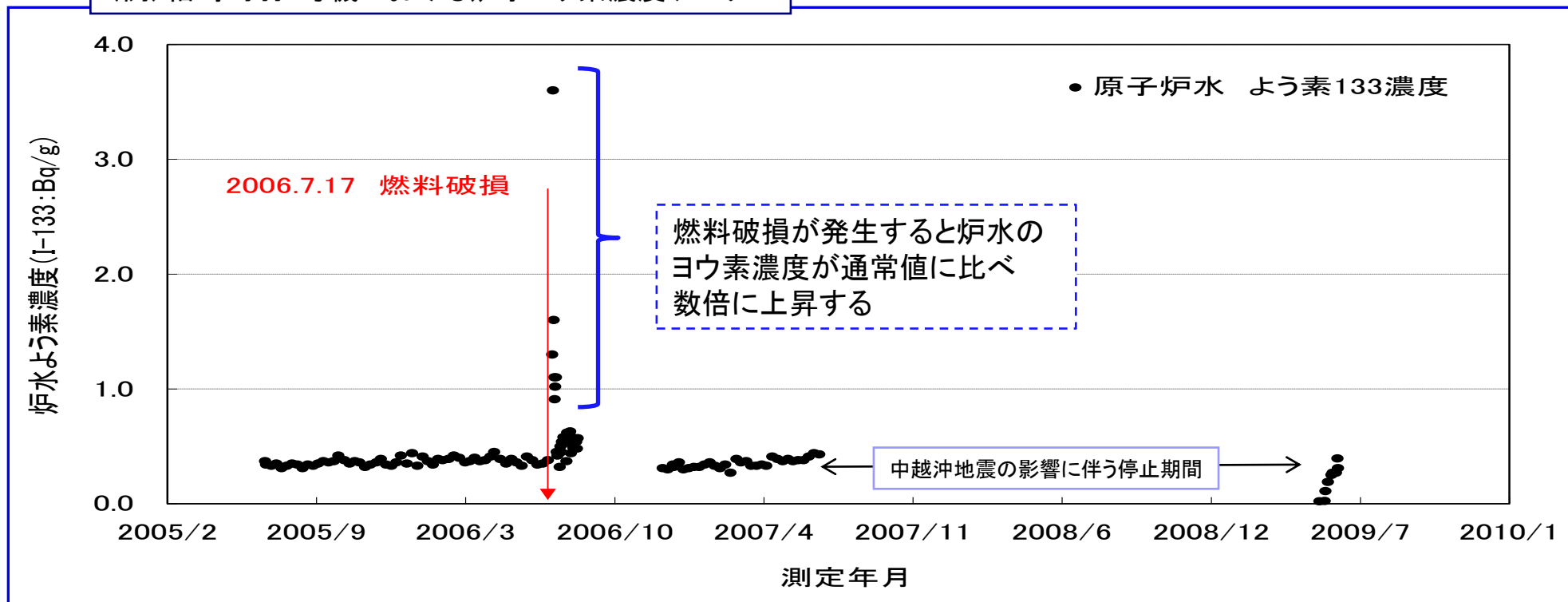
## ⑥主排気筒からのヨウ素133の検出(その2)

現在の原子炉水中のヨウ素濃度は下表の通りで、前サイクルと同様の変動範囲内であり燃料破損はないと評価。

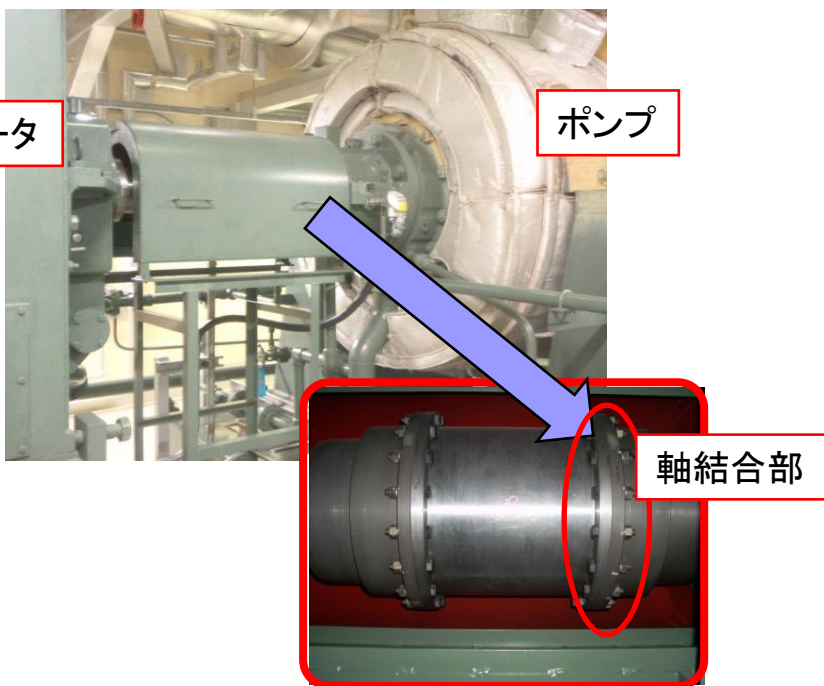
単位：Bq/g

	通常運転中	今回起動時
ヨウ素133濃度	0.3~0.5	0.1~0.4

(例) 柏崎刈羽7号機における炉水ヨウ素濃度データ



## ⑦高圧ヒータドレンポンプ軸結合部からのグリスのにじみ



### 《不適合の内容》

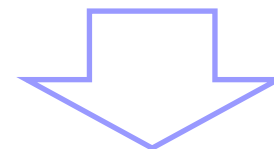
○5月23日、高圧ヒータドレンポンプ(C)のモータとポンプの軸結合部の下部に油にじみが確認された。

○6月2日、ポンプ(B)をさせて、ポンプ(C)を停止し、点検及び手入れを実施、復旧。

### 【原因と対策】

○出力上昇に伴う振動の影響等により、グリスを封じているプラグにゆるみが生じた。

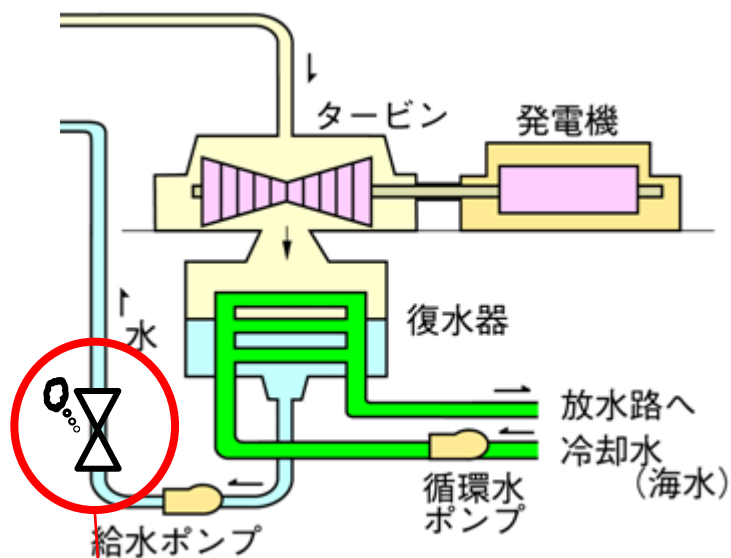
○グリスを補充し、グリスプラグのシールテープの交換、締め付けを行った。



### (保安院の対応及び評価)

グリスの漏えいは微少であり、事象発生から経過監視をするなど管理された状態であり、シールテープの交換・再締め付け後の漏えい確認でも異常は認められなかったことから、東京電力の実施した処置は妥当であると判断する。

## ⑧タービン駆動原子炉給水ポンプ吐出弁からの漏えいについて



湯気状の漏えいが確認された弁

### 《不適合の内容》

- 6月6日 タービン駆動原子炉給水ポンプの巡視点検中に、A系の吐出弁の上蓋付近から、わずかな湯気状の漏えいを確認。
- 湯気に含まれる放射性物質はごく微量であり建屋から外部に放出されていない。

### 【原因と対策】

- 漏えいは弁開度の変化や熱影響による局所の微小な隙間から発生したものと推定※。
- 上蓋のボルト増し締めを実施し、漏えいが停止したことを確認した。

※当該事象は過去他プラントの運転中でも発生しているもので、増し締め等の保全措置により対応している。

### (保安院の対応及び評価)

- 保安院は、東京電力による原因調査、対策の検討、対策実施後の状況確認等に立ち会って確認した結果、東京電力が実施した原因の推定とその対策は妥当であると判断した。



検査官による弁の増し締め状況の確認

## Ⅱ．6号機の耐震安全性及び設備健全性の 確認状況について

# (1). 6号機の耐震安全性の評価結果

# 本日の御説明事項

1. 新しい基準地震動に対する6号機の建物・構築物、機器・配管系の耐震安全性評価結果の概要
2. 原子炉建屋等の基礎地盤の支持能力、津波等の地震随伴事象に関する評価結果の概要
3. 6号機と7号機の耐震安全性評価結果の比較
4. 中越沖地震において6号機の上下動が大きかった要因とその影響について

# 柏崎刈羽原子力発電所の耐震安全性評価の経緯

- 基準地震動及び柏崎刈羽原子力発電所7号機の耐震安全性については、本年1月に保安院において報告書を取りまとめた。
- 本日は、6号機の耐震安全性評価の結果についてご説明。保安院ではこれまで、7号機と同様、以下の検討を実施。
  - ・新しく策定した基準地震動に対する施設の耐震安全性
  - ・耐震安全上重要な施設の基礎地盤の支持能力
  - ・地震に伴う地盤変動によりもたらされる原子炉建屋等の上下変動と傾斜
  - ・津波に対する安全性
- これに加え、6号機固有の課題として、中越沖地震において観測された上下動が大きかった要因とその影響についても検討。
- また、6号機と7号機の耐震安全性評価結果の比較検討も実施。
- こうした課題について、構造ワーキンググループ(以下「構造WG」という。)、合同ワーキンググループ(以下「合同WG」という。)において審議を重ねた結果、保安院として柏崎刈羽原子力発電所6号機の耐震安全性評価等に係る報告書を取りまとめ。

# 1. 新しい基準地震動に対する6号機の建物・構築物、機器・配管系の耐震安全性評価結果の概要

- 原子炉建屋及び機器・配管系の地震応答解析モデルは、中越沖地震時の揺れを再現できる健全性評価に用いたモデルと同様であり、妥当なものであることを確認。
- 建物・構築物、機器・配管の評価対象施設において、地震によって加わる力と、自重や運転状態によって加わる力を合算した力により発生する応力(より安全側に保守的に評価)が評価基準値(実際に破壊が起きるのは更に大きい値)以内であることを確認。
- また、同じABWRであること、同じ基準地震動であることを踏まえ、基準地震動による地震応答解析結果を7号機のものと比較した結果、一部の機器・配管を除き、6号機と7号機の評価は概ね同程度であることを確認し、評価値の差が比較的大きいものの要因の検討を行ったところ、評価手法等の違いによるものであることを確認。
- さらに、6号機の上下動が大きくなった要因について検討した結果、原子炉建屋のロッキング振動の周期に相当する6号機の水平方向の地震動が7号機に比較して大きくなる傾向にあったこと等が要因であると推定。また、ロッキング振動を考慮しても耐震安全性に問題がないことを確認した。

以上のことから、耐震安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系は耐震安全性が確保されるものと判断した。



## 2. 原子炉建屋等の基礎地盤の支持能力、津波等の地震随件事象に関する評価結果の概要

(原子炉建屋の基礎地盤の支持能力)

6号機の基礎地盤は、地震によって破壊したりすべりを起こしたりせず、原子炉建屋などを安全に支えることができるだけの支持力があることを確認。

(地震随件事象)

○地震に伴い発生する津波に対して、6号機の安全に影響がないことを確認。

具体的には、次の点を確認した。

- 東京電力が用いた津波評価の解析モデルは過去の津波を再現できること
- 津波による最大高さは、満潮時においても、6号機の重要施設の設置高さよりも十分低いこと
- 干潮時に津波により水位が低下した場合でも、原子炉の冷却に必要な水を取れること

○地震による地盤変動に伴う原子炉建屋等の傾斜については、安全上問題はないと判明。

具体的には、次の点を確認した。

- 地震による地盤変動に伴う原子炉建屋等の傾斜は、6号機の原子炉建屋で最大1/1500、タービン建屋で最大1/2300。
- これよりも大きい1/1000の傾斜の場合の建屋や安全上重要な機器への影響を評価したところ、影響は極めて小さく、原子力発電所の安全機能が損なわれないこと。

### 3. 6号機と7号機の耐震安全性評価結果の比較（1 / 5）

7号機と同じABWRであること、同じ基準地震動であることを踏まえ、基準地震動による6号機の地震応答解析結果等を7号機のものと比較。

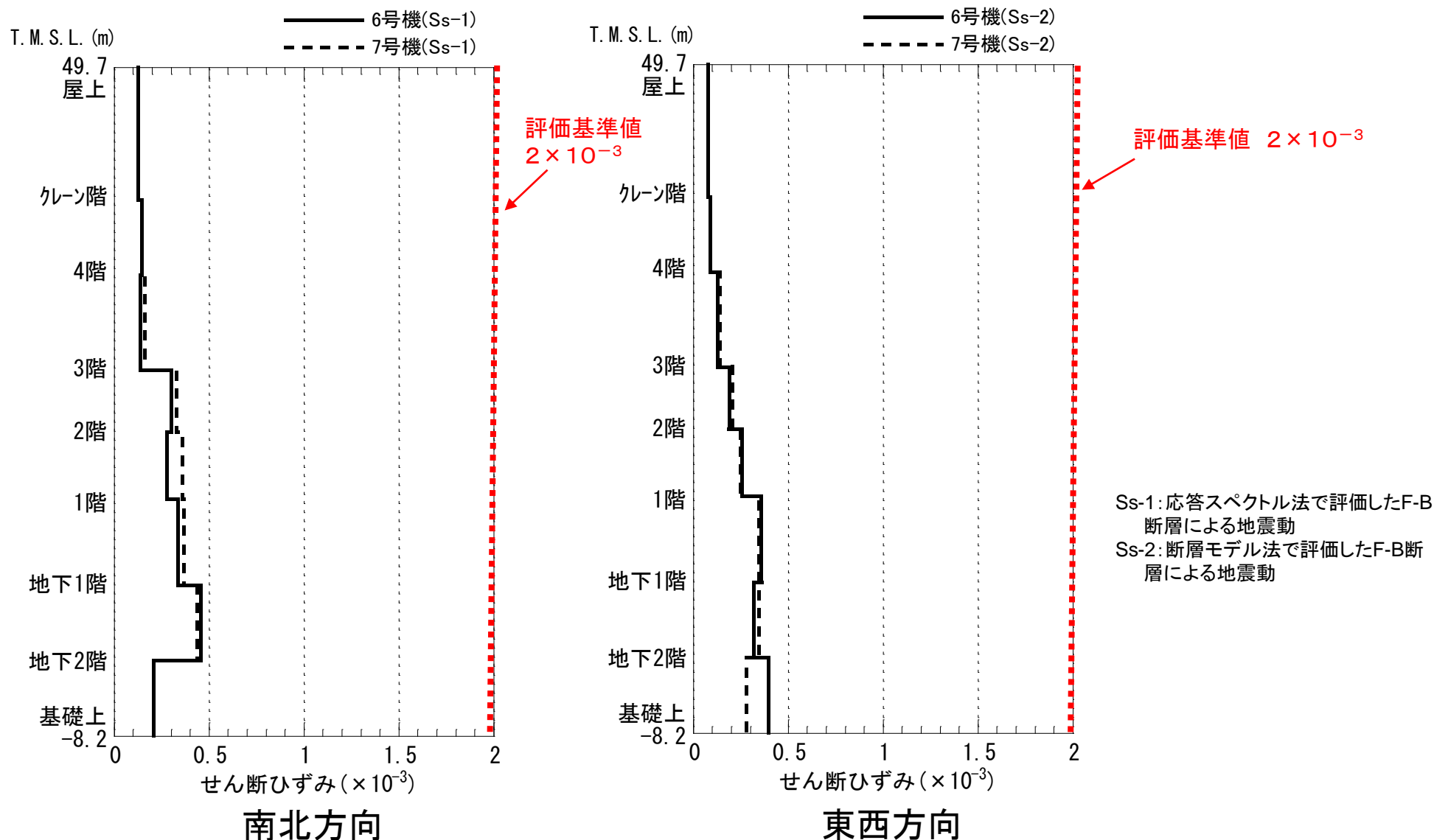
#### 〈6号機と7号機の評価値が異なった理由〉

1. 評価手法の違い
  - 設計時と同様に設備に加わる全ての荷重を考慮した詳細な評価手法
  - 一部の荷重の比を用いた簡易的で保守的な評価手法
2. 解析条件の違い
  - 設備の減衰定数
3. 評価対象設備の構造の違い
  - 評価対象である配管の引き回し
  - サポートの取付位置・構造
  - 機器の重量

### 3. 6号機と7号機の耐震安全性評価結果の比較 (2 / 5)

<解析結果の比較例(1): 原子炉建屋外壁の最大応答せん断ひずみの比較>

6号機と7号機のせん断ひずみに顕著な差は見られない。



※南北、東西それぞれの方向で最大応答せん断ひずみを生じるSsの解析結果を記載。

### 3. 6号機と7号機の耐震安全性評価結果の比較（3 / 5）

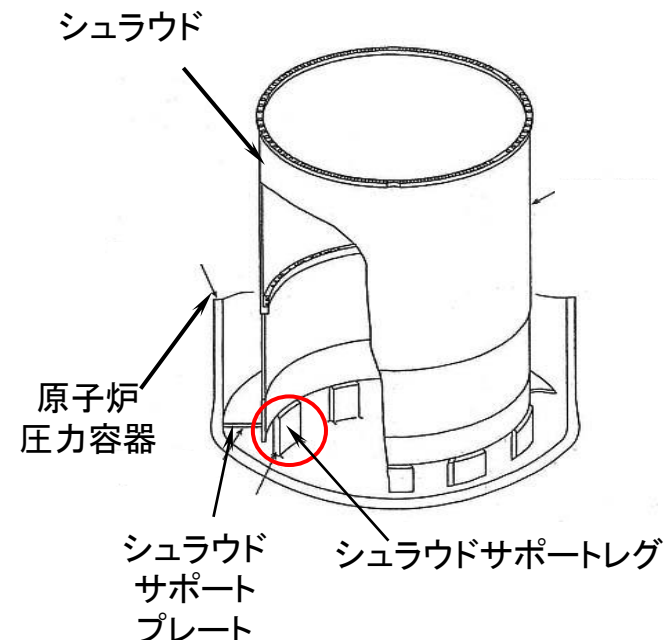
＜解析結果の比較例(2)：シュラウドサポートの評価の例(応力の評価方法の違い)＞

#### 6号機：簡易評価

- 設計時と新しい基準地震動 $S_s$ 評価時の水平、鉛直の加速度の比のうち、大きい方の値を、設計時の地震による応力に乘じ、これに地震以外の荷重による応力を組み合わせる。

#### 7号機：詳細評価

- 設計時と同様に、地震応答解析により求まる地震荷重に基づき有限要素法解析を行い地震による応力を算出し、これに地震以外の荷重による応力を組み合わせる。



➡ 6号機は応答比を用いた簡易な評価を実施しているため、詳細な評価を行った7号機より発生値が大きい

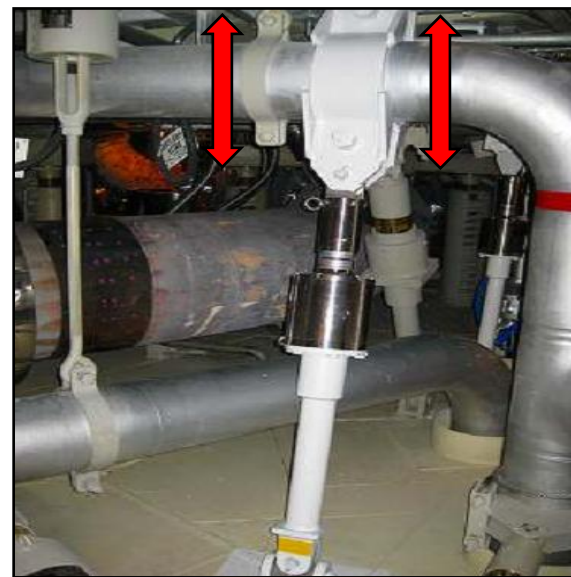
評価対象設備	6号機				7号機			
	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	170	260	レグ	軸圧縮	51	260

### 3. 6号機と7号機の耐震安全性評価結果の比較 (4 / 5)

<解析結果の比較例(3):主蒸気系逃がし安全弁駆動部(配管のサポート取付位置等の違い)>



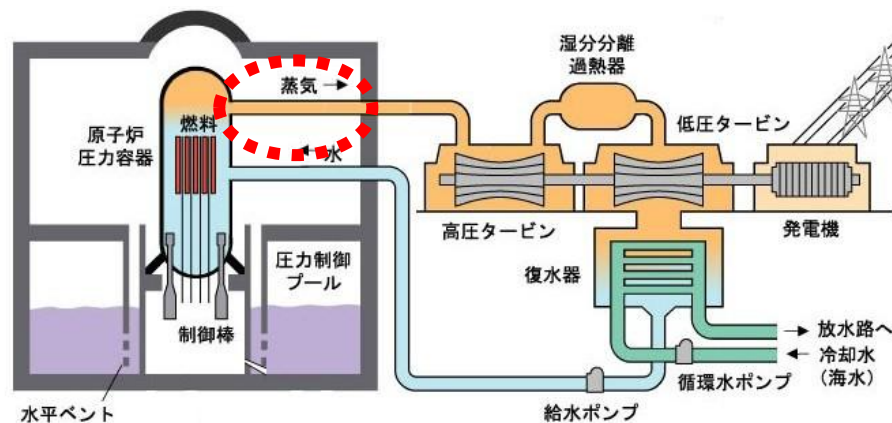
(配管の軸方向(赤色矢印)の振動を弱めるためのサポート取付例)



(配管の上下方向(赤色矢印)の振動を弱めるためのサポート取付例)

#### 耐震安全性評価結果値

評価対象	加速度確認部位	水平加速度(G)		上下加速度(G)	
		応答加速度	評価基準値	応答加速度	評価基準値
6号機	弁駆動部	4.71	9.6	2.89	6.1
7号機	弁駆動部	6.32	9.6	1.53	6.1



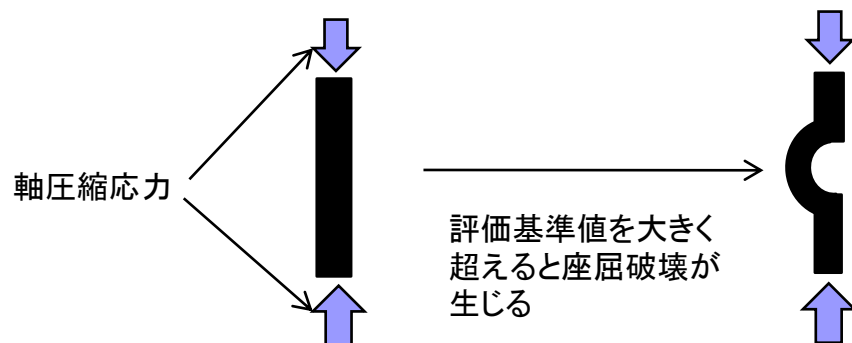
ABWR模式図

### 3. 6号機と7号機の耐震安全性評価結果の比較 (5 / 5)

＜解析結果の比較例(4):再循環ポンプ (解析条件の違い)＞

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力(MPa)		評価基準値(MPa)
			6号機	7号機	
原子炉再循環ポンプケーシング	ケーシング	軸圧縮応力※	148	195	207

※ 軸圧縮応力 : 物体を上下方向に押し縮めようとする力



再循環ポンプの解析条件の比較

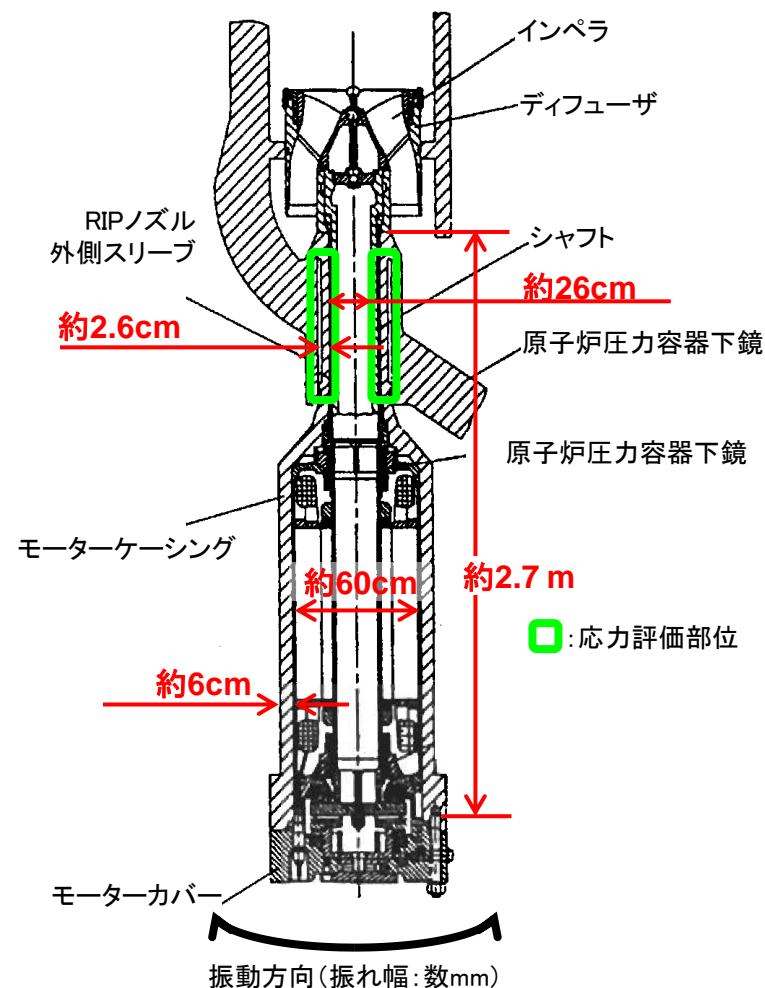
号機	減衰定数※	重量
6号機	3%	約6800kg
7号機	1%	約7200kg

※ 減衰定数は、揺れのエネルギーが材料の減衰に加え、内部構造物のガタつきや摩擦による減衰等によって消失する程度を表す。

減衰定数が大きいと揺れのエネルギーの消失の程度が大きくなるため、ケーシングの最大の揺れの大きさも小さくなり、その揺れにより発生する力も小さくなる。

保安院は、過去の振動試験結果や学会基準等を踏まえ、減衰定数を3%、1%とした解析はいずれも妥当と判断。

(注)7号機で減衰定数を3%とした場合の発生応力は、183MPa



原子炉再循環ポンプ構造図



## 4. 中越沖地震において6号機の上下動が大きかった要因とその影響について (1/4)

6号機原子炉建屋の上下動が他に比べて大きかった理由は、地震動による上下動と、ロッキング振動の上下動が組み合わさったため。

※ロッキング振動とは、建物の横揺れにより建物が回転するように振動し、その結果、建物の中心から外れた部分でその影響が縦揺れとして現れる現象。

○ 基礎版上で観測された上下動記録は、

上下動記録 = ロッキング振動による上下動 (A) + 純粋な上下地震動 (B)

○ 基礎版上の上下動記録を解析により分解しロッキング振動による上下動を取り除いてみると、上下動に大きな差が見られなくなるなどから、6号機の上下動が大きかったのは、地震時の水平動による原子炉建屋のロッキング振動による影響が大きかったと推定。

建屋のロッキング振動による上下動 (A)

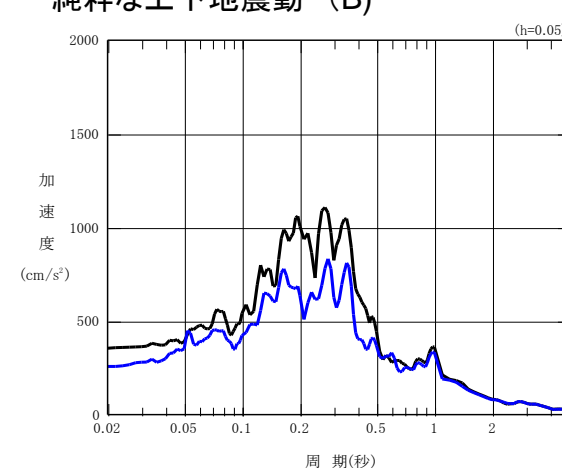
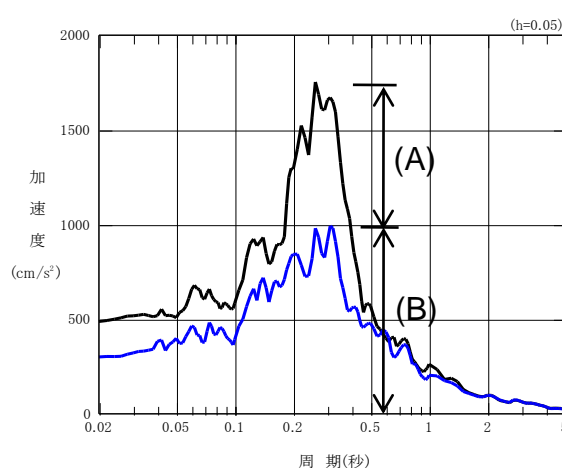
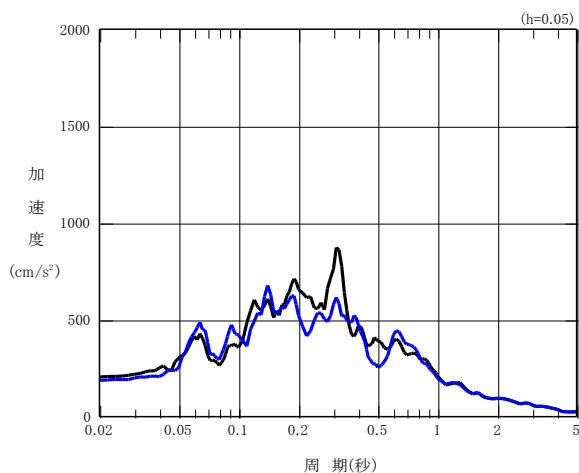
原子炉建屋

ロッキング振動

純粋な上下地震動 (B)

中越沖地震時の基礎版上の上下動記録 (A) + (B)

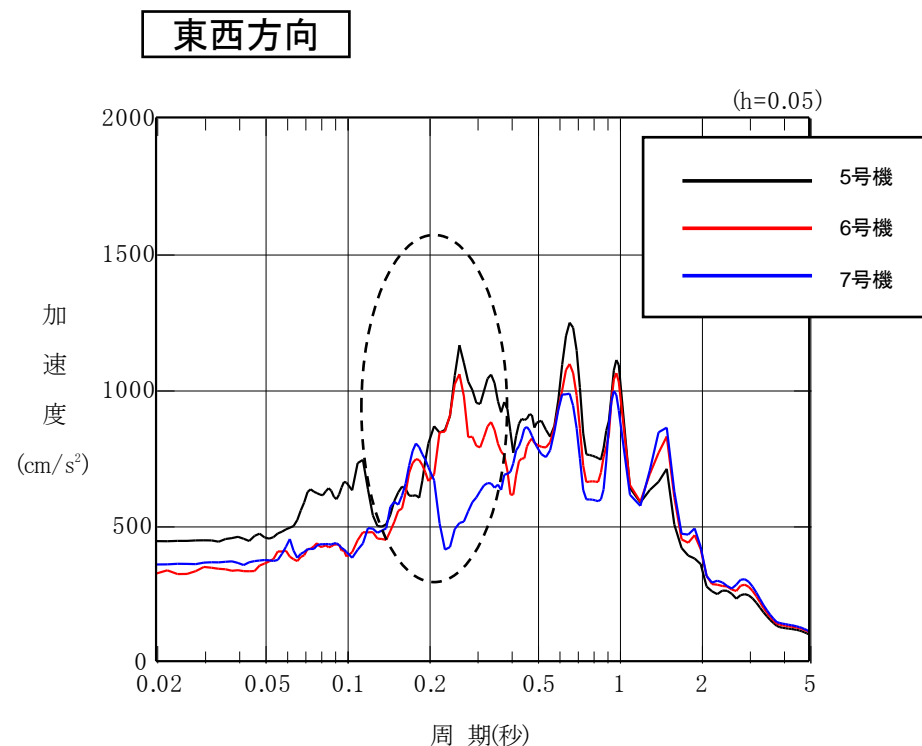
純粋な上下地震動 (B)



## 4. 中越沖地震において6号機の上下動が大きかった要因とその影響について (2 / 4)

＜同じ出力のABWRである6号機と7号機について、6号機のロッキング振動が7号機よりも大きい要因＞

- 6号機の原子炉設置位置における水平方向の地震動は7号機の原子炉設置位置の地震動に比べて、東西方向の周期0.3秒付近において大きかった。
- 敷地地盤の褶曲構造により、この周期に相当する水平方向の地震動は6号機の方が7号機より大きくなる傾向があると推定された。
- 原子炉建屋のロッキング振動の固有周期は0.3秒付近であることから、6号機の方が7号機よりロッキング振動の影響が大きかったと考えられる。



基礎版上における加速度応答スペクトル

## 4. 中越沖地震において6号機の上下動が大きかった要因とその影響について (3 / 4)

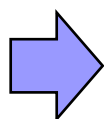
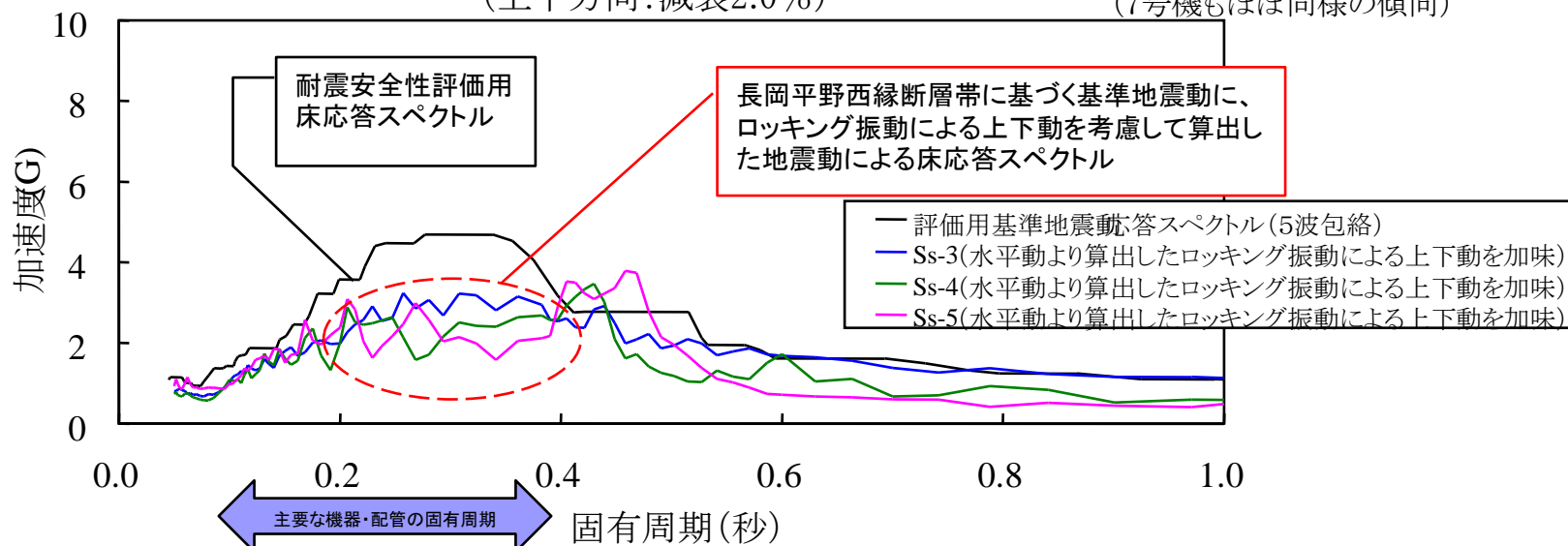
### < ロッキング振動による設備への影響 >

#### (1) 応答スペクトルによる比較検討

- ・ 柏崎刈羽原子力発電所における基準地震動として海域のF-B断層に基づくSs-1~2と陸域の長岡西縁断層帯に基づくSs-3~5を策定。
- ・ F-B断層を考慮して策定した基準地震動Ss-1~2は、ロッキング振動を含む中越沖地震時の観測記録に基づき策定していることから、ロッキング振動の影響を考慮している。
- ・ 他方、長岡平野西縁断層帯を考慮して策定した基準地震動Ss-3~5については、ロッキング振動の影響を確認する必要がある。
- ・ このため、基準地震動に基づき耐震安全性評価に用いた評価用床応答スペクトル(全ての基準地震動を包絡させ、さらに周期軸方向に±10%拡幅)と長岡平野西縁断層帯に基づく基準地震動にロッキング振動による上下方向を加えた床応答スペクトルを比較した。

6号機 原子炉建屋基礎版上の床応答スペクトル  
(上下方向:減衰2.0%)

(7号機もほぼ同様の傾向)



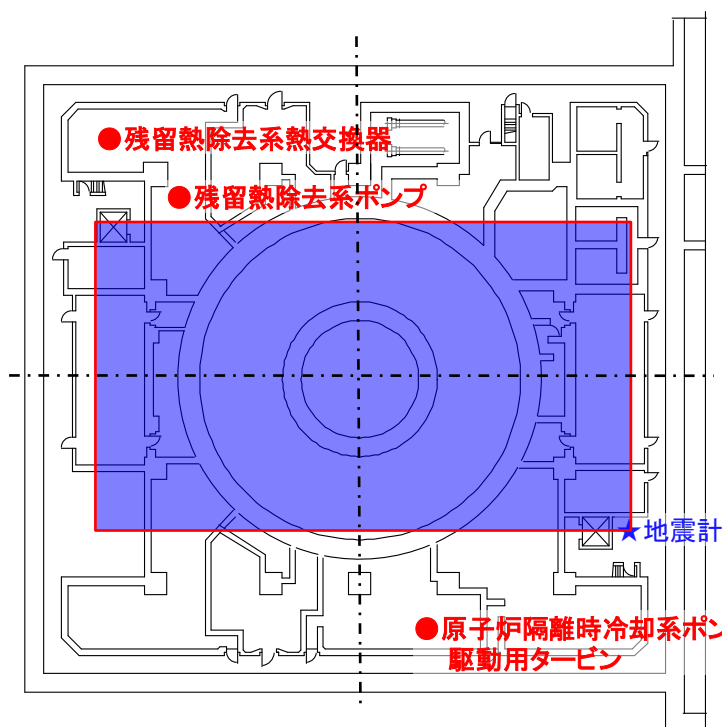
- ・ 機器・配管系の固有周期帯(～0.4秒)では、評価用床応答スペクトルが、ロッキング振動を考慮した基準地震動3～5の床応答スペクトルを包絡。
- ・ Ss-3～5の応答スペクトルにロッキング振動を考慮しても、機器・配管系の耐震安全性評価に対する影響はない。

## 4. 中越沖地震において6号機の上下動が大きかった要因とその影響について (4 / 4)

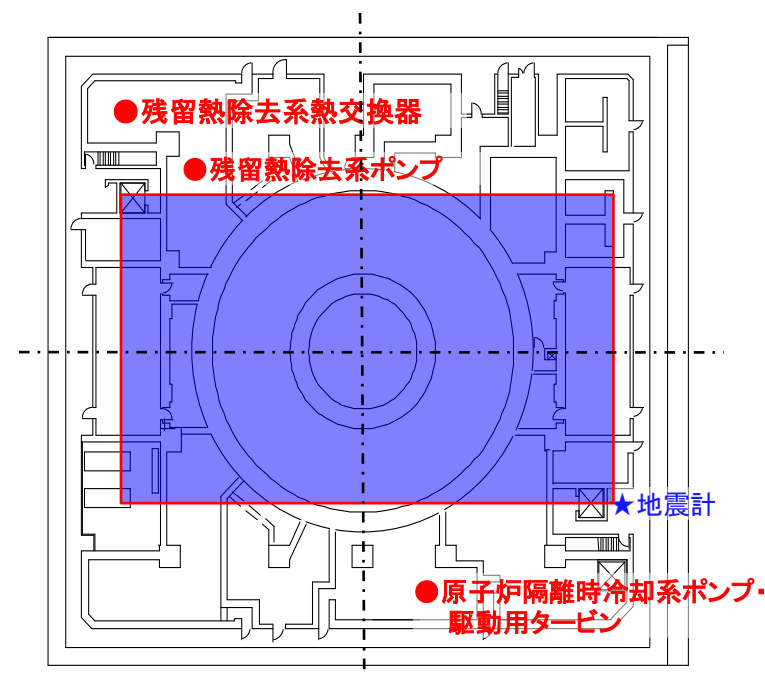
＜ロッキング振動による設備への影響＞

(2) 地震計の位置による影響の確認結果

- 建屋中心から地震計よりも距離が離れている残留熱除去系熱交換器などの設備についても、増幅された上下動による応力は耐震安全性評価における評価基準値を下回り、耐震安全性は確保されていることを確認。



6号機地下3階 (TMSL -8,200)

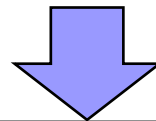


7号機地下3階 (TMSL -8,200)

(注) 残留熱除去系熱交換器およびポンプは3系統のうち1系統のみ示している。

# まとめ

- 6号機の耐震安全評価に使った解析モデルは妥当であることを確認。
  - 中越沖地震の揺れを再現できるモデルと同様。
- 地震によって加わる力と、設備の自重や運転状態によって加わる力を合わせたものにより発生する応力が、評価基準値以内であることを確認。
- 6号機と7号機の解析結果を比較し、同程度であることを確認。
  - 7号機の解析結果と異なっている場合は、その理由が適切であるか確認。
- 中越沖地震において6号機の上下動が大きかったことを考慮しても安全性に問題がないことを確認。
  - 敷地地盤の特性による水平動の違いにより、6号機の建屋のロッキング振動が大きかったため、6号機の上下動が7号機に比較して増加と推定。

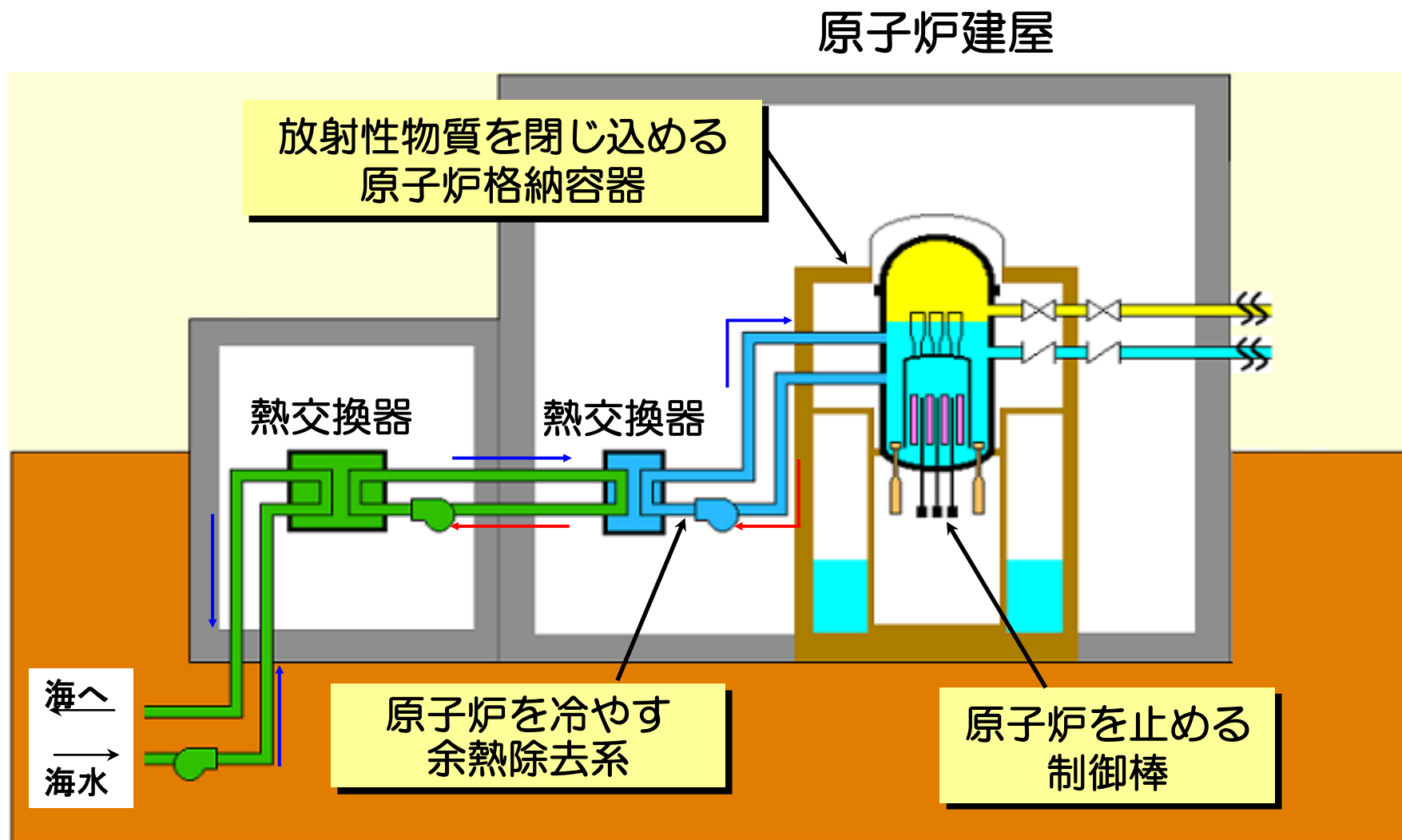


以上のことから、6号機の耐震安全上重要な建物・建築物及び機器・配管系は新しい基準地震動に対しても耐震安全性が確保されるものと判断。

# 参考資料



# 止める、冷やす、閉じこめるとは



指し示しているものは、その機能を担う代表的なもの

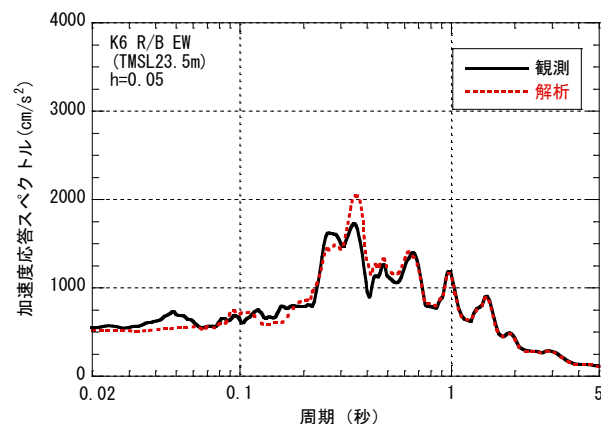
# 解析モデルについて

解析モデルは妥当か。

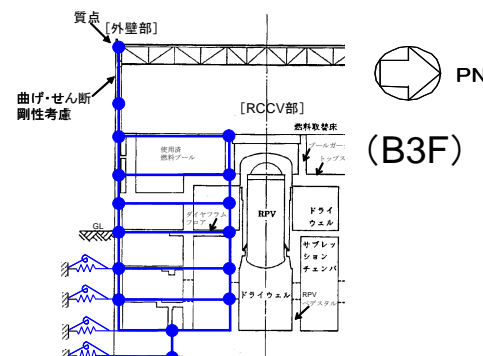
➡ 7号機と同様、以下の点を確認

## 原子炉建屋の地震応答解析モデル

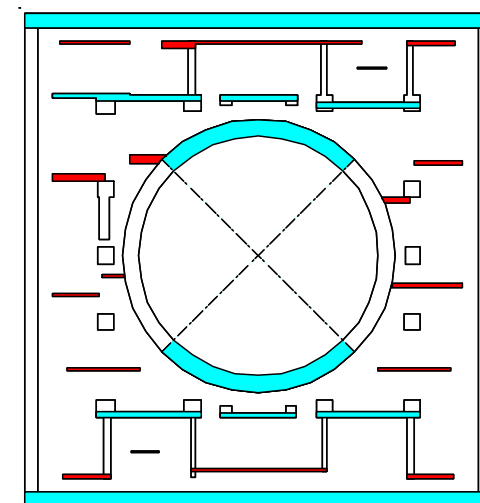
- 原子炉建屋の解析モデルは、中越沖地震時の原子炉建屋の観測記録を再現できること確認している。
- 設計時には耐震要素として考慮していない補助壁についても、耐震要素として考慮している。
- 設計時にはコンクリートの設計基準強度をもとに算定していた鉄筋コンクリート部の剛性を、コンクリートの実際の平均的な強度をもとに見直している。



中間階における観測記録と解析結果の加速度応答スペクトルの比較



建屋解析モデル(南北方向)



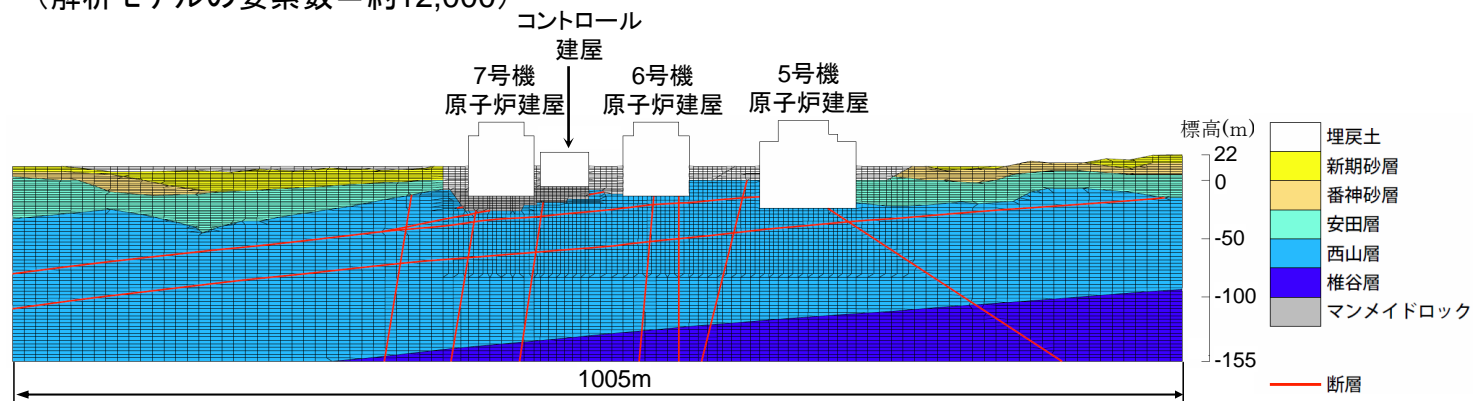
剛性を評価する壁の範囲(南北方向)

- : 耐震壁として剛性を評価する範囲 (設計時と同じ)
- : 補助壁として剛性を評価する範囲

# 原子炉建屋基礎地盤の支持能力（１）

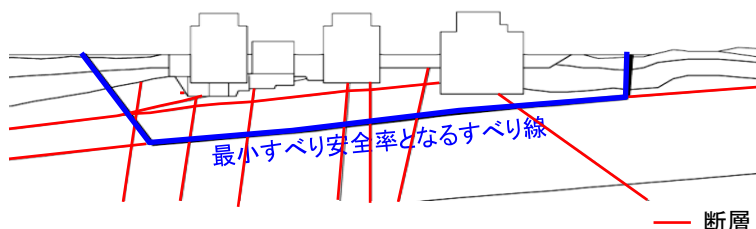
6号機の基礎地盤は、地震によって破壊したりすべりを起こしたりせず、原子炉建屋などを安全に支えることができるだけの支持力があることを確認した。

## ○解析モデル（解析モデルの要素数＝約12,000）



地層や断層等を適切に反映した解析モデルであることを確認

## ○すべり安全率



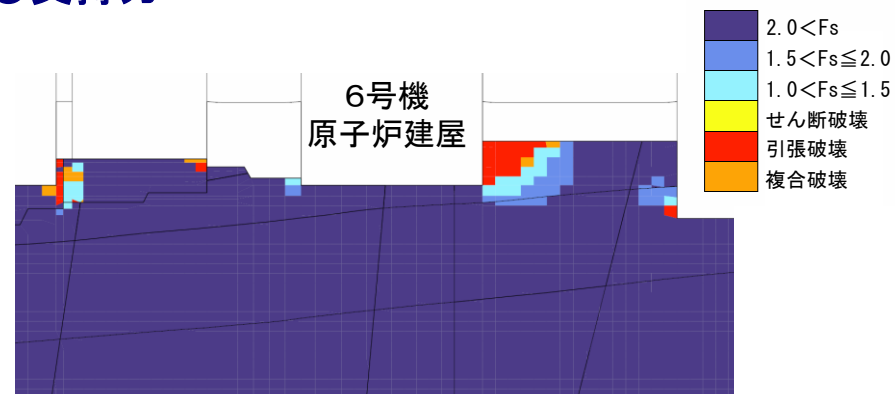
$$\text{※すべり安全率} = \frac{\text{すべり線に沿うすべり抵抗力(せん断強度)}}{\text{すべり線に沿ってすべらそうとする力(せん断力)}}$$

最小すべり安全率: 1.6 > 評価基準値 1.5

〔 2次元の有限要素法による建屋基礎底面及び断層沿いのすべりに対する評価の結果、最もすべり安全率が小さいケース。3次元効果を考慮した場合、安全率は3程度。 〕

# 原子炉建屋基礎地盤の支持能力（2）

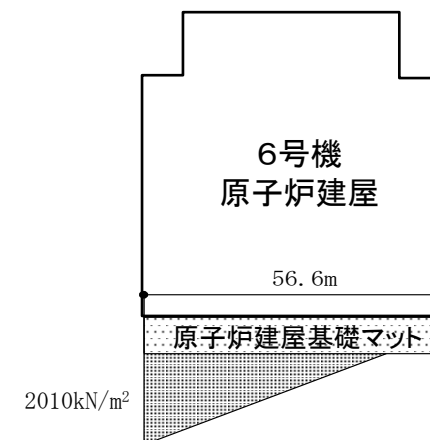
## ○支持力



要素ごとの安全係数の分布

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。

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



原子炉建屋地震応答解析に基づく最大接地圧

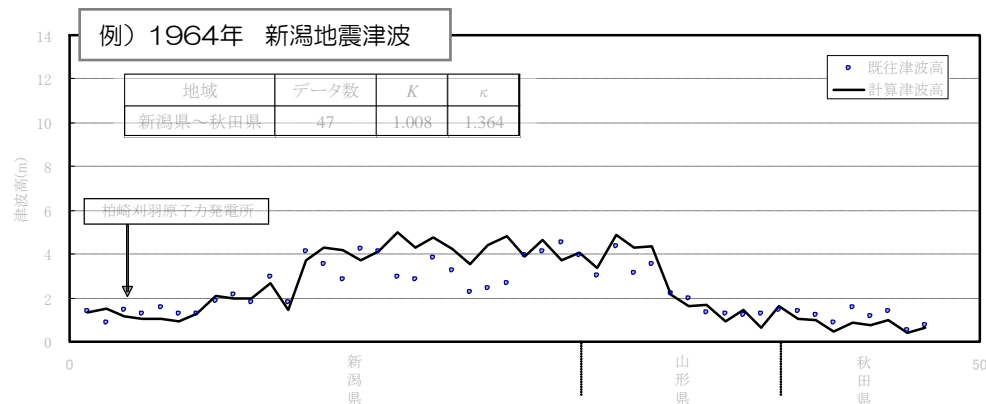
6号機の地盤の支持力の最大荷重は5982kN/m<sup>2</sup>であるところ、原子炉建屋地震応答解析に基づく最大接地圧は2010kN/m<sup>2</sup>であり、地盤の支持能力は確保される。

# 津波に対する安全性

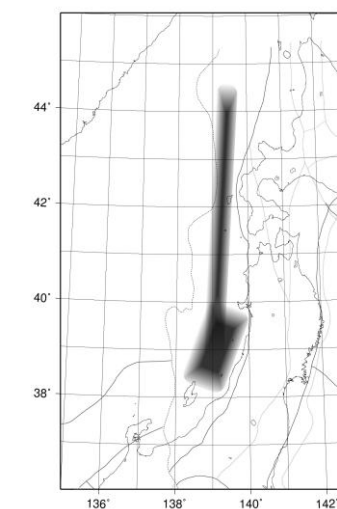
地震に伴い発生する津波に対して、6号機の安全に影響がないことを確認した。具体的には、

- ・東京電力が用いた津波評価の解析モデルは過去の津波を再現できること
- ・津波による最大高さは、満潮時においても、6号機の重要施設の設置高さよりも十分低いこと
- ・干潮時に津波により水位が低下した場合でも、原子炉の冷却に必要な水を取れることを確認した。

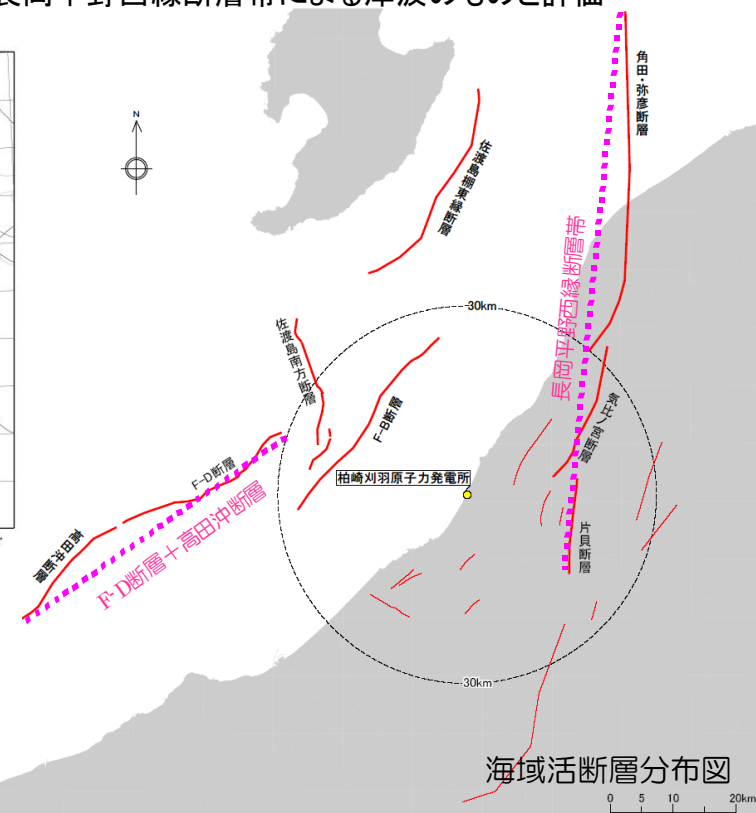
既往津波の痕跡高との比較により再現性を検証し、解析手法は妥当であることを確認



パラメータスタディ等により、発電所において最高水位を示すのは日本海東縁部の地震活動域に想定される津波であり、最低水位を示すのは海域活断層のうち長岡平野西縁断層帯による津波のものと評価



日本海東縁部の地震活動域  
(土木学会(2002))

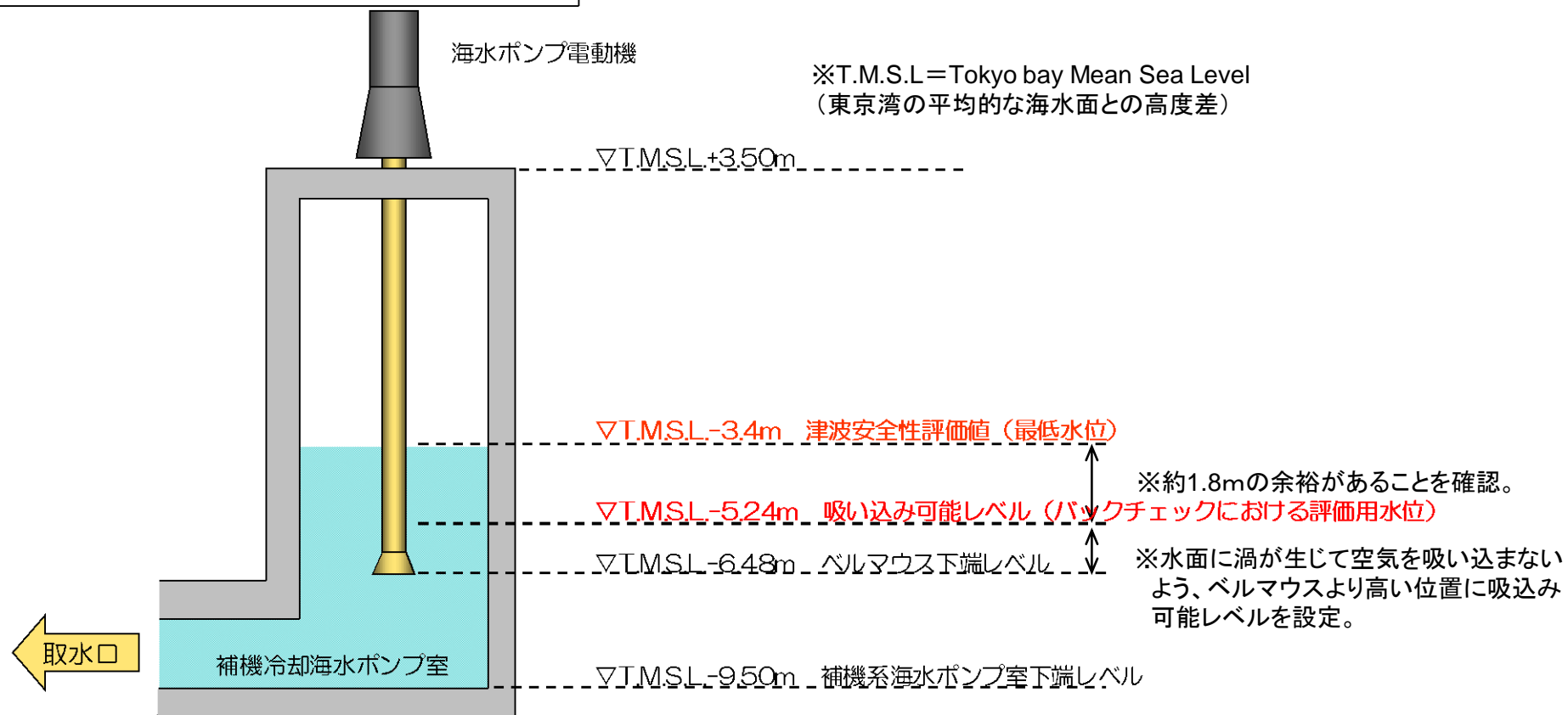


# 6号機の取水口前面における津波水位

	日本海東縁部の地震活動による津波の高さ	海域活断層による津波の高さ	比較対象
最高水位	<b>+3.1m</b>	+1.9m	原子炉建屋等重要施設設置レベル: +12.0m
最低水位	-2.7m	<b>-3.4m</b>	原子炉補機冷却海水ポンプの吸い込み可能レベル: -5.24m

※数値は、東京湾の平均海面を基準とした標高を表す。

6号機原子炉補機冷却海水ポンプ設置レベル





# 地震に伴う原子炉建屋等の上下変動と傾斜について（１）

想定される  
建屋傾斜

=

現状の建屋傾斜  
(実測値)

+

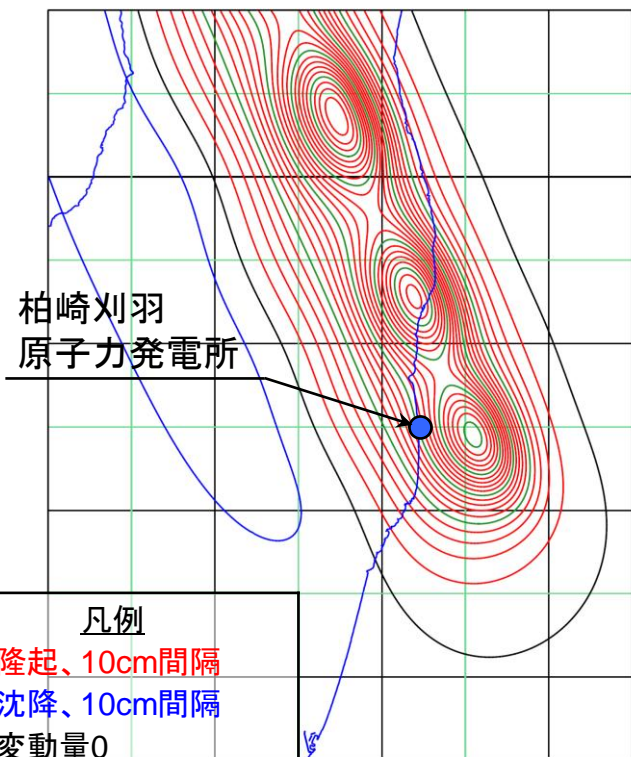
想定地震発生時の建屋傾斜

想定地震による  
地盤変動量

+

地盤変動のばらつき

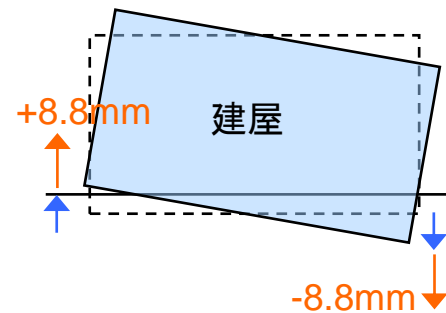
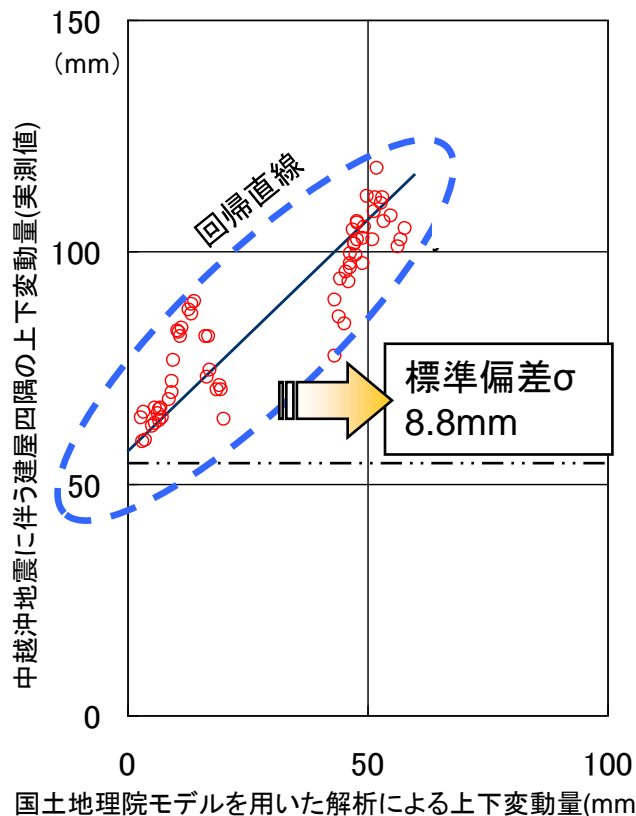
長岡平野西縁断層帯(傾斜角35度)の解析結果



- 凡例
- 赤: 隆起、10cm間隔
  - 青: 沈降、10cm間隔
  - 黒: 変動量0
  - 緑: 隆起、50cm間隔

国土地理院モデル※を用いた解析結果  
に対する建屋四隅の変動量のばらつき

\* 国土地理院が公表した  
中越沖地震の震源断層モデル



想定地震による変動量(→)に  
中越沖地震に伴う建屋四隅の  
上下変動量のばらつき(→)を  
傾斜が厳しくなるように加算



想定地震発生時の  
建屋の傾斜変化量を算定

# 地震に伴う原子炉建屋等の上下変動と傾斜について（２）

地震に伴う地盤変動によりもたらされる６号機の原子炉建屋、タービン建屋及びコントロール建屋の最大傾斜は下表のとおり。

## 検討した断層モデル

- ・ F-B断層（長さ36km）
- ・ 長岡平野西縁断層帯（長さ91km, 傾斜角50度）
- ・ 長岡平野西縁断層帯（長さ91km, 傾斜角35度）
- ・ 国土地理院拡張モデル※

※国土地理院が公表した中越沖地震の震源断層モデル（南東傾斜の断層27km, 北西傾斜の断層10km）を、F-B断層（36km）相当に拡張したモデル（断層長さとすべり量を36/27倍に拡張）

## 建屋傾斜評価結果 （6号機）

	最大建屋傾斜	想定した活断層
6号機原子炉建屋	1/1,500	長岡平野西縁断層帯 （傾斜角35度）
6号機タービン建屋	1/2,300	長岡平野西縁断層帯 （傾斜角35度）

○これよりも傾斜の大きい1/1000の傾斜により、建屋や安全上重要な機器への影響を評価したところ、影響は極めて小さく、原子力発電所の安全機能が損なわれないことを確認。

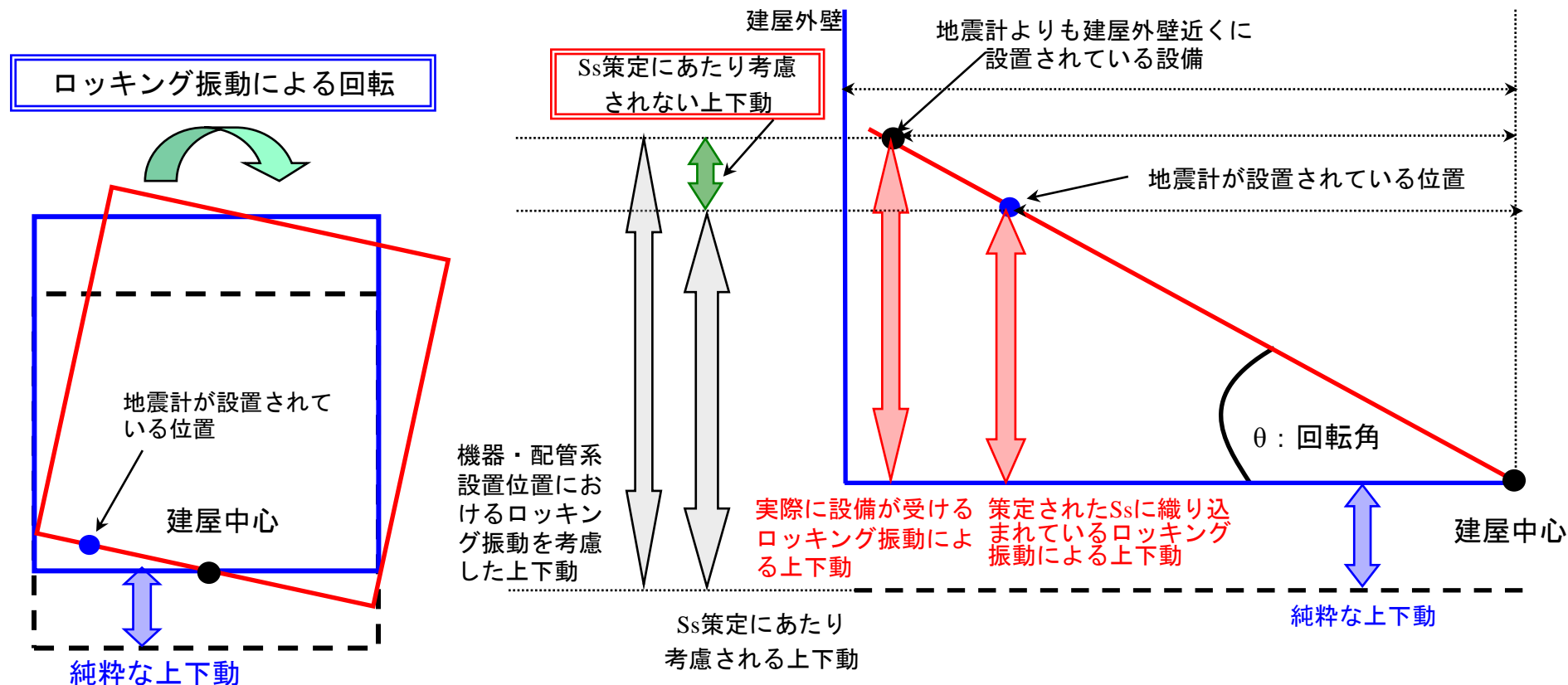
○したがって、地震による地震変動に伴う原子炉建屋等の傾斜については、安全上問題はないと判明した。

# 中越沖地震において6号機の上下動が大きかった要因とその影響について

## ＜ロッキング振動による設備への影響＞

### 地震計の位置による影響の検討

基準地震動 $S_s$  ( $S_s-1, 2$ )は、新潟県中越沖地震の観測記録を考慮して策定しており、地震計設置位置でのロッキング振動の影響は含まれているが、地震計よりも建屋外壁近くに設置されている設備に対しては、入力地震動は上下動がより大きくなることが考えられるため、ロッキング振動を考慮した場合の影響を検討した。



- 原子炉建屋床面かつ建屋外壁近くに設置されている設備を抽出。
- 上下動の増加割合 ( $\beta$ )と耐震安全性評価の裕度 ( $\alpha$ )を比較することにより検証。
- $\beta < \alpha$ であれば耐震安全性に問題はないと判断される。
- 地震動による発生応力が仮に $\beta$ 倍になったと仮定して裕度 $\alpha$ と比較。地震動による発生応力は水平方向も含むので、これを $\beta$ 倍することは水平方向の応力も大きくしたことになり保守的に評価。

# 中越沖地震において6号機の上下動が大きかった要因とその影響について

## < ロッキング振動による設備への影響 >

### 地震計の位置による影響の確認結果

ロッキングの影響により上下動が増幅しても、増幅された上下動は耐震安全性評価における評価基準値を下回り、耐震安全性は確保されている。

#### 6号機

評価対象設備	耐震安全性評価の発生値に対する評価基準値の倍率 ( $\alpha$ )	ロッキングにより上下動が増加する率 ( $\beta$ )	検討結果
残留熱除去系熱交換器	2.53	1.31	○
残留熱除去系ポンプ	11.68		○
原子炉隔離時冷却系ポンプ	2.59		○
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	3.31		○

#### 7号機

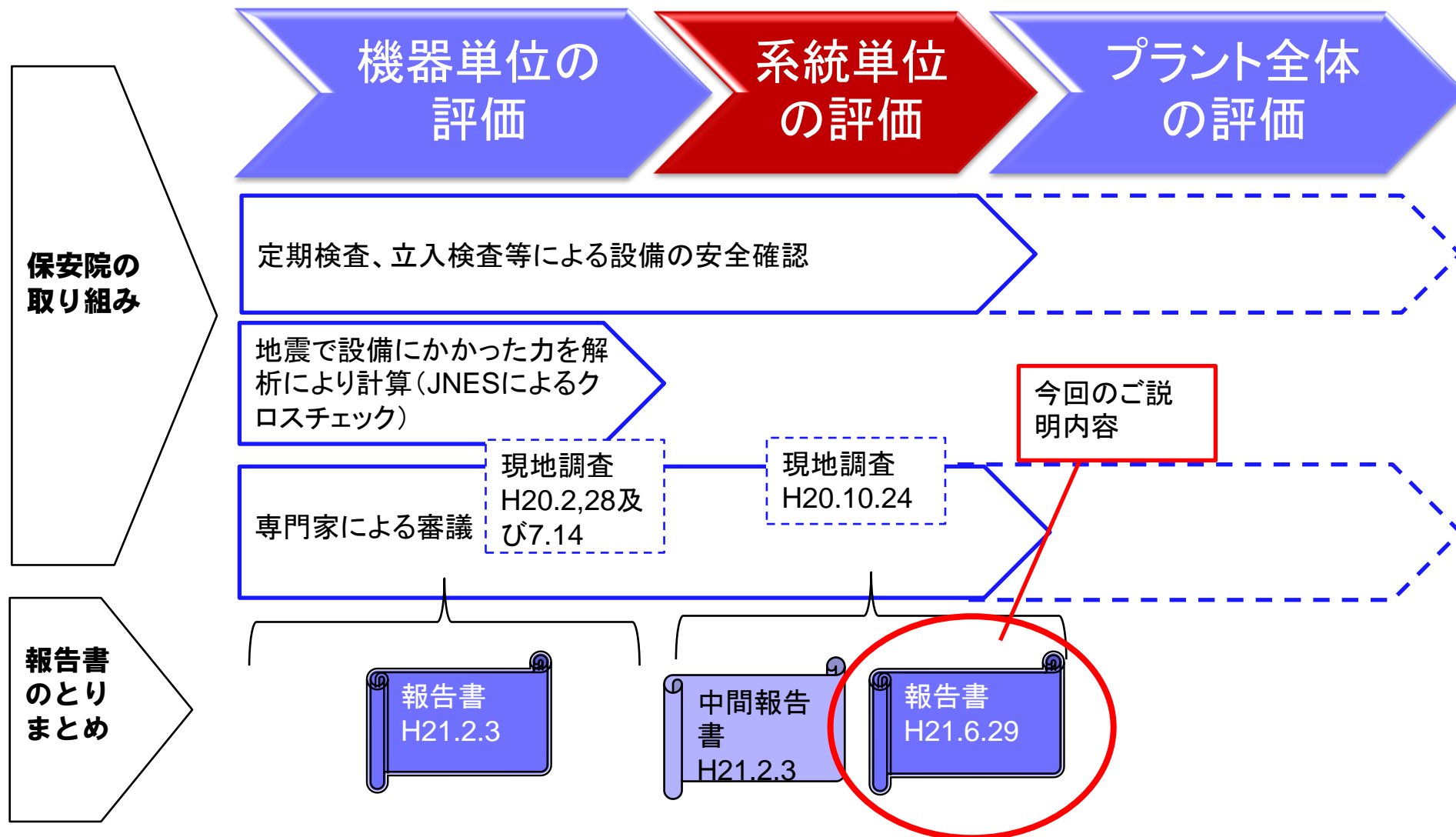
評価対象設備	耐震安全性評価の発生値に対する評価基準値の倍率 ( $\alpha$ )	ロッキングにより上下動が増加する率 ( $\beta$ )	検討結果
残留熱除去系熱交換器	1.42 ※	1.32 ※	○
残留熱除去系ポンプ	25.00		○
原子炉隔離時冷却系ポンプ	5.23		○
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	7.79		○

※ 残留熱除去系熱交換器の発生値は応答倍率法による値であり、実際の $\alpha$ の値は1.42よりも大きくなる。

※ また、 $\beta$ の算出においては、対象設備の位置ではなく、より遠方の建屋最外周の距離を用いて設定されていることから、実際の対象設備の $\beta$ は1.32よりも小さくなる。

## (2). 6号機の設備健全性の確認状況

# 6号機に係るこれまでの検討経緯

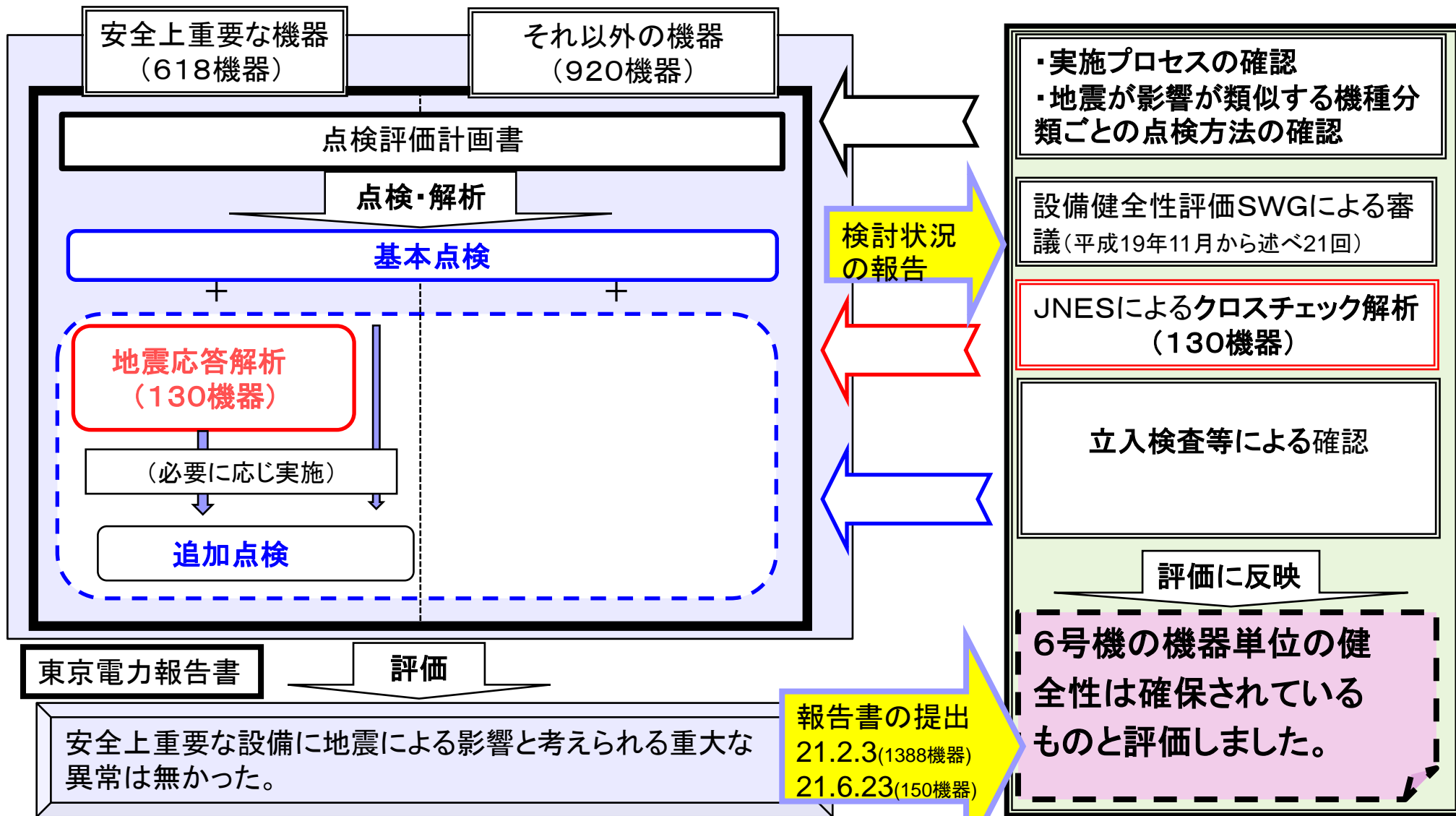




# 1. 機器単位の評価（全体像）

（東京電力の対応） 評価対象機器：1538機器（約1540機器）

（保安院の対応）



# 1. 機器単位の評価（評価の方針）

## ①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）

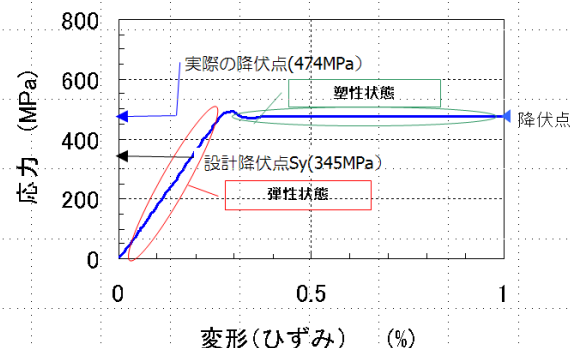
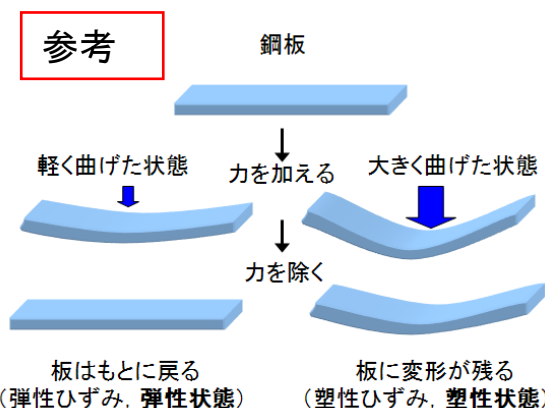
点検と地震応答解析を実施し、総合的に健全性を評価する。

	点検の結果、技術基準上要求される構造、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、技術基準上要求される構造、機能に影響を及ぼす損傷が認められた場合
今回の地震における床応答を元に、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)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
今回の地震における床応答を元に、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)	

## ②その他の設備

適切な点検を行い、健全性を評価する。

※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。



## 2. 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（その1）

※燃料装荷前に実施するもの（現在）



燃料装荷の実施



### 2. 系統単位の評価（その2）

※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(26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
- ・ 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 **18項目**※

→ここまでの保安院の確認結果をとりまとめた中間報告書(結果:良)を、2月3日にとりまとめました。

- ・ 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 **7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。

→6月29日、系統機能試験の保安院の確認結果についてとりまとめました。

## 2. 系統機能試験に対し保安院は何を確認・評価したのか？

- ① 系統試験計画書の妥当性
- ② 燃料装荷等における安全性確認
- ③ 系統機能試験(26項目)
- ④ 系統機能試験中に実施された設備点検(約150機器)



上記の項目について、定期検査、立入検査等により、確認を行いました。

## ① 系統機能試験計画書の妥当性

試験計画書の記載事項については、技術基準で要求される系統単位で担うべき安全機に対する要求はすべて確認でき、かつ地震影響を適切に評価する計画になっていると評価しました。

## ② 燃料装荷等における安全性確認

燃料の健全性の確認

燃料の移動にあたっての安全性の確認

燃料を装荷した状態での原子炉の安全機能の確認




燃料装荷作業への立ち会い

保安院は燃料の装荷作業の工程に、実際に立ち会って、安全確認を行いました。



### ③系統機能試験(26項目)

系統機能試験26試験項目が終了し、**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ました。**

安全項目	系統機能試験項目	国の評価
止める	<p>《検査実施済み》</p> <p>①ほう酸水注入系機能検査、②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。)、③原子炉停止余裕検査、④制御棒駆動機構機能検査、⑤制御棒駆動系機能検査</p>	<p>検査官が立ち会い等により、技術基準に適合し必要な安全機能があることを確認しました。</p>  <p>非常用ディーゼル発電機等機能検査への立ち会い</p>
冷やす	<p>《検査実施済み》</p> <p>①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、②非常用ディーゼル発電機定格容量確認検査、③自動減圧系機能検査、④給水ポンプ機能試験</p>	
閉じこめる	<p>《検査実施済み》</p> <p>①非常用ガス処理系機能検査、②原子炉建屋気密性能検査、③可燃性ガス濃度制御系機能検査、④原子炉格納容器スプレイ系機能検査、⑤主蒸気隔離弁機能検査、⑥原子炉格納容器隔離弁機能検査、⑦原子炉格納容器漏えい率検査、⑧原子炉建屋気密性能検査</p>	
その他	<p>《検査実施済み》</p> <p>①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 ②計装用圧縮空気系機能検査、③原子炉建屋天井クレーン機能検査、④中央制御室非常用循環系機能検査、⑤直流電源系機能検査、⑥補助ボイラー試運転試験、⑦液体廃棄物処理系機能検査、⑧選択制御棒挿入機能検査、⑨タービンバイパス弁機能検査、⑩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)、⑪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</p>	

※)インターロック検査、建屋気密性検査は2回にわけて実施するため重複してカウントしています。



## (参考) 系統機能試験の実施状況

系統機能試験の立会いに当たっては、1チーム2名以上の検査官により、中央制御室(機器を操作をする場所)と現場(実際に機器が動作する場所)に分かれて、厳格に確認を行いました。

### (例) 制御棒駆動系機能検査

(目的) 万一の事故の際、原子炉を安全に停止できるよう、燃料を装荷した状態で、制御棒1本ずつを駆動させ、所定の時間内に挿入できるかを確認するための試験。

(検査結果) 所定の時間内に挿入できることを確認しました。制御棒本数: 205本、  
判定基準: 2.8秒以内(全挿入)、検査結果: 1.2秒(全挿入平均)

(参考) 中越沖地震発生時 約2秒 (中央制御室の記録)、地震前の定期検査における試験結果、約1.4秒(全挿入平均)

中央制御室



操作・記録採取状況の確認

現場(原子炉建屋内)



制御棒の作動状況の確認

## ④ 系統機能試験中に実施された設備点検（約150機器）

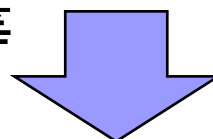
保安院は、東京電力が実施した約150機器の設備点検のうち、保安院があらかじめ策定した立入検査の実施方針に基づき、以下の機器について立入検査により確認を行いました。

○ 動的機器（確認対象5機種68機器（ポンプ、電動機、弁等））

→ 作動試験、漏えい確認、地震前の振動データとの比較（一部）等

○ 静的機器（確認対象5機種13機器（原子炉圧力容器及び付属機器、配管等））

→ 作動試験、漏えい確認等



立入検査で確認した範囲において、技術基準の適合性に係る異常は認められなかった。

※ 機器の点検結果として、12件の不適合事象がありましたが、いずれも安全上の機器に影響を及ぼすものではなく、原因究明を行い、適切に補修等が実施されたことを確認しました。

### 3. 不適合事象の水平展開の対応状況

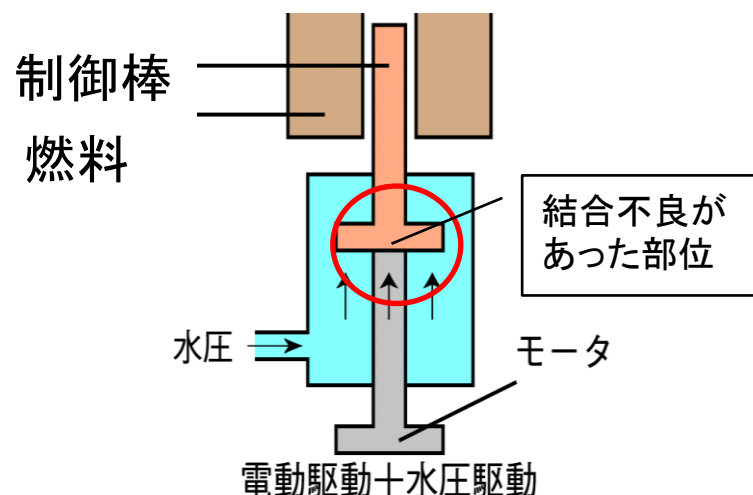
#### ① 制御棒駆動機構と制御棒との結合不良について

平成20年6月27日、制御棒駆動機構の動作試験を実施していたところ、1体の制御棒駆動機構と制御棒とが結合していないことが確認された。

(原因)

制御棒駆動機構と制御棒の結合作業及び結合確認試験が適切に行われなかったことによるものであった。

制御棒駆動機構(模式図)



水中カメラによる結合状況の確認

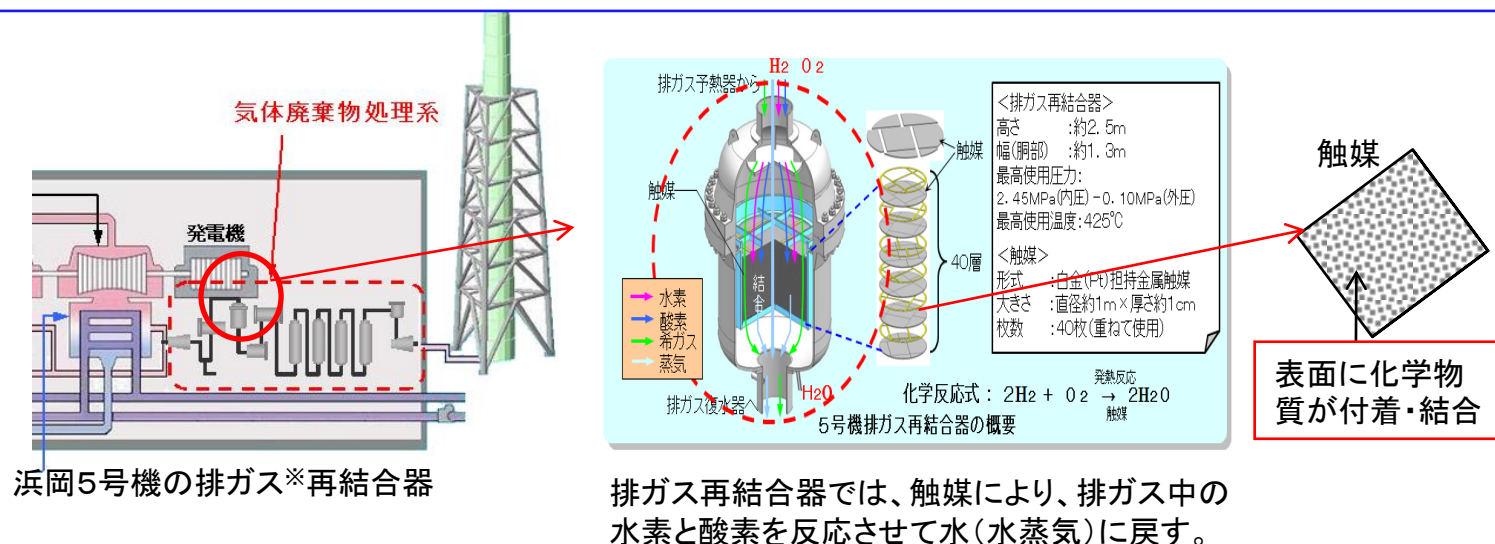


結合動作信号のチェック

保安院は、手順書の見直し及び水中カメラによる確認等により、結合作業が確実に実施されたことを確認しました。

## ②中部電力(株)浜岡発電所4号機及び5号機における気体廃棄物処理系の水素濃度上昇事象について

平成20年12月30日に浜岡5号機、平成21年5月5日に浜岡4号機で、気体廃棄物処理系の水素濃度が上昇し、警報が発報したことから、原子炉を手動停止させた。



(原因)

・製造時の洗浄工程で触媒表面に発生した物質(ペーマイト:アルミニウムの化合物)とタービンのシール材に使用している物質(シロキサン:ケイ素の化合物)が触媒の表面で結合し触媒機能が低下した。

柏崎6号機では浜岡4, 5号機と同じ製造メーカーの触媒を使用していますが、製造工程が異なり機能低下の要因が少ない触媒であり、これまで機能低下が生じていません。念のため実機での性能試験を実施し、十分良好な性能を有していることが確認されており、保安院としても適切な対応がなされていると評価します。

※排ガスとは、原子炉で発生し復水器に流入する水素、酸素および気体状の放射性物質(希ガス)のこと。

# 保安院の評価

- 平成21年6月29日、保安院は、6号機系統機能試験における評価報告及びプラント試験計画における評価をとりまとめました。

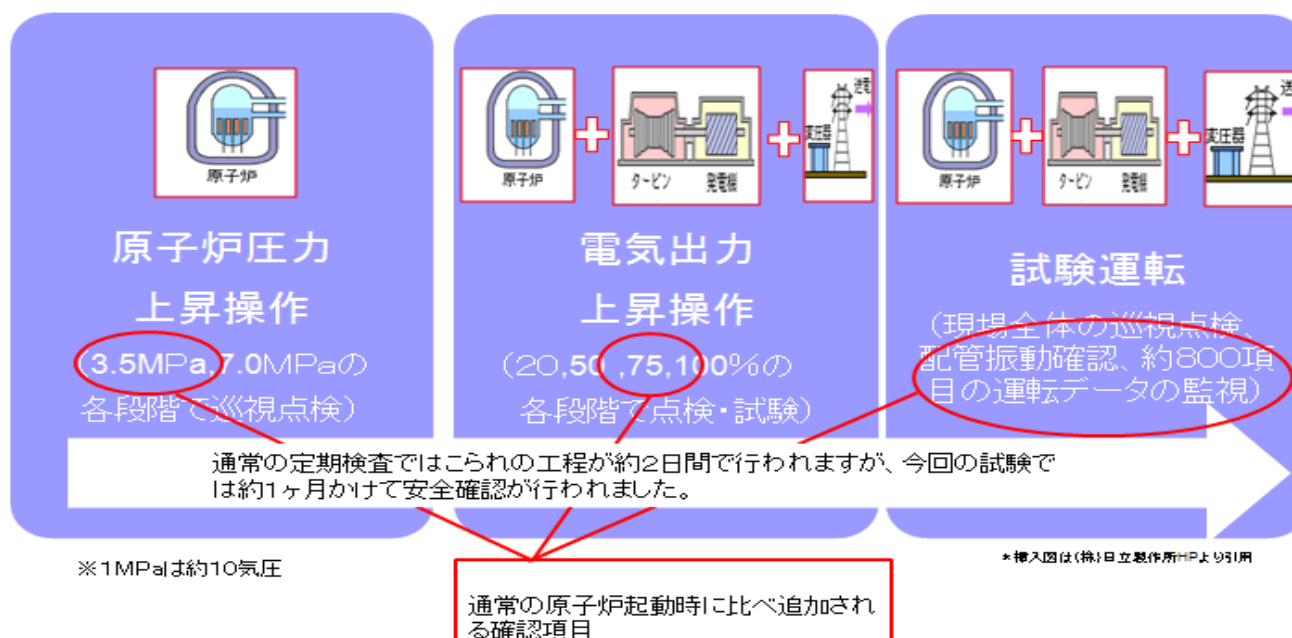
- 系統機能試験(26項目)について、適切な実施方法・体制の下ですべて終了しており、各試験の結果は技術基準に適合し、所要の系統機能を有していることを確認した。地震の影響の有無を評価する上で特に注意すべきとした4つの重点確認事項についても適切に確認が行われており、健全性が維持されていることを確認した。
- 燃料装荷に当たって、燃料装荷前、燃料移動時及び燃料装荷状態における安全性の確認についても、保安規定に要求されている安全上の要求事項をすべて満たしており、燃料の装荷された現時点で必要となる安全性は確保されていることを確認した。
- 系統機能試験の際に行う設備点検の確認結果や共有設備に対する確認結果より、技術基準の適合性に係る異常はなく、不適合事象も原因究明の上、補修等の措置が適切に実施されていることを確認した。原子炉起動時及び出力上昇時における安全性の確認について、保安規定に要求されている安全上の要求事項をすべて満たしており、必要な安全性は確保されている。

これらのこと及び耐震安全性の評価結果から、6号機については、プラントを起動した状態で行うプラント全体の機能試験に進むことに、安全上問題ない。



# 今後のとりくみ

- 保安院は、プラント全体の機能試験の実施に当たっては、保安検査等により厳格に確認していきます。
- 今後、プラント全体の機能試験の各段階における評価に対する確認結果については、順次お知らせ・公表してまいります。





## Ⅲ. 原子力発電所の火災防止対策強化について

# 原子力発電所における火災防止対策の徹底について

原子力安全・保安院は、東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所において火災が頻発したことに鑑み、原子力発電所における抜本的な火災防止対策を検討。

○原子力防災小委員会の火災防護ワーキングに対し、これまで柏崎刈羽原子力発電所において火災が多発してきた組織的、共通的要因を分析して報告。

○総務省消防庁と連携を図りながら、以下の項目について、わが国の原子力発電所における火災防止対策を検討。

①発電所の火災リスクの把握のあり方

②発電所における火災防止のための現場管理の充実・強化のあり方

③火災の発生防止に関する教育・訓練の充実、情報共有等のあり方

検討会を4月23日、5月22日、6月9日(柏崎刈羽)及び6月30日(最終)に開催。

# 原子力発電所における火災の発生防止対策の充実

## 1. 原子力発電所における火災リスクの把握と対策の徹底

- ▶ 原子力発電所の火災リスクを発火源と可燃物でとらえ、可燃物の除去又は局限化、発火源と可燃物の隔離、発火源の排除等の火災防止対策の徹底

## 2. 火災の発生防止のための現場管理・組織の強化

- ▶ 防火対策に知見のある職員による巡視体制を構築し、作業の中止や是正等の対応の実施
- ▶ 事業者の管理者層による巡視、声かけ、現場の状況の把握等を推進(トップマネジメントの充実)

## 3. 火災の発生防止に関する教育・訓練の充実

- ▶ 火災・爆発、防火管理、危険物の性質、過去の火災事例・教訓等の知識を有する者の育成
- ▶ 作業員に対し、火災事例の多い作業(溶接、溶断、溶剤)に関連した防火知識を習得させるため、体験型の教育・訓練等の実施

## 4. 火災事例、良好事例等の水平展開の推進

- ▶ 他産業の事例も含め、火災・ヒヤリハット事例、良好事例等の集約・共有化を推進し、それぞれの発電所に実状にあった対策を実施

## 5. 火災対策に特化した事業者相互による確認の推進

- ▶ 第三者の火災対策の専門家の支援を受けて、事業者相互による火災対策に関する評価を実施し、防火対策の水準を相互に向上

## 6. 原子力安全・保安院による火災防止対策の指導の徹底

- ▶ 保安検査等により、品質保証の体系の中で、事業者の火災防止対策について、確認
- ▶ 消防機関等の関係機関との連携の一層の推進