

国会事故調

東京電力福島原子力発電所
事故調査委員会

報告書



National Diet of Japan
Fukushima Nuclear Accident
Independent Investigation Commission

「耐震性評価結果報告書」では、福島第一原発の各号機とも、①S₁より求めた模擬地震波²⁵を入力して発生する荷重又は応力を計算した結果、安全余裕があるので耐震安全性は確保される、②S₂より求めた模擬地震波を入力して検討した結果、施設の安全機能は維持される、とされた。しかし各号機とも、重要な配管の評価点のうち、発生応力値の許容値に対する割合が70%を超えるような点が複数存在し、約90%以上の箇所もあった。基準地震動がもっと大きくなった場合に課題を投げかける結果といえる（【参考資料1.1.4-2】参照）。

なお、このときに限ったことではないが、耐震性の評価に用いられる解析コードの信頼性が重要な問題である。原子力工学試験センター・多度津工学試験所の大型高性能振動台設備で昭和59（1984）年に実施された、原子炉再循環系の加振試験による解析コードの検証²⁶によれば、配管系に支持された重い再循環ポンプの動きのモデル化が難しく、解析コードの予測性能と信頼性は十分とはいえなかったとされる。

年	名称	最大加速度 (Gal)	評価法	想定地震の概略	準拠するもの
昭和41 (1966)	機能保持検討 用地震動	265 (約270)	仮想	アメリカの 1940年エルセントロ波(南北) 1952年タフト波(東西)	東電独自
平成6 (1994) 資源エネルギー 庁に報告	基準地震動 S ₂ -D	270	過去の地震発生状況 活断層 地震地体構造	双葉断層の地震 (M6.9) 福島県沖の地震 (M7.8) 福島盆地西縁断層系の地震 (M7.5)	耐震設計審査指針 (1981年、原子力 安全委員会決定) (旧指針)
	基準地震動 S ₂ -N	370	直下地震	M6.5、震源距離10km	
平成21 (2009) 保安院と 安全委員会 が承認	基準地震動 Ss-1	450	内陸地殻内地震とプ レート間地震の評価結 果を上回るように設定	双葉断層の地震 (M7.6) 仮想塩屋崎沖の地震 (M7.9)	耐震設計審査指針 (2006年、原子力 安全委員会改訂) (新指針)
	基準地震動 Ss-2	600	海洋プレート内地震 の評価結果を上回る ように設定	想定敷地下方の地震 (M7.1)	
	基準地震動 Ss-3	450	震源を特定せず 策定する地震動	-----	

表 1.1.4-2 福島第一原発の耐震設計の基準とされた地震動の変遷

※機能保持検討用地震動、基準地震動S₂、基準地震動Ssについて、水平動を示す。

1.1.5 改訂耐震設計審査指針に対するバックチェックの致命的な不備

平成18（2006）年9月に安全委員会が旧指針を改訂し、保安院が全国の原子力事業者に対し

²⁵ 応答スペクトルで与えられた地震動の特性を満たすように、いくつかの仮定のもとに数学的に作成された時刻歴波形のこと。

²⁶ 財団法人原子力工学試験センター・財団法人発電設備技術検査協会「原子力発電施設耐震信頼性実証試験」原子力発電施設信頼性実証試験の現状（昭和60（1985）年）6～55ページ

て、改訂指針に照らした耐震バックチェックの実施を求めた。しかし東電は、福島第一原発の耐震バックチェックを、本事故直前の時点でわずかしこ実施していなかった。さらに、改訂指針の要求を満たさない機器・配管系が多数あることを把握していながら、耐震補強工事をほとんど行っていなかった。耐震バックチェックを急ぐ必要性について、東電も保安院も認識していたにもかかわらず、東電は最終報告提出予定を平成28（2016）年1月としており、一方保安院は東電の対応の遅れを黙認していた。

「2.2.1」で述べるように、東北地方太平洋沖地震による福島第一原発の地震動は、加速度レベルと振動継続時間において、改訂指針に従って策定した地震動を上回るものであった。そのような地震動に耐えられるような補強がなされないまま、本地震を迎えることになったわけである。以下にこの問題を述べる。

1) 平成18（2006）年の耐震設計審査指針の改訂

平成7（1995）年1月17日の阪神・淡路大震災によって、耐震工学に対する国民の不信感が一挙に高まり、原発も地震で損傷するのではないかと不安が増大した。また、原発に関心をもつ人々の間では、旧指針は地震科学の最新知見からみて古すぎるのではないかと疑問があったが、それが顕在化した。安全委員会は旧指針の改訂になかなか着手しなかったが、平成13（2001）年7月に耐震指針検討分科会（以下「分科会」という）を設置して、ようやく改訂作業を始めた。調査審議は5年以上を要し、平成18（2006）年9月19日に新たな「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「新指針」という）が安全委員会で正式に決定された。なお、以上は従来いわれてきた指針改訂の経緯であるが、本調査が明らかにしたところによれば、分科会の設置以前も以後も、電事連、保安院、安全委員会、学識経験者が協働して、非公開の場で実質的に新指針が形づくられてきた。その実情は「5.2.1」で詳述する。

新指針の主な内容を、旧指針との比較の形で「表1.1.4-1」に示す。新指針が旧指針から大きく変わった点は、基準地震動（ S_1 と S_2 を S_s に一本化、検討用地震、地震動評価手法など）、活断層の評価期間（過去5万年間から12万～13万年間へ）、鉛直方向の地震動（上下動）の個別評価、耐震重要度分類（AクラスをAsクラスに統合してSクラスとする）、地震随伴事象（周辺斜面崩壊等、津波）の明記、などである。重要度分類Sクラスの施設は、基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が保持できることが求められている。なお、 S_s より一定程度低い弾性設計用地震動 S_d も導入された。

旧指針の、M6.5直下地震を想定した基準地震動 S_2-N に代わるものとして、新指針では「震源を特定せず策定する地震動」が導入され、基準が厳しくなったようにいわれるが、実際はM6.8程度までを考慮したにすぎない²⁷。最大加速度は450 Gal程度にしかならず、旧指針が大幅に強化されたわけではない。この事項や活断層の評価期間などは、既存原発に影響が及ばないように事業者側が非常に気にしていた点であり、「5.2.1」で述べられているように、電事連が

²⁷ 現実には、「震源を特定できない」平成12（2000）年鳥取県西部地震（M7.3）が起きており、震源域近傍の地中で575 Galの最大加速度が観測された。

特定の委員を通じて分科会に影響力を行使した。活断層は思惑どおりにはいかなかったが、「震源を特定せず策定する地震動」の問題は、「5.2.1」に記されている電事連の希望どおりになった²⁸。

2) 保安院による耐震バックチェックの指示、東電の中間報告、その検討・審議

安全委員会による新指針決定の翌日、平成18(2006)年9月20日に、保安院は、原子力事業者に対し、稼働中又は建設中の発電用原子炉施設等についての新指針に照らした耐震安全性評価(以下「耐震バックチェック」という)の実施と、そのための実施計画の作成を求めた。このとき保安院は、「バックチェックルール」(耐震バックチェックの基本的考え方、評価手法、確認基準)の策定も行った。

さらに保安院は、平成19(2007)年7月16日に発生した新潟県中越沖地震(M6.8)を受けて、可能な限り早期かつ確実に評価を完了できるよう、原子力事業者に実施計画の見直しを指示した。また同年12月27日には、中越沖地震の知見を耐震バックチェックに反映するように求めた。

これらに対して東電は、同年8月20日に耐震バックチェックの実実施計画の見直し結果(平成21(2009)年6月完了とされている)を報告し²⁹、平成20(2008)年3月31日に福島第一原発5号機及び福島第二原発4号機に係る耐震バックチェック中間報告書を提出した。さらに、平成21(2009)年4月3日に福島第二原発1~3号機に係る中間報告書を、同年6月19日に福島第一原発1~4号機及び6号機に係る中間報告書を提出した。

保安院は、「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会」の下に設置されている「地震・津波ワーキンググループ」及び「地質・地盤ワーキンググループ」による「合同ワーキンググループ」並びに「構造ワーキンググループ」に複数のサブグループを設置し、福島第一原発5号機及び福島第二原発4号機については「合同Aサブグループ」及び「構造Aサブグループ」においてバックチェック中間報告書の妥当性について検討を行った。その結果、平成21(2009)年7月21日に、保安院としての福島第一原発5号機に係わる評価結果³⁰が取りまとめられた。

3) 東電の耐震バックチェック中間報告に対する保安院の評価

福島第一原発5号機に関して、東電の中間報告に対する保安院の評価は以下のとおりである。

a. 基準地震動Ssについて

基準地震動Ssの策定に関しては、必要な地質・地形・活断層等の調査が実施されており、

²⁸ 石橋克彦「原子力発電所の耐震設計審査指針改訂の諸問題(第2回)ー基準地震動を考える(1)および2007年新潟県中越沖地震」『科学』77巻9号(平成19(2007)年)920~929ページ

²⁹ 保安院「耐震安全性評価(耐震バックチェック)の実実施計画の見直しに関する電力会社等からの報告について」(平成19(2007)年8月20日)

³⁰ 保安院「耐震設計審査指針の改訂に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所5号機耐震安全性に係る中間報告の評価について」平成21(2009)年7月21日 <http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/107/files/210721-1.pdf> (平成24(2012)年6月10日最終閲覧)

「震源を特定して策定する地震動」として、双葉断層による地震（長さ47.5km、M7.6；内陸地殻内地震）、塩屋崎沖の地震（M7.5及びM7.3；プレート間地震）並びに想定敷地下方の地震（M7.1；海洋プレート内地震）を検討用地震としていることは妥当とされた。

それぞれの地震についての震源モデルと不確かさの考慮、さらに地震動評価手法も妥当であり、内陸地殻内地震とプレート間地震の評価結果を包絡させた設計用応答スペクトルを基準地震動Ss-1とし、海洋プレート内地震の評価結果を包絡させた設計用応答スペクトルを基準地震動Ss-2とし、さらに「震源を特定せず策定する地震動」による設計用応答スペクトルを基準地震動Ss-3として設定していることも妥当なものと判断された。

以上のことから、基準地震動Ss-1（水平成分Ss-1Hの最大加速度450 Gal）、Ss-2（水平成分Ss-2Hの最大加速度600 Gal）及びSs-3（水平成分Ss-3Hの最大加速度450 Gal）は妥当なものと結論された（「表1.1.4-2」参照）。

b. 施設の耐震安全性評価について

建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性評価に関しては、まず、原子炉建屋の耐震安全性評価に用いられた地震応答解析モデル及び入力地震動の評価は妥当なものとされた。また、基準地震動Ss-1、Ss-2及びSs-3による地震応答解析の結果、原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみの最大値は評価基準値以内であることから、5号機の原子炉建屋の耐震安全性が確保されるものと判断された。

耐震安全上重要な機器・配管系の構造強度評価に用いられた地震応答解析手法、応力評価手法、床応答スペクトルの拡張、水平・鉛直方向の地震力の組み合わせ方法、減衰定数及び評価基準値、また制御棒挿入性に関する評価に用いられた地震応答解析手法、減衰定数及び評価基準値は、それぞれ妥当なものとされた。そして、機器・配管系の構造強度評価については、基準地震動Ss-1、Ss-2及びSs-3による地震力と地震以外の荷重を組み合わせで算定した評価部位の発生応力が、いずれも評価基準値以下であること、制御棒の挿入性に関する評価については、基準地震動Ss-1、Ss-2及びSs-3による燃料集合体の相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位より小さいことから、5号機の耐震安全上重要な機器・配管系の耐震安全性は確保されると判断された。

以上のことから、5号機の原子炉建屋及び機器・配管系は基準地震動Ssに対しても耐震安全性が確保されるものと結論された。

c. 問題点

しかしながら、東電の中間報告書に記載され、保安院が耐震安全性を評価した施設は、原子炉建屋のほかは、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要なSクラスの設備のうち7設備（原子炉压力容器、原子炉格納容器、炉心支持構造物、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系配管、主蒸気系配管及び制御棒（挿入性））にすぎない。しかも、それぞれの設備の評価対象部位は限られている。対象設備が限定されている点で耐

震バックチェックとしては不十分なもので、5号機全体の耐震安全性が確認されたとは到底言えない。現に、保安院自身が「今後の検討課題」（最終報告に反映すべき事項）として、(1)主要8施設(原子炉建屋を含む)以外の安全上重要な施設に係る耐震安全性評価の妥当性、(2)主要8施設の中間報告における評価対象部位以外の部位の評価結果の確認、を明記している。

この点について、「5.1.1」で述べるように電事連及び保安院は、「機器の評価は中途であり、主要設備の一例を示し、概ね問題ないと考えられるということを示すことはあっても、発電所設備の耐震安全性を国に確認いただくことを目的としたものではない」と整理している³¹。電事連及び保安院双方の担当者に改めて確認したところ、中間報告の機器の評価は中途であるため、原発施設の耐震安全性を確認できるものではないとのことであった³²。にもかかわらず、東電は各号機の中間報告において、耐震バックチェックにより安全上重要な建物・構築物、機器・配管系の耐震安全性が確保されていることが確認されたと喧伝し³³、保安院は、そのうちの福島第一原発3号機（次項で述べる）及び5号機（前述）の中間報告の評価をして、耐震安全性は確認されていると公表してきた³⁴。

d. 3号機におけるプルサーマルの導入と保安院の評価³⁵

福島第一原発3号機のプルサーマル導入計画に関して、平成22（2010）年3月29日に佐藤雄平福島県知事が直嶋正行経済産業大臣（当時）を訪ね、プルサーマル実施に同意するにあたっては、必要不可欠な技術的条件の一つが耐震安全性の確認であると要望した。これを受けて保安院は、福島第一原発では代表号機として5号機の耐震バックチェック中間報告の評価が済んでいるところであるが、3号機についても特別な扱いとして東電中間報告の評価作業に着手し、同年7月26日に評価結果を公表した。しかし、5号機と同様に、扱った機器・配管系はわずか7設備であり、耐震安全性が十分確保されていると結論づけるには非常に不十分なものであった。

4) 東電の実際の耐震バックチェック作業状況

福島第一原発及び第二原発について耐震バックチェックの中間報告がなされてはいたが、東電から開示を受けた資料、並びに当委員会からの質問に対する東電からの回答³⁶によれば、そ

³¹ 電事連資料

³² 保安院及び東北電力ヒアリング

³³ 東電「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書の概要」（平成20（2008）年3月31日）

³⁴ 保安院「耐震設計審査指針の改訂に伴う東京電力株式会社 福島第一原子力発電所5号機 福島第二原子力発電所4号機耐震安全性に係る中間報告の評価について」（平成21（2009）年7月21日）

³⁵ 保安院「耐震設計審査指針の改訂に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機 耐震安全性に係る評価について（主要な施設の耐震安全性評価）」平成22（2010）年7月26日

<http://www.nisa.meti.go.jp/genshiryoku/doukou/files/220726-1.pdf>（平成24（2012）年6月10日最終閲覧）

³⁶ 東電「3.11時点における福島第一原発1～6号機の機器・配管類のバックチェック状況」及び「耐震強化工事を必要とする設備の内容」に対する回答（平成24（2012）年5月18日）

れ以降のバックチェックは本事故の時点でほとんどなされていない状況であった。

平成21（2009）年の社内会議において、「福島第一原発及び第二原発については耐震バックチェック最終報告が2012年7月（福島第一原発2号機）、耐震強化工事の終了はそれ以降という工程である。この状況は新指針への対応を速やかに行う観点において、国及び地元の許容範囲を超えている」という問題点の指摘がなされ、耐震補強工事減少のための合理化や最終報告書提出時期の前倒しを検討していたが、十分なバックチェックはできなかった（【参考資料1. 1.5】参照）。

a. 本事故時点における耐震バックチェック状況に関する東電の回答

本事故の時点における福島第一原発各号機の機器・配管系の解析評価の予定と進行状況、耐震補強工事の予定と進行状況について、東電に対し対象設備を具体的に示して回答することを求めたところ、以下の回答がなされた。

福島第一原発 1、2、3、6号 機	3.11時点においては、プラントメーカーにて耐震安全性評価を実施中であり、その時点において工事計画は定まっていない。
福島第一原発 4号機	プラントメーカーにて耐震安全性評価を実施中であったが、一部評価結果を踏まえ、2010年11月から工事实施予定であった。DGSWポンプ ³⁷ 等の一部の機器について工事を実施中。
福島第一原発 5号機	プラントメーカーにて耐震安全性評価を実施中であったが、一部評価結果を踏まえ、一部の配管サポートについて2011年1月から工事を実施中。

また、3.11時点における福島第一原発各号機の機器・配管系のうち耐震補強工事を必要とする設備の名称、場所、評価基準値と計算値について東電に対し説明を求めたところ、以下の回答がなされた。

福島第一原発 1、2、3、6号機	3.11時点においては、評価実施中の段階であり、工事箇所等は確定していない。
福島第一原発 4号機	DGSWポンプ基礎ボルト、サプレッションチェンバ脚部（取り付けボルト）について強化工事を行うことが確定していた。
福島第一原発 5号機	配管サポートの一部について2011年1月から強化工事を実施していた。62箇所の補強は実施済。

これらの回答によれば、4、5号機のごくわずかな箇所を除き、3.11時点において、福島第一原発各号機の機器・配管系のバックチェックと耐震補強工事はなされていない状況であった。

回答に添付された「3.11時点における福島第一原発の機器・配管類の解析進捗状況」によ

³⁷ ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ

れば、1号機、4号機の配管の評価はゼロ、2号機の配管評価は1個、3号機の配管評価は2個であり、ほとんどなされていない（【参考資料1.1.5】参照）

b. バックチェック未了ながら耐震補強工事の必要箇所を多数認識していた

開示された資料によれば、そのようなバックチェック未了の状況下でも、東電は、社内会議において、すでに耐震補強工事が必要な設備の存在を認識し、検討していた。例えば、①福島第一原発1号機のRCW配管（原子炉補機冷却水系配管）は、建設当時は耐震Bクラスであったが、現行は耐震Sクラスであるので、基準地震動Ssに対する耐震安全性は確保されない見込み、②1号機のHCU（水圧制御ユニット）耐震サポート架台金物部及び溶接部は、引っ張り・せん断の組み合わせ応力の計算値が評価基準値を超えている、③柏崎刈羽原発の耐震補強工事を踏まえ、福島第一原発、第二原発においても配管・電路・ダクト・支持構造物について追設工事が必要、等の検討がなされていた（【参考資料1.1.5】参照）。

そして、東電から開示を受けた平成23（2011）年2月28日時点における「対象設備と耐震強化工事要否の見込みについて」によれば、3.11直前に、福島第一原発各号機において耐震補強工事を必要とし、あるいは耐震補強工事を必要とする可能性を有する設備等は、以下のとおり多岐にわたっていた。福島第二原発については【参考資料1.1.5】を参照。

「対象設備と耐震強化工事要否の見込みについて」福島第一原子力発電所

（注：耐震強化工事の必要とされた主要な設備を抜粋）

（凡例：×必要、△可能性あり）

設備、機器等		1号	2号	3号	4号	5号	6号	
土木	周辺斜面*	×	×			×	×	
建築	原子炉建屋屋根トラス	×	×	×	×	×	×	
	原子炉建屋天井クレーンランウェイガーター	×	×	×	△	×	×	
機器	原子炉格納容器**	△			△			
	配管	非常用ガス処理系配管	×	×	×	△	△	△
		原子炉補機冷却系配管	×	△	△	△	△	△
		その他の配管	△	△	△	△	△	△
	床置き機器	水圧制御ユニット***	×	×	×	△	×	△
	原子炉建屋天井クレーン	△	△	△	×	×	△	
	使用済燃料貯蔵ラック****	×	×	×	△	△	△	
燃料取替機	△	△	△	×	△	△		

注*：これらの他、共用プール、キャスク保管庫についても評価対象斜面がある

**：S/C支持脚ボルト、スタビライザー、シヤラグ等に耐震性向上工事発生の可能性あり

***：2, 3, 5号機については、大規模な裕度向上工事が必要となる可能性がある

****：使用材の違いにより、耐震余裕が少ないため、耐震性向上工事が必要と考えられるが、工法について検討が必要

表 1.1.5-1 対象設備と耐震強化工事要否の見込みについて

これに加えて、耐震バックチェック報告書の対象とならない設備である小口径配管、電線管、ケーブルトレイについても、各号機すべてにおいて耐震補強工事が必要となる可能性があるとされていた。また、東電が開示した「1F-5工認配管サポート改造案」は、配管の一部であるが、計算値が評価基準値を超えている多数の箇所を示している。そのなかには、溶接部の「最大応力/許容応力」が改造前5724/141→改造後136/141、改造前4315/141→改造後136/141といった、改造前の計算値が極めて大きい箇所がいくつもある（【参考資料1. 1. 5】参照）。

c. 耐震バックチェックの著しい遅れ

東電の内部資料によれば、本事故時点における最終報告書の提出予定は平成28（2016）年1月となっており、平成18（2006）年の耐震バックチェックの指示から約10年も先である。また、本事故時点において、解析作業の準備に必要な「配管計装図」や「アイソメトリック図」などの図面も十分に整っていない状況であった³⁸。耐震バックチェックの指示が出されてから4年半の年月が経過しているのにこのような状態であったのは、安全性の確保に不熱心であることの現れと考えざるをえない。

一方、保安院は、耐震バックチェックが遅れていることには懸念を抱き、口頭で督促していたというが、耐震バックチェックの進捗管理を行っていなかった³⁹。

5) 本事故後の解析で5号機の耐震Sクラスの設備に耐震安全性不足を確認

本事故後、東電は、福島第一原発5号機の耐震Sクラスの全ての施設について、一次スクリーニングを行い、応答比（今回の地震荷重等と設計時における応答値等の比）が設計時の裕度（設計基準値と計算値の比）を上回っている設備について、基準地震動Ssによる解析評価を実施した（ただし、主蒸気系配管、残留熱除去系配管本体は東北地方太平洋沖地震の地震動）。その結果、5号機では以下の箇所で発生応力の計算値が評価基準値を上回っていた⁴⁰。

（単位：MPa）

評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値
原子炉冷却材再循環系	配管本体	一次応力	245	354
	サポート	一次応力	430	234
給水系	配管本体	一次応力	507	363
	サポート	一次応力	315	245

³⁸ 東電及びメーカー担当者ヒアリング

³⁹ 保安院担当者ヒアリング

⁴⁰ 保安院 建築物・構造に関する意見聴取会配布資料6-2（平成24（2012）年1月20日）、7-2-2（平成24（2012）年1月30日）

原子炉隔離時 冷却系	配管本体	一次応力	331	364
	サポート	一次応力	1043	245
高圧注水系	配管本体	一次応力	353	402
	サポート	一次応力	913	245
不活性ガス系	配管本体	一次応力	263	335
	サポート	一次応力	293	245
残留熱除去海 水系	配管本体	一次応力	338	428
	サポート	一次応力	849	245
残留熱除去系	配管本体	一次応力	189	364
	サポート	一次応力	754	245

これらは、本事故以前に耐震バックチェックが未了であった5号機の配管に、耐震安全性が確保されていないものが存在することを明らかにしたものであり、バックチェックが未了であるほかの号機の配管についても、耐震安全性が確認されていない箇所が存在する可能性が高い。また、これらは耐震バックチェック中間報告では対象にされていないSクラスの箇所であり、中間報告では耐震安全性の確認が不十分であることを改めて示すものでもある。

東電は、これら5号機の問題箇所について、現場で見た限りでは異常が認められなかったと報告しているが、非破壊検査等を実施しているわけではなくて、極めて不確実である。また、耐震安全性は発生応力の値が評価基準値内にあることによって確保されるものであり、評価基準値を超えてはいるが見たところ異常はないという評価方法は、原発の耐震設計思想の埒外であって、耐震安全性が保持されていたという言い訳にはまったくならない。

1.1.6 老朽化が本事故の発生に影響していないか？

「1.1.1」で見たように、本事故発生時の福島第一原発1号機は、運転開始から約40年が経過しており、2、3号機も約35年以上経過していた。そのため、設備の劣化が本事故の発生又は拡大に影響したのではないかと懸念が広くあり、「原子力安全に関するIAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書」（平成23（2011）年6月）においても、「高経年化」による影響の詳細な評価や事故要因との関係の検証等が課題とされた。それを受けて保安院は、「高経年化技術評価に関する意見聴取会」⁴¹（以下「意見聴取会」という）を設けて専門家の意見を聴きつつ、平成24（2012）年2月16日に「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における経年劣化の影響について」（以下「報告書」という）を取りまとめて公表した⁴²。

⁴¹ 保安院「高経年化技術評価に関する意見聴取会」

http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/30/800_30_index.html（平成24（2012）年6月8日最終閲覧）に、第1回会合（平成23（2011）年11月29日）以来の議事要旨、議事録、配布資料が掲載されている。

⁴² 保安院「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における経年劣化の影響について」

1) 設備の劣化は事故の発生・拡大に影響しなかったとする保安院の見解

報告書についての意見聴取会の議論は、第1回（平成23（2011）年11月29日）から第6回（平成24（2012）年2月7日）まで行われた（ただし、第5回は報告書に関する審議はなかった）。

検討は、以下の2テーマについて行われ、福島第一原発1～3号機について号機ごとの分析がなされた⁴³。

a. 今回の地震動が経年劣化に及ぼす影響の検証

これは、地震動自体が、機器・配管の劣化に寄与しないか、という観点からの検証である。ここでは、①応力腐食割れ、②配管減肉・腐食、③低サイクル疲労割れ、④中性子照射脆化、⑤照射誘起型応力腐食割れ、⑥2相ステンレス鋼の熱時効、⑦電気・計装品の絶縁低下、⑧コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下の8項目の劣化が取り上げられている。

しかし、①と②については、40年高経年化技術評価（1号機）及び30年高経年化技術評価（2号機、3号機）において、「現状の保全活動の継続により設備健全性が維持できていることを確認済み」であるとして、それ以上の検討をしていない。さらに、⑥⑦⑧については、地震発生時における経年劣化による影響は考えがたいとして、これも検討対象から外した。よって、意見聴取会で多少とも検討されたのは③④⑤のみであった。③低サイクル疲労割れについては、例えば1号機の原子炉再循環系ポンプ出口弁（弁箱）の場合、地震動による疲れ累積係数は「0.000」とされ、全く影響がないとされた。④中性子照射脆化及び⑤照射誘起型応力腐食割れについても、ほとんど影響はないと判断されている。

b. 経年劣化が耐震性能に及ぼす影響の検証

以上を踏まえて、これまでに現に進展している劣化が、耐震性能に影響を及ぼし、事故の発生又は拡大に影響していないか、という観点からの検証がなされている。具体的には、①原子炉建屋の耐震壁の強度低下・遮へい能力低下、②原子炉圧力容器の基礎ボルトの全面腐食、③原子炉格納容器ドライウエルの全面腐食、④1号機原子炉停止時冷却系冷却ポンプ（2、3号機は残留熱除去系ポンプ）の基礎ボルトの全面腐食、⑤シュラウドサポートの疲労割れ、粒界型応力腐食割れ、⑥1号機原子炉停止時冷却系配管（2、3号機は残留熱除去系配管）の疲労割れ、⑦主蒸気系配管の疲労割れ、流れ加速型腐食、液滴衝撃エロージョン、⑧制御棒の照射誘起型応力腐食割れ、粒界型応力腐食割れ、靱性低下の8項目の劣化が取り上げられている。

ところが、①②③⑧については、「対象設備の振動応答特性上、または構造・強度上、今回の地震発生時の影響が『有意』な事象」ではないとして、検討されていない。

④については、60年間で6%の腐食を考慮しても、せん断応力の増加はわずかで許容応力

<http://www.meti.go.jp/press/2011/02/20120216005/20120216005.pdf>（平成24（2012）年6月8日最終閲覧）

⁴³ 例えば、第2回意見聴取会資料4参照のこと。

には十分な裕度があるという。また、⑤⑥⑦のうち疲労割れ以外については、上記高経年化技術評価で評価済みであるとされ、疲労割れのみが対象として残ったが、いずれも許容値を満たしているとされた。

以上を経て、第4回の意見聴取会では、「高経年化による劣化事象が福島第一原子力発電所事故の発生・拡大の要因になったことはないと考えられる」とする報告書案が提示された（第4回意見聴取会資料12）。

2) 意見聴取会における反対意見と報告書の修正

しかしながら同報告書案に対しては、第4回意見聴取会において、専門家から強い反対意見が出された。例えば以下のとおりである。

- ・「仮に過去の高経年化技術評価を認めるとしても、そのことから言えることは、単に、経年劣化による影響があったという証拠はこういう手法では得られなかったということだけであって、影響があったとは考えがたいとか、劣化事象が発生拡大の要因になったことはないと考えられるというようなまとめをされるということは、論理的にもおかしい」（第4回議事録52ページ）
- ・「それぞれの機器が経験をした圧力、それから、温度などのといった環境条件の履歴が分からない以上、高経年化の影響がなかったと結論するのは非常に早計であって」「こういう断定的なものの言い方は少し避けた方がよろしいのではないか」（第4回議事録53ページ）

この結果、報告書は、結論として「現時点で得られている知見に基づく評価の結果、耐震安全上重要な主要設備を含めて、今回の地震動によって機能を失うような影響があったとは考え難く、地震発生から事故が進展し設計上で考慮している条件を超えるまでの間は、経年劣化事象が福島第一原子力発電所事故の発生・拡大の要因になったとは考え難いとの結果になった」とされたが、その一方で、「ただし、現時点においては、現場における設備の確認を行うことが困難であるため、本報告は、過去の高経年化技術評価の結果を活用した解析等によって、経年劣化の影響を机上評価したものであり、今後、現地確認が実施される等により、新たな知見が得られた場合には、経年劣化の影響について追加的な検討を行うことが必要である」との留保を付加した。

3) 問題点

配管にひび割れや減肉が生じているところに地震による揺れがもたらされれば、損傷が生じていない配管に比べて耐震安全性が低いのは明らかである。

ところが、配管のつなぎ目（溶接部）の詳細調査は、毎回の定期検査ですべての箇所に対して行われているわけではなく、再循環系配管のような検査頻度の最も高いものであっても、5

年間で全体をひとわり検査するという事になっている⁴⁴。したがって、思わぬ箇所に思わぬ形で損傷が潜んでいることは十分ありえることで、それらについて想定したうえで評価をしなければならない。

また、維持規格による健全性評価を導入したことにより、安全上重要な配管にひび割れが見つかったとしても、配管を取り替えたり亀裂を除去したりすることなく、亀裂を残したまま運転を継続するケースもある。例えば、東北電力女川原発1号機では、平成22（2010）年5月に、再循環系配管の超音波探傷検査を実施したところ、一つの溶接部で長さ30mm、深さ5.2mmのひび割れが発見された。ところが、その後の5年間を予測した健全性評価を経たうえで、亀裂をそのままにして運転が行われていた⁴⁵。

東電が平成11（1999）年2月に保安院に提出した、運転開始後30年目の1号機の高経年化対策に関する報告書⁴⁶には、原子炉圧力容器のハウジング貫通部で耐震性に対する評価結果が載せられているが、この点について意見聴取会で議論されなかったのは大きな問題である。

1号機の30年目の報告書では、中性子束計測ハウジング及び制御棒駆動機構ハウジングに対して、一定の大きさの欠陥⁴⁷が軸方向に生じていることを仮定して、地震動 S_2 による耐震安全性評価を行っている。算出結果は「発生応力/き裂安定限界応力」という応力の比として示されており、制御棒駆動機構ハウジングの応力比は0.57、中性子束計測ハウジングの応力比は0.98となっている。応力比が1.0を超えれば亀裂が進展して管が破壊することを意味する。この評価では、とくに中性子束計測ハウジングはほとんど余裕がなく、地震動 S_s や東北地方太平洋沖地震による地震動で再評価すれば、1.0を超えて破壊に至る可能性は十分にある。

結局のところ、地震動自体が機器・配管系の劣化に寄与していないか、これまでに現に進展している劣化が耐震性能に影響を及ぼし、事故の発生又は拡大に影響していないかは、実際に設備を詳細に検査してみなければ分からない。

4) 小 括

以上のとおり、保安院は「経年劣化事象が福島第一原発事故の発生・拡大の要因になったとは考え難い」としているが、この判断は、従前の検査・評価に見落としがなく、40年高経年化技術評価（1号機）及び30年高経年化技術評価（2、3号機）が信頼できることを前提になされたものである。応力腐食割れ（【参考資料1.1.6】参照）の進展などの経年劣化の個別の事象について、新たな検証が行われたものではない。したがって、1号機から3号機までの設備の劣化が、事故の発生又は拡大に影響したかどうかは、現時点では不明というべきである。

⁴⁴ 配管の溶接部にひび割れが見ついている場合には、ひび割れの進展予測を行うために、毎回の定期検査ないしは隔回の定期検査で詳細検査を行う。

⁴⁵ 原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」に掲載 <http://www.nucica.jp>（平成24（2012）年6月13日最終閲覧）

⁴⁶ 東電「福島第一原子力発電所1号機 高経年化対策に関する報告書」（平成11（1999）年2月）

⁴⁷ 1分間に1米ガロン（約3.785リットル）の水（冷却材）の漏えいを生じさせる大きさの亀裂。

1.1.7 本事故直前の福島第一原発の耐震脆弱性に関する小括

以上に述べたことから、東北地方太平洋沖地震の発生直前における福島第一原発の各号機は、「止める・冷やす・閉じ込める」という安全機能にとって重要な機器・配管系全体が、最大加速度600Galの基準地震動S_sに耐えられる状態にあったとは保証できない。平成18（2006）年以降に施されるべき大量の耐震補強がほとんど実施されていなかった事実を照らせば、むしろS_sレベルの地震動には耐えられない状態であった可能性の方が高いことを否定できない。

老朽化も考慮すれば、耐震重要度分類がBやCの箇所ではなおいっそう、旧指針による基準地震動S₂（最大加速度370Gal）や、建設当初の機能保持検討用地震動（最大加速度265Gal）に対してさえ十分な強度を保持していなかった疑いすらある。1～3号機で格納容器内に立ち入って詳細な調査ができるのは遠い先のことであり、真相究明は不可能に近いかもしれないが、そのような問題意識を全国・全世界の原発の保守点検等に生かすべきだろう。

福島第一原発は、このような状態で、平成23（2011）年3月11日14時46分、基準地震動の2倍以上の強震動継続時間を持ち、基準地震動と同等かやや上回る加速度振幅を有する東北地方太平洋沖地震の強震動に襲われることになるのである。

なお、このような状況は、決して福島第一原発のみの特殊事情ではなく、旧指針策定前に設置許可された全国の21商業発電用原子炉に共通の問題だと思われる。さらに、新指針に対するバックチェックと耐震補強の不備に関しては、その有無を全原発について徹底的に調査する必要があるだろう。

国会事故調

東京電力福島原子力発電所事故調査委員会

調査報告書【本編】

平成24年6月28日

〒100-0014 東京都千代田区永田町1丁目7番1号
☎03-3581-5111(代表) <http://naic.go.jp>

©国会 2012 無断転載を禁じます