

衆議院議長 綿貫 民輔 殿

衆議院議員北川れん子君提出

原子炉の健全性評価尺度（維持基準）に関する質問に対し、別紙答弁書を送付する。

衆議院議員北川れん子君提出原子炉の健全性評価尺度（維持基準）に関する質問に対する答弁書

<質問主意書>

一 維持基準と耐震設計審査指針との整合性について

(一) 経済産業大臣および経済産業省原子力安全・保安院は、導入される維持基準は「現行安全基準のレベルを引き下げるものではない。」「原子力発電所の新設時と老劣化時で安全基準が異なるようなダブルスタンダードを導入するものではない。」と国会等で主張している。新たに導入される維持基準では耐震設計審査指針で新設原発に要求される技術基準が満たされる、または、この技術基準を満たさない維持基準は導入しないとの主張に変更はないか答えられよ。

<答弁書>一の(一)について

発電用原子力設備の耐震性に係る基準については、現在、電気事業法（昭和三十九年法律第七十号）第三十九条第一項の規定に基づき制定された発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和四十年通商産業省令第六十二号。以下「省令」という。）第五条において、発電用原子力設備は過去の地震記録に基づく震害の程度等を基礎として求められる地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならないものと定めており、また、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和五十六年七月原子力安全委員会決定。以下「耐震設計審査指針」という。）において、発電用原子力設備全体が設計の段階で耐震性の観点から問題のない構造強度を有していることを確認するための具体的基準を提示しているところである。

これに対し、現在、原子力安全・保安院において導入に向けた検討を進めている第百五十五回臨時国会における改正後の電気事業法（以下「改正電気事業法」という。）第五十五条第三項の規定による使用開始後の発電用原子力設備の健全性の評価（以下「健全性評価」という。）の基準においては、発電用原子力設備が耐震設計審査指針に定められた基準を満たして建設されていることを前提として、使用開始後の発電用原子力設備に発生したひび割れが当該設備全体の構造強度に影響を与えない程度の大きさのものであつて、当該ひび割れが地震の発生に際して拡大し設備の損壊に至らないことが確認できれば、耐震性の確保の観点から問題がないとの考え方の下、省令第五条に規定する耐震性の基準を使用開始後の発電用原子力設備において発生したひび割れに適用するための具体的な基準を提示することとしている。

このように、耐震設計審査指針と健全性評価の基準とは、その性格及び適用される場面が異なっていることから、政府としては、「維持基準では耐震設計審査指針で新設原発に要求される技術基準が満たされる、または、この技術基準を満たさない維持基準は導入しない」といった主張は行っていない。

なお、健全性評価の基準は、右に述べたように省令第五条の規定の運用を明確化するという性格のものであることから、その導入によって現行の「安全基準」の水準を引き下げることにはならず、また、ひび

割れが耐震設計審査指針によって担保される発電用原子力設備全体の耐震性に影響を与えないという前提で適用されるものであることから、その導入によって発電用原子力設備の「安全基準」の水準が新設時と使用開始後とで異なるものとなることはない。

<質問主意書>

(二) 原子力安全・保安院はとりまとめた技術評価書を三月二十五日の総合資源エネルギー調査会原子力安全保安部会原子炉安全小委員会で報告したが、この技術評価書をとりまとめるに当たり、耐震設計審査指針の専門家として誰が議論に参加していたのか、耐震設計審査指針との整合性についてどのように検討したのか、明らかにされたい。また、原子力安全委員会との協議は、いつ、どこで、どのように行われ、どのような議論がなされたのか、とりわけ、原子力安全委員会原子力安全基準専門部会耐震指針検討分科会施設ワーキンググループの昨年十月二十二日の第四回会合で「耐震設計技術指針と維持基準の関係」が検討され、安全裕度(マージン)を大きくとるべきとの問題提起が行われており、この問題提起に関する具体的な検討はいつ、どこで行われ、どのような結論になったのか、明らかにされたい。

(三) 耐震設計審査指針におけるA sクラスの機器・配管系に関する許容限界は、基準地震動S 1との組み合わせによって「発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。」とし、基準地震動S 2との組み合わせによって「発生する応力に対して、構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがないこと。」と明記されている。ところが、維持規格二〇〇〇は「極限荷重評価法や破壊力学的評価法に基づく基準」であり、その許容状態は「評価期間末期において対象とする機器等に生じているき裂が、進展しても安全性を維持できる状態にあり、その機器が健全性を維持できる許容状態。」と定義されている。つまり、き裂が進展すれば、材料の実断面積が減って応力が高まる一方、材料の耐力が減るため、発生する応力がある値(流動応力)を超えると不安定破壊するが、維持基準では、応力がこの流動応力値を超えて破壊されないこと、つまり、「破壊されなければよい」と判断しており、現行の耐震設計審査指針等とは異なる判断基準が用いられている。そのため、き裂によって断面積が減った状態で、基準地震動S 1との組み合わせに対し「原則として弾性状態にあるようにする」という許容限界を満たすようにはなっていないと考えられ、また、基準地震動S 2との組み合わせに対しても「過大な変形を起こして必要な機能が損なわれない」という許容限界を満たすことができないと考えられるが、どうか。

耐震設計審査指針における許容応力状態 A Sおよび A Sの許容応力と維持規格二〇〇〇における許容状態CおよびDの許容基準との間にどのような整合性があるのか、具体的に明らかにされたい。

(四) 耐震設計審査指針と維持規格二〇〇〇の不整合を示す端的な一例をあげる。維持規格二〇〇〇における整理番号十三「容器の破壊評価とその許容基準」の根拠3・2には「許容状態 A、 A、 A Sおよび A Sの評価において適用する安全率は欠陥寸法(深さ)に関して二倍としている。これは応力に関して 2つまり一・四一倍となり、構造基準の運転状態、での一次一般膜応力強さに対する終局応力の安全率である一・五(注3)とほぼ整合させている。」と記され、その注3で、「一次一般膜応力の許容基準は $2/3 S_u$ であり、 S_u は材料の引張強さを下回るよう設定された規格値であり、この許容基準は引張強さに対して $3/2$ ($=一・五$)倍の安全率を持つよう定められている。」と記されている。しかし、耐震設計審査指針では一次一般膜応力の許容基準として $2/3 S_u$ と設計降伏点 S_y の小さい方を許容応力とすると明記されている。用いられる材料にもよるが、多くの場合には設計降伏点 S_y のほうが設計引張強さ S_u の $2/3$ の値より小さく、安全率としては一・五倍どころか、ステンレス鋼等では三倍以上に大きくとらなければならない場合もある。維持規格二〇〇〇に記載された「ほぼ整合させている」との評価はこの点で誤っており、耐震設計審査指針との整合性はないと考えられるがどうか。

また原子力安全・保安院は、耐震設計審査指針と維持規格二〇〇〇との整合性について、右の点を含めて、使用される材料の特性を考慮して、具体的に、どこを、どのように検討し、どのような評価結果に基づいて整合性があると判断したのか、明らかにされたい。

<答弁書>一の(二)から(四)までについて

「日本機械学会「維持規格(JSME S NA1-2000)」に関する技術評価書(案)」(以下「技術評価書案」という。)は、民間規格である発電用原子力設備規格維持規格JSME S NA1-2000(社団法人日本機械学会。以下「維持規格二〇〇〇」という。)を健全性評価の基準として採用することが適切であるかについて、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会(以下「原子炉小委員会」という。)及び原子炉小委員会の下に設置された基準評価ワーキンググループ(以下「基準評価ワーキンググループ」という。)における検討の結果を踏まえつつ、原子力安全・保安院において評価を行い、その結果を取りまとめて作成する技術評価書(以下「技術評価書」という。)の原案である。お尋ねの「耐震設計審査指針の専門家」が何を指すのか必ずしも明らかでないが、原子炉小委員会及び基準評価ワーキンググループの委員の構成は別紙一のとおりであり、耐震工学、原子炉安全工学、地震学等発電用原子力設備の耐震設計に関係する分野の専門家が参加している。

一の(一)について述べたとおり、健全性評価の基準の導入によって現行の「安全基準」の水準を引き下げることにではなく、また、健全性評価の基準は、ひび割れが耐震設計審査指針によって担保される発電用原子力設備全体の耐震性に影響を与えないという前提で適用されるものである。他方、耐震設計審査指針と健全性評価の基準とは、その性格及び適用される場面が異なるため、耐震設計審査指針と維持規格二〇〇〇との整合性については検討していない。また、お尋ねにおいて、一部、耐震設計審査指針に基づき詳細な耐震設計手法を定めた民間規格である原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG四六〇一)(社団法人日本電気協会電気技術基準調査委員会。以下「JEAG四六〇一」という。)に定められている基準を耐震設計審査指針の基準として引用しているところがあるが、右と同様の理由から、JEAG四六〇一と維持規格二〇〇〇との整合性についても検討していない。

お尋ねの「原子力安全委員会との協議」については、法令上これを実施すべき根拠はないが、原子力安全・保安院としては、今後、技術評価書案に対する関係者からの意見等を踏まえつつ技術評価書の最終的な取りまとめを行い、これを原子力安全委員会に報告し、その意見を聴くことを予定している。

お尋ねの「安全裕度(マージン)を大きくとるべきとの問題提起」については、当該問題提起に対応するとの観点からの検討は行っていないが、原子力安全・保安院において技術評価書案を取りまとめる過程で、維持規格二〇〇〇における許容限界の設定について、適切な安全裕度が設けられていることを確認している。

<質問主意書>

(五) 耐震設計審査指針における基準地震動は、材料に欠陥のない場合を想定し、質点系のモデル化によって動的解析を行い、各機器等の固有周期に基づいて応答応力を評価している。維持規格二〇〇〇ではこうして得られた地震力を欠陥の生じた機器等にそのまま適用するだけである。ところが、機器に欠陥があると、機器の固有周期が長くなり、また、振動モードに変化が生じる。とくに、剛構造の原子力発電所では、材料のき裂や機器の支持具の緩み等によって機器の固有周期が長くなると、地震動に対する応答速度が増し、それがさらにき裂や支持具の緩みを進展させ、機器や支持具等の破断に至るおそれがある。この危険性は現行耐震設計審査指針における応答スペクトルの提唱者である大崎順彦氏が著書で警告している。耐震設計審査指針では基準地震動によって発生する応力に対して許容基準を満たすことが求められ

ており、供用中の原子炉についてもこの応答応力を正確に求める必要がある。しかし、機器等に欠陥等が入っている場合には、機器の応答応力を動的に厳密に評価する手法が現在存在しないと思われるが、それに相違ないか。

欠陥のない状態を想定して求めた、機器等に発生する応答応力がそのまま欠陥のある機器等に発生すると仮定することは地震動による応答応力を過小評価することになるとと思われるが、それに相違ないか。原子力安全・保安院では、き裂の有無が応答応力の評価結果にほとんど影響しないと判断しているのであれば、そのように判断した実験データ等の根拠を明らかにされたい。

<答弁書>一の(五)について

設備の固有周期が大きく変化する場合における当該設備に作用する地震力の変化を動的に解析する手法は確立されていないが、発電用原子力設備については、「原子力配管系の多入力振動実験報告書(その二)」(国立防災科学技術センター研究速報第七十九号)及び「機器・配管系の経年変化に伴う耐震安全裕度評価手法の研究報告書」(防災科学技術研究所研究資料第二百二十号)に示されている実験結果により、ひび割れが生じたとしても固有周期への影響はほとんどないことが確認されており、ひび割れが生じた設備についても、ひび割れない状態の固有周期を前提として、設備に作用する地震力を過小評価することなく耐震性の評価を行うことが可能であると考えている。

<質問主意書>

二 材料欠陥の検査精度について

(一) 蒸気発生器細管等の過電流探傷検査装置では肉厚の二〇～四〇%以上のひび割れでなければ検出できず、抜管による破壊検査を行う以外にき裂の状態を正確に把握することは困難である。超音波探傷検査装置では溶接部や複雑な構造の部位および材料によっては、き裂が否かの判別およびその大きさの確定が困難である。強い放射線環境下にあるという原発特有の条件がひび割れの測定を一層困難にしている。これらの結果、検査技術者の経験と勘によって判断されるグレーゾーンが広く、き裂の大きさが過小評価される可能性がある。維持規格二〇〇〇ではき裂等の大きさが正確にわかることが前提であり、検査装置および検査方法を厳格に指定し、き裂等の大きさの計測精度を考慮した許容基準を具体的に定めておく必要がある。維持規格二〇〇〇にはそのような規定はないと思われるが、どうか。

もし、このような規定を維持規格二〇〇〇に追加的に定めたのであれば、その測定精度を測定装置、測定箇所、測定方法とともに具体的に示されたい。

(二) 原子力安全・保安院は、技術評価書のなかで、非破壊検査の検査精度確保、欠陥が検出された場合の追加試験の実施、継続運転が可能とされた場合の継続検査の実施、評価の前提条件が変わった場合の再評価の実施などを「同規格を使用して健全性評価を適切に実施するうえで必要な事項」として事業者求めたと報道されているが、これに相違ないか。原子力安全・保安院は、非破壊検査の検査精度としてどの程度の精度の確保を事業者求め、それが確保されているかどうかをどのように確認するのか。の追加試験およびの継続検査については、検査装置や検査精度はの検査と同じと判断してよいか答えられよ。

<答弁書>二の(一)及び(二)について

維持規格二〇〇〇は、発電用原子力設備の使用開始後において検査等で発見されたひび割れを対象として評価を行うための手法を定めたものであり、検査装置、検査方法等について定めたものではないことから、維持規格二〇〇〇の適用に当たっては、事業者が行う検査において十分な精度が確保されることが前

提となると認識している。このため、技術評価書案において、別紙二のとおり、維持規格二〇〇〇を適用するに当たり検査精度の確保等のため事業者が遵守すべき事項を示したところであり、これらの事項の遵守をどのように確保するのかなどについては、今後、検討を進めてまいりたい。

<質問主意書>

三 定期自主検査の審査 評定について

(一) 電気事業者が行う定期自主検査については、その実施体制(組織、体制、方法など)は審査・評定されるが、電気事業者がその検査体制に基づいて行った健全性評価の結果については経済産業大臣への報告だけで、審査・評定を受けない。このようなシステムでは、維持基準が運用面で厳格に守られるという制度的な保証がないと思われるが、どうか。

(二) 東京電力が行っていたように、事業者内で書類に残らない検査ルールを作り、口述で引き継ぎ、一貫した不正を行えば、誰にも発見されないまま、ずさんな検査とずさんな「健全性評価」が事業者の中でまかり通ることになる。このような不正を制度的にどのように防ぐのか、具体的に示されたい。電気事業者の抜本的な体質改善がない限り、電気事業者まかせの健全性評価基準を導入することは、検査体制の一層の骨抜きにつながるとと思われるが、どうか。

<答弁書>三の(一)及び(二)について

改正電気事業法第五十五条第四項の規定に基づき、独立行政法人原子力安全基盤機構(以下「機構」という。)が同条第一項の規定による事業者の定期事業者検査(健全性評価を含む。以下同じ。)の実施に係る組織、検査の方法、工程管理等についての審査を行うこととされており、定期事業者検査を実施する事業者について、当該審査の実施を通じて、検査に係る経営者の責任の明確化、検査部門から独立した監査部門の設置等不正が起きにくい社内体制の整備が実現することとなるよう、平成十五年十月に予定している同条の施行に向けて、現在、関係規定の整備等について検討を進めているところである。また、改正電気事業法第百十七条の二において、定期事業者検査の結果について虚偽の報告をした場合等の罰則が規定されており、これらによって、事業者による定期事業者検査の適切な実施が確保されるものと考えている。

<質問主意書>

(三) 原子力安全・保安院は経済産業省管轄のままで、原子力推進行政と不可分一体であり、事業者の自主検査と健全性評価をチェックする体制もなく、立地自治体や原発周辺住民、さらには原発に批判的な国民の意見を反映させるシステムもない。四月に設立された独立行政法人原子力安全基盤機構は、電気事業者の定期自主検査体制を審査し、原子力安全・保安院が行うべき定期検査の一部を分担するが、この独立行政法人には、経済産業省役人が役員として天下りし、原子力メーカーなどの技術者が職員として派遣されている。電気事業者に対する検査や審査の大半がすべて原子力推進に利害のある身内だけで行われる体制がつくられるといえる。これでは、ずさんな検査体制に拍車がかかるのではないか。それを防ぐ手段の組み込まれていないシステムでは、たとえ維持基準が現行の安全基準と同等のものとして作成されたとしても、厳格に運用されない可能性がある。そうならないという制度上の保証はどこにあるのか明らかにされたい。

<答弁書>三の(三)について

経済産業省としては、原子力に係る安全の確保が極めて重要であると認識しており、厳格な安全規制の

実施により発電用原子力設備の安全確保に万全を期しているところである。機構については、平成十五年十月に設立される予定であるが、原子力施設の検査等の事務に電気事業者等からの出向者を充てないようにするなど原子力安全規制の被規制者からの独立性及び中立性を確保するための措置を講じていくことを予定している。また、三の（一）及び（二）について述べたように、制度的にも定期事業者検査の適切な実施を確保するための仕組みが整えられており、「ずさんな検査体制に拍車がかかるのではないか」、「維持基準が（中略）厳格に適用されない可能性がある」との御指摘は当たらないと考える。

別紙一

原子炉小委員会名簿（平成十五年三月二十五日現在）

委員長	班目春樹	東京大学大学院工学系研究科教授
	青山博之	東京大学名誉教授
	朝田泰英	社団法人火力原子力発電技術協会技術顧問
	阿部勝征	東京大学地質研究所教授
	阿部清治	日本原子力研究所安全性試験研究センター長
	石川迪夫	財団法人原子力発電技術機構技術顧問
	石塚 信	財団法人原子力安全技術センター客員研究員
	石野 栞	東海大学工学部教授
	大橋弘忠	東京大学大学院工学系研究科教授
	岡 芳明	東京大学大学院工学系研究科教授
	川上 泰	財団法人原子力研究バックエンド推進センター顧問
	近藤駿介	東京大学大学院工学系研究科教授
	斯波正誼	財団法人原子力発電技術機構技術顧問
	辻川茂男	東京大学大学院工学系研究科教授
	宮 健三	慶應義塾大学大学院理工学研究科教授
	宮崎慶次	近畿職業能力開発大学校校長
	吉川榮和	京都大学大学院エネルギー科学研究科教授

基準評価ワーキンググループ委員名簿（平成十五年三月二十五日現在）

主査	班目春樹	東京大学大学院工学系研究科教授
	安藤弘昭	財団法人発電設備技術検査協会法定業務室長
	岸 輝雄	独立行政法人物質・材料研究機構理事長
	庄子哲雄	東北大学大学院工学研究科教授
	鈴木雅秀	日本原子力研究所東海研究所原子炉安全工学部機器信頼性研究室長
	関村直人	東京大学大学院工学系研究科教授
	野本敏治	東京大学大学院工学系研究科教授
	和田雄作	核燃料サイクル機構大洗工学センター要素技術開発部部長

別紙二 日本機械学会「維持規格（JSME S NA1-2000）」に関する技術評価書（案）からの抜粋

5. 維持規格適用に当たっての条件

維持規格による発電用原子力設備の健全性評価が適切に実施されるために、当該規格を活用するに際して必要となる条件を明確にし、事業者に対してこれを遵守するよう求める必要がある。このため、健全性評価制度に係る関係省令や審査基準等を整備する際において、以下の事項を維持規格の適用に関する条件として具体化することが必要であると考えらる。

5.1 非破壊試験の実施

(1) 非破壊試験の実施方法

欠陥の検出及び欠陥寸法の測定を目的とした非破壊試験が適切かつ十分な精度を以て実施されることが、欠陥評価の前提条件である。このため、事業者は、非破壊試験の実施に当たって、欠陥の検出、欠陥の長さ及び深さの測定にそれぞれ適した試験方法を選択し、その試験方法が十分な精度を有することを予め確

認する必要がある。

また、事業者は、非破壊試験を実施する者（試験員）が当該試験を行うための十分な能力を有していることを確認することが必要である。その際、例えば、当該試験員が、非破壊試験に必要な能力を証明する資格認定を受けていること、適切な頻度でその能力維持に必要な講習や訓練を受けていること等を確認して判断すべきである。

(2) SUS316(LC)材を用いた原子炉再循環系配管の探傷試験

SUS316(LC)材を用いた原子炉再循環系配管について、超音波探傷試験により検査を行う場合には、十分な検査精度を確保することが必要である。超音波探傷試験法による欠陥長さの測定には、斜角法と二次クリーピング法を組み合わせることにより精度よく測定できるものと考えられるが、欠陥深さの測定に際しては、SUS316(LC)系ステンレス鋼に発生する応力腐食割れが母材から溶接部に向かって進展し溶接金属内に存在する可能性があることを認識して探傷するとともに、溶接金属内の探傷に適した超音波探傷法を新たに導入することにより、検査精度の確認・向上が求められる。

このため、事業者は、上記の改善された方法について、国内の実証試験で確認されている精度（実測との誤差に係る標準偏差の2倍（2））として最大でも約4.4mm以内であること）と同等であることを実証し信頼性を確認した上で、実機に適用することが必要である。

また、超音波探傷試験法以外の方法を用いる場合にあっても、十分な検査精度を確認した上で、適用することが必要である。

(3) 欠陥の検出に伴う追加試験

供用期間中検査の非破壊試験により、検査対象機器において有意な欠陥指示が確認された場合は、当該検査の対象箇所に含まれていない類似箇所においても欠陥が存在する可能性があることから、事業者は、当該検査の期間中に類似箇所に対する追加的な非破壊試験を行う必要がある。この追加試験では、当該機器について当初計画されていた試験の数量に等しい箇所数又は範囲を対象とすべきである。

また、追加試験において更に欠陥が検出された場合には、材料や使用条件等の類似性を考慮して、当該機器において、同種の欠陥等が発生する可能性が高いと判断されるすべての箇所について試験を行うことが必要である。

5.2 第一段階の欠陥評価（EB-1020等）に係る事項

(1) 評価不要欠陥の取扱

維持規格においては機器の設計繰返し荷重（60年）を想定し、その間成長する欠陥の大きさを予想して評価不要欠陥を定めているが（「維持規格」解説（ ）-1-4ページ参照）、60年という期間は、評価不要欠陥寸法を定めるための前提条件であることから、検出された欠陥が評価不要欠陥寸法以下であることを以て、当該機器が60年間継続使用できるものと解してはならないということを十分に認識する必要がある。

(2) 評価不要欠陥に対する監視

維持規格に規定される方法により評価不要欠陥と判定された場合であっても、近傍にある複数の欠陥が合体し進展するおそれがある場合などについては、事業者は、ある一定の期間内において技術的に妥当と認められる頻度で当該箇所を繰返し監視する定点サンプリングを実施することが必要である。

(3) 応力腐食割れ（SCC）による欠陥の評価

SCCによる欠陥に対しては、維持規格においては評価不要欠陥の適用は認められていないため、事業者は、検出された欠陥を評価不要欠陥と評価する際には、当該欠陥がSCCによるものでないとする技術的根拠を明確にし、その根拠及び結果を記録して保存することが必要である。

5.3 継続使用機器の監視

き裂進展評価及び破壊評価（EB - 3000、EB - 4000及びEB - 5000）の結果に基づき、一定期間の継続使用が認められた場合であっても、当該欠陥の進展予測の妥当性を確認するために、事業者は、継続検査の実施計画を策定して、当該期間中に、技術的に妥当と認められる頻度で継続的に、当該欠陥を監視することが必要である。

5.4 評価の前提条件と再実施

維持規格では、進展予測に際しての荷重の発生回数を、設計時の条件ではなく、運転実績に基づいて設定するとしているが、この場合、欠陥の進展予測結果が運転実績に影響されることとなる。これは、現実的な方法であるが、その一方、必ずしも将来予測を行う条件として十分であるとは限らない。このため、事業者は、運転実績だけに限らず、設計時の条件と運転期間を基に設定するというASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XIの考え方を考慮して定めることが必要である。

また、事業者が設定した荷重の発生回数を超えたり、進展予測の評価の前提として想定していた以外の荷重が発生するなど、進展予測の前提条件が変わるような場合、事業者は、その条件に則した再評価を行うとともに、必要に応じて当該欠陥寸法を再度計測することが必要である。

さらに、基準地震動（S1）による地震力あるいは静的地震力に比べて十分小さい地震力以下で原子炉が自動停止するよう設計・運用されているが、この設計地震力に相当する加速度未満の地震を経験した場合、事業者は、発電所の再起動に先だって適切な点検を行い、問題のないことを確認することが必要である。

5.5 第1種機器以外の設備への「維持規格」の適用

維持規格は、第1種機器（原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するフェライト鋼容器、オーステナイト系ステンレス鋼管及びフェライト鋼管）を対象としているが、これら以外の機器について欠陥評価を実施する場合は、「維持規格」に定める方法を適用することができる。

5.6 「維持規格」以外の方法の適用

維持規格に定められた方法の一部あるいは全部について、他の方法を適用することにより健全性評価を行うとする場合、規制当局の承認を受けることが必要である。すなわち、当該方法が十分な技術的根拠を有し、かつ、容認できるレベルの品質と安全性を保証するものであることの技術的妥当性を提示し、その適用の是非について承認を受けることが必要である。

5.7 想定外欠陥に関する情報の共有化

非破壊試験において検出された欠陥が、「維持規格」において想定するき裂進展機構（EB - 3330、EB - 4330及びEB - 5330）に該当しない機構で進展するものであることが判明した場合あるいはその可能性がある場合には、「維持規格」を適用することはできない。

しかしながら、こうした欠陥は新たな進展機構によるものであることから、当該欠陥に係る技術的知見を今後の対策検討等に有効活用するとの観点から、規制当局及び事業者は、試験の結果、き裂が生じた条件と進展予測、対策等について、情報の共有化が図れるような仕組みを検討する必要がある。