

維持規格の技術評価に係る関係規則解釈等の一部改正案
に対する意見募集の結果について

令和元年6月5日
原子力規制委員会

維持規格の技術評価に係る関係規則解釈の一部改正案について、意見募集を実施しました。その結果につきましては、以下のとおりです。

今回、御意見をお寄せいただきました方々の御協力に厚く御礼申し上げます。

1. 概要

- 意見募集の期間 : 平成31年3月14日～平成31年4月12日
- 意見募集の方法 : 電子メール、郵送、FAX
- 意見募集の対象 : 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈の一部改正案（新旧対照表）
実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の一部改正案（新旧対照表）

2. お寄せいただいた御意見

- 御意見数 : 6件
- 御意見に対する考え方 : 別紙のとおり

以上

(別紙)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈の一部改正（案）、実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の一部改正（案）に関する御意見及び御意見に対する考え方

No.	該当箇所 ¹	御意見（原文）	考え方 ²
1	P8	附属書 A による認証者が充足されつつあるため、「PD 認証制度発足後の認証者が充足されるまでの当面の間における暫定的な措置」が削除されていますが、附属書 B 及び附属書 C による認証者については同様の措置が必要と考えられますので、暫定的な処置の要求は残すべきであると考えます。	日本非破壊検査協会の超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証（NDIS0603）（以下「超音波探傷試験システム認証」という。）附属書 A が規定された当時は、オーステナイト系ステンレス鋼管で応力腐食割れが発生し、健全性評価の実施が急務であったことから暫定的な措置を設けたものです。 改定版に追加された附属書 B 及び C については、差し迫ったサイジングの必要性はなく、当該規格に従って検査員を認証することは可能と考えます。
2	P30 IA-2110 供用前検査の実施時期(1)	多くの国で基準として用いられている米国 ASME Sec. III では配管の供用前検査の実施時期については、耐圧試験後に限って実施するような規定は存在しない。このように、諸外国の供用前検査の実施時期(配管の場合)を踏まえた規定とする必要があると考える。	The American Society of Mechanical Engineers（以下「ASME」という。）規格 Sec. III Rules for Constructions of Nuclear Facility Components には、配管の供用前検査の実施時期は、起動前とされています。 原子力規制委員会は、3 学協会規格を含む民間規格を原子力規制委員会の定める規則解釈又は審査基準等で行政手続法第 5 条に規定する審査基準に該当するものに引用しようとする場合には、その策定プロセス等によらず、規定内容が技術的に妥当であるかという観点から、技術評価を行うこととしています（「原子力規制

¹ ページは、平成 30 年度第 66 回原子力規制委員会資料 5 別紙 1 のもの

² ページは、別紙 2-1 のもの

			<p>委員会における民間規格の活用について」(平成30年6月6日原子力規制委員会)参照)。American Society of Mechanical Engineers (以下「ASME」という。)規格に規定されたものについては、日本機械学会が規格に取り込むに当たって実施した技術的検討内容の妥当性を確認しており、ASME規格に規定されていることをもって妥当とは判断しないこととしています。</p> <p>溶接部に割れ等の欠陥があれば耐圧試験により欠陥先端が広がり欠陥幅が増加し、欠陥に対する引張荷重負荷前後で超音波探傷試験の欠陥エコー高さが変化することは実証試験^注で確認されています。この知見を踏まえたものですので、原案のとおりとします。</p> <p>注：「溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書(供用期間中検査実証試験)昭和61年度」、財団法人原子力工学試験センター、図3.2.33、昭和62年3月</p>
3	P30 及び P31 IA-2320 検査プログラム (4)	<p>以下の理由から、試験対象の拡大に対する検査プログラムの反映について、維持規格の規定の読み替えは不要であり、計画的に対応を行うため、維持規格「添付 I-2 検査プログラム適用にあたっての移行措置」を適用するなど、十分な移行期間が確保可能となるよう移行措置を設け対応すべきと考える。</p> <p>(理由)</p> <ul style="list-style-type: none"> 試験対象の拡大が安全性に大きく影響を与えるものについては、別途、予防処置等の事業者の取り組みや規制文書等により即座に対応することが可能であり、機器の健全性は確保できると考 	<p>平成30年度 第66回原子力規制委員会「資料5 維持規格の技術評価に係る関係規則解釈等の整備及びこれらに対する意見募集の実施について」(以下「委員会資料」という。)7ページに、既に策定されている保守管理の実施に関する計画について本改正を踏まえた変更を直ちに求めるものではないとしており、改めて経過措置を設ける必要はありません。</p> <p>本改正を踏まえた計画の変更は、自主的に行われることとなるため、今後、事業者から公開で説明を求めることとしています。事業者において、計画の策定に長時間を要する等の実施における課題があれば、その場において説明を受けることとなります。</p>

		<p>えられることから、移行期間を確保したとしても安全性に問題はないと考えられる。</p> <p>なお、維持規格では、供用期間中検査の標準検査において、判定基準を満足しない欠陥が発見された場合には、範囲を拡大して追加検査を実施するよう規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査プログラムへの反映については、検査計画の策定には膨大な追加データを整備する必要がある。 <p>機器や溶接継手等を追加する場合においては、工事計画段階から機器等の設置までの期間に必要なデータ整理の期間を確保できるが、既設の機器や部位について系統単位で試験対象を拡大するような場合においては、試験対象となる各継手の設計図面等の確認、現場確認・検査計画関連資料の作成といった膨大なデータの整備が必要となり、計画の策定に十分な期間が必要となる。</p>	
4	<p>P33</p> <p>IC-3210 試験 圧力</p> <p>ID-3210 試験 圧力</p>	<p>原子力規制庁殿は、系の漏えい試験において、低い圧力を選択して検査を行うことができるようになっていたことを懸念されると理解している。</p> <p>しかしながら、事業者として、現状、恣意的に低い圧力を選択して試験することはしていない。現記載案が不明確であるため、以下のとおり修正いただきたい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・読み替える規定「IC-3210 (1) 試験圧力」の「読み替える字句」について、「系の漏えい試験は、運転圧力以上の圧力（系の起動から停止までの過程における安定的に得られる運転圧力の高いほう）で行わなければならない。」 ・読み替える規定「ID-3210 (1) 試験圧力」の「読み替える字句」 	<p>維持規格は、クラス 1 機器の系の漏えい試験は、100%定格出力時の定常運転圧力以上の圧力で行うとしています。これに対し、クラス 2 機器及びクラス 3 機器の漏えい試験の圧力は、単に運転圧力以上の圧力で行うとされていることから、系統の運転圧力のうち最も高いもので試験することを明確にしたものです。</p> <p>御意見を踏まえ、以下のとおり修正します（下線部を修正）。</p> <p>34 ページ及び 57 ページ「IC-3210 試験圧力(1)」及び「ID-3210 試験圧力(1)」読み替える字句</p> <p>○ 系の漏えい試験は、<u>運転圧力以上の圧力で行わなければならない。この場合において、一つの系統またはその一部が、二つの運転モードを有し、かつ各々の運転圧力が異なる場合、</u></p>

		について、「系の漏えい試験は、運転圧力以上の圧力（系の起動から停止までの過程における安定的に得られる運転圧力の高いほう）で行わなければならない。」	<u>当該部の系の漏えい試験は、運転圧力が高い方の圧力以上で行わなければならない。</u>
5	P33 IC-3210 試験 圧力 ID-3210 試験 圧力	「系の起動から停止までの過程における最も高い圧力以上」の解釈は以下でよいか確認したい。 原子炉を運転する過程において、一つの系統またはその一部が、二つの運転モードを有し、かつ各々の運転圧力が異なる場合のことであって、当該部の系の漏えい試験は、運転圧力が高いほうの圧力以上で実施することによいか。（第 6 回（維持規格の技術評価）新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合の資料 6-1 の 19 頁で示した通り。）	No. 4 の御意見に対する考え方を参照下さい。
6	P33 及び P54 IC-1220 試験 免除機器	IC-1220 試験免除機器(2) <読み替える字句> 呼び径 100A 以下の管と試験対象機器との取合部およびその系内機器（取合部が入口側，出口側共に呼び径 100A 以下の管。ただし，加圧水型原子力発電所の高圧安全注入系に関しては，呼び径 40A 以下の管。ただし，入口側または出口側が複数個のときは呼び径の二乗和平方根の値が 40A 以下とする。 ○意見 以下のように記載を修正したほうがよい。（「」部の修正・追加） 呼び径 100A 以下の管と試験対象機器との取合部およびその系内機器（取合部が入口側，出口側共に呼び径 100A 以下の管。ただし，加圧水型原子力発電所の高圧安全注入系に関しては，呼び径	御意見を踏まえ、「IC-1220 試験免除機器」の末尾に「）」を追加します。また、2つめの「ただし」は「また」に修正します。

		<p>40A以下の管「とし」、入口側または出口側が複数個のときは呼び径の二乗和平方根の値が40A以下とする。）」</p> <p>○理由</p> <ul style="list-style-type: none"> ・“)”の記載がないため、追記が必要と思われます。(33頁の記載のみ) ・ただし書きが連続しており、後半の“ただし”は、100A以下の管、40A以下の管のどちらにかかっているか分かりにくいため、記載を修正したほうがよいと思われます。 	
7	<p>P39 表 IB-2500-1 試験カテゴリ と試験部位および試験方法</p> <p>P42 ・「IC-1220 試験免除機器」の(5)から(7)まで、(9)及び(10)は、適用除外とする。</p>	<p>福島第一原子力発電所事故の反省として、リスクの小さなところへリソースを投入しすぎた結果、大きなリスクへの対応が疎かになったことが挙げられている。つまり、リスクの小さいところへリソースを投入することは、結果として安全性を下げることに繋がる可能性があることを意味している。</p> <p>そのため、今後本格的に運用が始まるROPでは、米国において実績があり、成果も上がっている「パフォーマンスベース」、「リスクインフォームド」という考え方を基本に、試験・検査程度の策定に際しても、リスクに応じ軽重をつけ、リスクの大きいものに集中的にリソースを投入できるようにすることが1つの目的とされている。また、ROPでは、目標とする安全レベルが達成されるのであれば、そのための具体的な手段について規制側が事業者には指示するのではなく、事業者の自主的・主体的な安全性向上への取組を促すことも目的とされている。</p> <p>一方で、今回の技術評価書(案)にて、原子炉压力容器やクラス2機器において、非破壊試験の試験程度が大幅に増えることとなっ</p>	<p>原子力規制委員会は、原子力基本法第2条第2項において「原子力の安全の確保については、確立された国際的な基準を踏まえ」ることとしていること、及び諸外国の状況を参考に、我が国においても同様の試験程度とすることとしたものです。維持規格の技術評価に関する検討チーム会合において、技術的な検討を行いましたので、御意見を踏まえ「日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2012年版/2013年追補/2014年追補)」(JSME S NA1-2012/2013/2014)及び関連規格に関する技術評価書」(以下単に「技術評価書」という。)の「3.2.2.7 クラス1機器及びクラス2機器の容器の溶接継手の標準検査(4)(ウ)」(58ページ)の第2段落の後に、以下の記載を追加します。</p> <p>○ なお、維持規格の技術評価に関する検討チーム会合での主な意見等は以下のとおりであった。</p> <p>(a) 日本の非破壊検査員のレベルについて、10年以上前の研究では高いレベルにあり、現在でも維持されていると認識している。</p>

	<p>ており、リスクに応じたリソースの配分や、事業者の自主的・主体的な取組を促すといった ROP の目的とは乖離していると考えている。</p> <p>また、非破壊試験範囲が大幅に増えることにより、作業員の被ばく線量も増えることになる。これは ALARA の考えにも反するものであると考えている。</p> <p>そのため、試験程度の設定に際しては、これらを念頭に入れ、ご検討頂きたい。</p>	<p>(b) 確率論的破壊評価による国内原子炉圧力容器の感度解析によれば、運転年数が少ない場合は維持規格の規定（国内実績に基づく丁寧な超音波探傷試験（検査精度高）で 7.5%の頻度）と ASME Sec. XI の規定（検査精度中又は低で 100%の頻度）との破損頻度の差異は少ないが、運転年数が多い場合、試験技量の高い者が 10 年間で 100%の検査を行えば、30 年目でも 10 年目と同程度の低い破損確率を維持できる可能性があることを示唆している（添付資料－4 参照）。</p> <p>(c) 諸外国の試験程度と同様の 10 年で 100%の試験程度にするというのは合理的である。試験結果に基づく技術的根拠があれば、試験程度の低減等を認めることが妥当ではないか。</p> <p>また、クラス 2 機器の非破壊試験の免除規定については、本来免除すべきではなかった部位について免除されていたことから、本来必要な試験程度に改めたものです。</p> <p>御意見を踏まえ、技術評価書を以下のとおり修正します（下線部を修正）。</p> <p>「3.2.2.26 クラス 2 機器の非破壊試験免除範囲（1）（ア）」（181 ページ）下から 4 行目</p> <p>○ <u>本来、非破壊試験を免除すべきではなかった部位について、非破壊試験を免除しているものであり、「IC-1220 試験免除機器」(5)～(7)、(9) 及び(10)について、非破壊試験を免除することは妥当ではない。</u></p>
--	---	---

			<p>今回の試験程度の変更は、リスクや重要度等を踏まえたものです。作業員の被ばく線量については、試験程度が増えることから、相対的には増えることとなりますが、事業者は、10年程度に分けて試験をすること、検査員の育成を計画的に進めること等により、試験を実施することは可能としています。なお、事業者の被ばく線量の低減に向けた検査内容の変更の申し出については、その技術的妥当性の評価を優先的に行うこととします^{注1}。</p> <p>注1：事業者は、更なる安全性確保を目的として、原子炉圧力容器の一般部^{注2}のうち全ての溶接継手の試験可能な範囲について、10年程度で計画的に超音波探傷試験を実施することとしており（第5回 新規制要求に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料5-2 4ページ）、その結果を用い、確率論的破壊力学を用いてリスクを評価し検査に反映する取組を挙げている（第5回 新規制要求に関する事業者意見の聴取に係る会合 議事録23ページ）。</p> <p>注2：炉心外周域耐圧部分及び容器の耐圧部分の溶接継手</p>
8	P39 表 IB-2500-1 試験カテゴリ と試験部位および試験方法	2018年12月13日の事業者意見聴取にてご説明の通り、事業者の自主的な取り組みとして、今後10年程度で原子炉圧力容器の溶接部（一般部）のうち試験可能な全範囲について非破壊試験を実施することを計画しており、これにより各年代・各炉型の原子炉圧力容器溶接部の非破壊試験データが揃うこととなる。また、このデータを活用することで、これまで10年で7.5%の試験程度であった一般部の溶接線にどの程度のリスクがあるか、評価すること	<p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306194号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））は「技術基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合するものと判断する。」と規定しており、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、他の方法でもよいこととしています。</p>

		<p>が可能となる。そのため、原子炉圧力容器の溶接継ぎ手の試験程度については、この評価結果を勘案した上でご検討頂きたい。</p> <p>また、ASME Sec. XI では、原子炉圧力容器については、10年で全ての溶接継手の試験可能な範囲に対して試験を実施するよう要求されているが、米国においては事業者がNRCにリリースリクエストを提出し、リスクに応じた試験程度の適正化をする仕組みが確立されている。そのため、規格を米国に合わせるのであれば、米国のように「リスクを踏まえた試験程度の設定」と「試験程度を適宜見直すことのできる仕組みの設立」についても同時にご検討頂きたい。</p>	
9	P39 表 IB-2500-1 試験カテゴリ と試験部位お よび試験方法	<p>原子炉圧力容器の溶接継手の非破壊試験の試験程度を「全ての溶接継手の試験可能な範囲とする」ことと合わせて、リスクに応じて試験程度を決める制度を作ることも重要であり、米国にならって試験免除申請を受け付ける運用を検討していただきたい。また、非破壊試験技術者の確保や技術開発・探傷試験用の機器の準備等にかかる時間を考慮して施行の時期や経過措置を決めていただきたい。</p>	<p>リスクに応じた試験程度については、No. 8、施行の時期や経過措置については、No. 3の御意見に対する考え方を参照下さい。</p>
10	P39 表 IB-2500-5 試験カテゴリ と試験部位お よび試験方法	<p>表 IB-2500-5 試験カテゴリと試験部位および試験方法 試験カテゴリ B-F 耐圧部分の異種金属の溶接継手 <読み替える字句> (9) 図 IB-2500-17-1 の(1)セーフエンドの溶接継手の試験範囲は管台側厚さを基準として内面側 1/3 範囲とする。同図(2)管の溶接継手の試験範囲は溶接部の颯佐を基準として内面側 1/3 の範囲とする。</p>	<p>御意見のとおり、修正します。</p>

		<p><内容></p> <p>○意見</p> <p>以下のように記載を修正したほうがよい。(「」を修正)</p> <p>(9) 図 IB-2500-17-1 の(1)セーフエンドの溶接「継手」の試験範囲は管台側厚さを基準として内面側 1/3 範囲とする。同図(2)管の溶接「継手」の試験範囲は溶接部の「厚さ」を基準として内面側 1/3 の範囲とする。</p> <p>○理由</p> <p>誤記と思われるため字句修正が必要と思われます。</p>	
11	P40 表 IB-2500-9 試験カテゴリ と試験部位お よび試験方法	<p>表 IB-2500-9 試験カテゴリと試験部位および試験方法</p> <p>試験カテゴリ B-J 管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接継手</p> <p><読み替える字句></p> <p>(9) 図 IB-2500-17-2(1)セーフエンドの溶接接手の試験範囲は管台側厚さを基準として内面側 1/3 範囲とする。同図(2)管の溶接接手の試験範囲は溶接部の颯佐を基準として内面側 1/3 の範囲とする。</p> <p><内容></p> <p>○意見</p> <p>以下のように記載を修正したほうがよい。(「」部を修正)</p> <p>(9) 図 IB-2500-17-2(1)セーフエンドの溶接「継手」の試験範囲は管台側厚さを基準として内面側 1/3 範囲とする。同図(2)管の溶接「継手」の試験範囲は溶接部の「厚さ」を基準として内面側 1/3 の範囲とする。</p>	御意見のとおり、修正します。

		○理由 誤記と思われるため字句修正が必要と思われます。	
12	P42 ・「IC-1220 試験免除機器」の(5)から(7)まで、(9)及び(10)は、適用除外とする。	(別添 2 維持規格技術評価書(案)概要)より、「試験免除機器の規定には、技術基準規則第 2 条第 2 項第 33 号イに規定する「設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備であって、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器」が含まれており、妥当ではない。」とされていることから、技術基準規則第 2 条第 2 項第 33 号イの規定に該当する機器が非破壊試験免除を除外されると解釈することができる。 一方、BWR の主タービンを駆動することを主たる目的とする流体が循環する回路(主蒸気系・給水系)については、一部を除き技術基準規則第 2 条第 2 項第 33 号イには該当しない。よって、上記の解釈を勘案すると、BWR の主蒸気系・給水系のうち、技術基準規則第 2 条第 2 項第 33 号イに該当しない範囲については、非破壊試験を免除される機器に整理できると考えるが、その理解で問題ないか確認させて頂きたい。また、この理解が正しい場合には、誤解を与えないように技術評価書の記載を修正頂きたい。 なお、仮に当該範囲について非破壊試験を必要とするのであれば、その理由と技術的根拠を示して頂きたい。	御意見にある、委員会資料の 15 ページ No. 26 の記載「技術基準規則第 2 条第 2 項第 33 号イに規定する「(略)」が含まれており」は、「技術基準規則第 2 条第 2 項第 33 号イに規定する「(略)」等が含まれており」の誤りです。 クラス 2 機器の非破壊試験の免除については、No. 7 の御意見に対する考え方を参照下さい。
13	P42 及び P57	「・「IC-1220 試験免除機器」の(5)から(7)まで、(9)及び(10)は、適用除外とする。」に対して、「破壊を引き起こす亀裂その他の	No. 8 の御意見に対する考え方を参照下さい。

	<p>・「IC-1220 試験免除機器」の(5)から(7)まで、(9)及び(10)は、適用除外とする。</p>	<p>欠陥を検出する」ことは基本ではあるが、現実問題として非破壊試験が難しい部位や非破壊試験の効果が期待できない（欠陥検出器が期待しにくい）部位も多くあると考えられ、漏えい試験、サーベイランス試験、運転管理、保守管理等により設備の健全性を維持する手段の方が、非破壊試験より有効な場合もあると考えられる。重要度やリスクに応じて試験程度を決めることや試験免除申請を受け付ける運用を検討していただきたい。</p>	
14	<p>附則</p>	<p>今回の維持規格に関連するいわゆるバックフィット要求については、平成31年3月13日第66回原子力規制委員会 資料5「維持規格の技術評価に係る関係規則解釈等の整備及びこれらに対する意見募集の実施について」 P7(2)に「変更を直ちに求めるものではない」と記載されており、安全上緊急の必要性がある場合には該当しないことから、被規制者が対応するために必要な期間等を事業者を確認し、必要な期間等を確保いただけるとの理解で良いか。</p> <p>その一方で、亀裂解釈の一部改正案の附則においては、委員会決定の日から施行とされており、以下の懸念があることから、亀裂解釈の一部改正案の附則に経過措置期間を記載する等修正いただきたい。(例：10年間の経過措置を設ける、準備できたものから順次実施、規制委員会が別途定める期間《事業者から公開で説明を求める面談結果》など)</p> <p>・維持規格の検査計画の規定に対し、事業者が計画の策定に長期間を要する場合には、亀裂解釈の要件を満足する検査計画がない、</p>	<p>No.3の御意見に対する考え方を参照下さい。</p>

	<p>あるいは、検査が実施されない状況となるおそれがあり、技術基準の適合性の観点で問題となることが考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none">・また、施設定期検査申請書の記載も同様の検査計画によるものとならざるを得ない状況となる。	
--	--	--