

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

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 : 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案

2. お寄せいただいた御意見

- 御意見数 : 9件
- 御意見に対する考え方 : 別紙のとおり

以上

(別紙)

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（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	表紙	表紙の「平成31年」は西暦も併記したほうがわかりやすくなると思います。	令和元年が西暦2019年であることは容易に想起できますので、原案のとおりとします。
2	目次	目次の「2.5.2.3」と「欠陥の扱い」とのスペースは半角としたほうが良いと思います。前行までと平仄を合わせて。	御意見のとおり、修正します。
3	目次	目次の「3.2.3.4」の全角のドット「.」は半角のドット「.」としたほうがよいと思います。前行までと平仄を合わせて。	御意見のとおり、修正します。
4	P1 1.はじめに	まずは、維持段階における構造強度に関する性能要求を明確にすべきと考えます。現在、性能要求が示されているのは技術基準規則の第十八条としか考えられませんが、そこで示されているのは“破壊を引き起こす欠陥の非許容”のみであり、これで供用期間中検査の要求や欠陥評価の詳細規定が正しいかどうかを適切に審査し評価することが可能とは思えません。それが、維持規格2008年版の技術評価実施時から性能要求が変わっていないのに、2008年版の技術評価で認めていた内容を否定するという不可解なことが生じている原因と考えます。今回の技術評価結果をベースに、少なくとも今回の技術評価で維持	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年6月10日）（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の14は「発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持しなければならない。」としており、当該規則は、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（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）（以下「技術基準規則」という。）になります。したがって、維持段階における構造強度については、技術基準規則第17条が適用になります。

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2のもの

² ページは、別紙2-2のもの

		規格の内容を否定しているものについては、その根拠となる性能要求を明確にして示すなどして、性能要求の内容を整理していくべきであります。なお、技術基準規則解釈は維持規格と同じ詳細規定レベルの内容であり、性能要求とは言えないと考えられます。	技術基準規則第18条は、破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があつてはならないとし、「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）。以下「技術基準規則解釈」という。）において、「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」（原規技発第1408063号（平成26年8月6日原子力規制委員会決定）。）（以下「亀裂解釈」という。）を引用しています。亀裂解釈は、別紙1において「非破壊試験の方法は、次の条件を課した上で、維持規格に従い実施すること。」とし、別紙2において「非破壊試験において検出された亀裂等について、欠陥評価を行うに当たっては、維持規格及び事例規格に次の規定を補足して行うこと。」としています。維持規格は、破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の検査及び評価に関する方法等として亀裂解釈に引用されています。
5	P1 1.はじめに	1頁の2行目「電気事業法等」と、脚注1の1行目の「電気事業法」との違いは、何を意味しているのですか？	御意見を踏まえ「電気事業法」とあるのは「電気事業法等」に修正します。
6	P1 1.はじめに	1頁の5行目「平成15・11・14 原院第10号平成15年12月3日」は、「平成15年12月3日付け平成15・11・14 原院第10号」のほうが適当では？	御意見を踏まえ「平成15年12月3日 平成15・11・14 原院第10号」に修正します。
7	P1 1.はじめに	1頁の11行目「以下、」は「以下」のほうがよいと思います。同2行目と同様に。（2頁の15行目等についても該当箇所あり）	御意見のとおり、修正します。

8	P4 2.2 技術評価の範囲と手順	4頁の11行目、15行目で氏名と職名の間に（他の箇所のように1文字分ではなく）2文字分の空白を挿入しているのは、なぜですか？	記載の誤りになります。御意見を踏まえ、空白を1文字分削除します。
9	P13 2.4 維持規格の補修章の技術評価	補修章の技術評価を実施しない理由として、「規制上に位置付ける場合には、技術基準規則との対応関係が明確である必要があり」としていますが、補修章が妥当かどうかを判断する性能要求が規制側から示されていません。設計建設段階の性能要求については旧告示の内容を整理して技術基準規則に性能要求として示されていますが、多くの有識者が指摘しておられるように、わずかながら劣化が生じているのが前提の運転段階の性能要求は、設計建設段階と異なってしかるべきであり、補修章の規定が受けるべき運転段階の性能要求事項を設計建設段階のものと異なるものとして明示する必要があると考えます。それは規制側の役割ではありますが、2008年版の技術評価時から全く議論が進んでおらずできていないのが、補修章の技術評価ができない根本的理由ではないかと考えます。	原子炉等規制法第43条の3の14は「発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持しなければならない。」としており、補修を行った後の構造強度は、技術基準規則第17条が適用となります。 技術評価は、性能規定化された規制要求に対する容認可能な実施方法としてあらかじめ評価するものですので、補修章については、補修技術（欠陥除去、母材の中性子照射量に対する溶接制限、伝熱管施栓他）の要素について、仕様が規定されていること等が必要です。
10	P26 3.2.2.1 供用前検査	支持構造物の供用前検査(PSI)について「95℃を超える支持構造物に特定した規定があると対象範囲が限定されるため、妥当とは判断されない。」とあるが、当該部分は、IA-2100において供用前検査は、クラス1及びクラス2機器に対して行われる体積試験及び表面試験と規定していることに対して、支持構造物については供用期間中検査が目視試験であることから、目視試験を供用前検査として実施することを追加したものと解釈されます。また、クラス2機器及びクラス3のうち系統の温度が	御意見を踏まえ、「IA-2100 供用前検査」についての適用に当たっての条件は「なし」に修正します。また、「3.2.2.1 供用前検査(3)①及び②」(26ページ)の技術評価は以下のように修正します(下線部を修正)。 (3) 技術評価の結果 ①供用前検査の免除機器の削除と検査対象機器

		<p>95℃以下の機器は IC-1220 又は ID-12207 で供用期間中検査 (ISI)を免除されていますが、本技術評価によれば、機器の ISI が免除されていてもその支持構造物の PSI は免除できない、と解釈され、当該部分を適用除外とするのは、適切性を欠いているのではないか。</p>	<p>「ID-1220 試験免除機器」及び「IF-1220 試験免除機器」において免除される試験は VT-3 のみである²¹ことから、供用前検査の体積試験及び表面試験を免除される機器からこれらの規定を削除して明確化したものである。供用期間中検査の対象である機器（支持構造物を含む。）については供用前に異常のないことが検査されている必要があるが、使用前検査において「<u>外観検査</u>」並びに「<u>組立て及び据付状態を確認する検査</u>」が行われており、供用前検査（目視試験 VT-3、VT-4）と同程度の検査であることから、改めて供用前検査を行う必要はなく削除は妥当と判断する。</p> <p>②システムの温度が 95℃を超える支持構造物の供用前検査 <u>システムの温度が 95℃を超える支持構造物については熱膨張による影響を考慮して、「IA-2110 供用前検査の実施時期」において、最初の系統運転中又はそれ以後に供用前検査を行うと規定しており、これに伴い「IA-2100 供用前検査」において「システムの温度が 95℃を超える支持構造物」を改めて供用前検査の対象と規定したものであり妥当と判断する。</u></p>
11	P26 3.2.2.1 供用前検査	<p>技術評価書案において、『維持規格 2008 年版の「IA-2110 (IA-2100?) 供用前検査の実施時期(供用前検査?)」(1)のただし書は 95℃を超える支持構造物に係る「IF-2500 試験の範囲、程度および試験方法」の目視検査について、供用前検査の実施時期を明確化したものであり、95℃以下の支持構造物も供用前検査の対象機器から免除されていない。』とされていますが、維持規格 2008 年版の IA-2100 は、供用前検査の範囲と実施時期</p>	<p>No. 10 の御意見に対する考え方を参照下さい。</p>

		<p>について記載していたものであり、維持規格 2008 年版にて IA-2100(1)の「…試験の対象となる機器に対し本規格に定める体積試験、表面試験を供用前検査として行わなければならない。ただし、系統の温度が 95℃を超える支持構造物は、最初の系統運転中またはそれ以後に供用前検査を行わなければならない。」と規定しており、供用期間中検査でも目視試験しか要求されていない支持構造物は前者には含まれないことから、技術評価書案では規格の解釈を誤っています。なお、維持規格 2012 年版では、供用前検査の範囲を IA-2100 に、実施時期を IA-2110 に整理して記載したのみであり、規定内容に変更はありません。</p> <p>また、技術評価書案「①供用前検査の免除機器の削除と試験対象機器」において、供用前検査として目視試験を実施する範囲として「系統の温度が 95℃を超える支持構造物」に限定する規定を妥当と評価されており、上記の技術評価書案②の内容と矛盾していると考えます。</p> <p>検討チーム会合 参考資料 9-1 にあるように、検討チームの委員の方からも目視試験の範囲について供用前検査を適用することは否定的な意見が出されており、供用前検査の範囲を目視試験が適用されるすべての支持構造物に拡大することは適切ではないと考えます。</p>	
12	P26 及び P27 3.2.2.1 供用前検査	「溶接部に割れ等の欠陥があれば、耐圧試験により加圧することで残留応力と内圧力の組合せで局部的に降伏点を超える応力が発生し、微小な変形が生ずることにより、欠陥先端が広げ	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

		<p>られ鈍化することで非破壊試験の検出性が向上することが考えられる。」と評価されているが、25 頁 10 行目から 20 行目の日本機械学会による変更理由では、「配管の場合、(中略) 耐圧試験前後で採取するデータに差異が生じることはないと考えられる。」、「進展量は検知できないほど微小」と記述されており、両者の見解が異なっている。微小な進展の影響の程度が論点であり、データ等を基に微小な進展が健全性に影響をおよぼすか否か、非破壊試験の検出性に影響を及ぼすものか否か等を技術的に評価する必要がある。そして、「配管であって試験方法が表面の場合は」の読み替えの必要性を再度検討していただきたい。</p>	<p>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。</p> <p>御意見を踏まえ、「3.2.2.1 供用前検査(3)③」(27 ページ) 2 行目に脚注 23 として、出典を追記します。</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>
13	P27 3.2.2.1 供用前検査	<p>27 頁の 19 行目「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」は、4 頁で定義したとおり「原子炉等規制法」と記載したほうがよいと思います。(30 頁の最下行についても同様)</p>	<p>御意見のとおり、修正します。</p>
14	P28 3.2.2.1 供用前検査	<p>維持規格 2012 年版の規定「系統の温度が 95℃を超える支持構造物は、IF-2500 で定める目視試験を供用前検査として行わなければならない。」を削除するとの要件が付されていますが、この記載を削除すると、系統の温度が 95℃を超える支持構造物に対する供用前検査の検査要求が無くなり、支持構造物については、すべて供用前検査が不要と誤解されるおそれがあり適切ではないと考えます。</p>	<p>No. 10 の御意見に対する考え方を参照下さい。</p>
15	P35	<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</p>	<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</p>

	<p>3.2.2.4 検査プログラム</p>	<p>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>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>	<p>る意見募集の実施について」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ます。</p>
16	<p>P39 等 3.2.2.4 検査プログラム</p>	<p>技術評価の内容に、米国の ASME 規格と同等の規定を否定する評価が多くありますが、ASME 規定の内容、米国規制当局 NRC による同規格の評価の内容が正しく理解できていると思えます</p>	<p>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</p>

		<p>ん。現在の原子力規制庁は組織的にも能力的にも NRC のレベルには遠く及ばないと思われまので、規格基準の分野でも NRC との協力関係を構築し、十分な意見交換を行い、原子力規制の国際レベルを十分理解した上で、日本の民間規格の技術評価をすべきであります。また、最新知見に注目し導入する努力をするのは民間規格側の責務のように言っておられますが、こういった点からも、原子力規制庁自体にその姿勢があるように見えません。</p>	<p>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>また、原子力規制委員会は、維持規格に関することも含め、米国原子力規制委員会（NRC）や経済協力開発機構（OECD）等と協力関係を持ち、意見交換を実施しています。</p>
17	P39 3.2.2.4 検査プログラム	<p>定点サンプリングの定点の選定方法に係る記載において、「定点は、経年変化の発生条件、国内外の損傷事例、安全研究成果、ベースラインデータ等を参考に、適切に選定することが必要である²⁵。」とあり、注釈において、「25 定点サンプリング方式は ASME Sec. XI でも取り入れている試験カテゴリがあり、試験対象部位の選定条件については、例えば、Table IWB-2500-1 に具体的に規定されている。」と記載されています。しかしながら、ASME Section XI の Table IWB-2500-1 Note(2)には、系統の構造等を考慮して試験対象箇所を選定することが記載されていますが、経年変化の発生条件、国内外の損傷事例、安全研究成果、ベースラインデータ等を参考にすることは記載されていません。この技術評価書案の注釈のつけ方では、ASME</p>	<p>御意見を踏まえ、脚注 25 は、「3.2.2.3 標準検査計画（4）」（37 ページ）の 3 行目「定点サンプリング方式」の注記に移動します。</p>

		Section XIにおいて、これらを参考に定点を選定するよう規定されていると誤って受け取られかねない為、適切ではないと考えます。本注釈については、表題等の「定点サンプリング」の記載に付されることが適切と考えます。	
18	P39 及び P40 3.2.2.4 検査プログラム	『欠陥評価の対象となる欠陥は、何らかの経年変化事象によりその欠陥指示に進展するおそれがあるものであるから、「IA-2320 検査プログラム」(2)の規定が適用され、評価不要欠陥寸法を満足するものであっても次回以降の検査対象から外れることがないようにする必要があります。』とされています。しかしながら、欠陥評価の対象となる欠陥には供用前検査又は以前の供用期間中検査で検出されなかった微小な欠陥も含まれますが、これらは評価不要欠陥寸法基準と比較して評価することになります。評価不要欠陥寸法基準は、供用期間中に機器の健全性に与える影響が考えられない欠陥の寸法として定められていることから評価不要欠陥寸法基準を満たす欠陥に対して、IA-2320(2)を適用してまでの継続監視は不要と考えます。また、ASME Section XIでも評価不要欠陥寸法基準を満たす欠陥について特別な継続監視の要求はありません。	評価不要欠陥寸法基準を満足する欠陥は、通常の運転状態において欠陥が進展しても設計寿命期間中に機器の健全性を損なうような影響はないと考えられますが、検査の候補として対象に含める必要があることを記載したものであり、進展するおそれがあるものについて継続監視が必要としたものではありません。
19	P44 (P40) 3.2.2.4 検査プログラム	「評価不要欠陥のうち進展するおそれがあるものについて継続監視が必要であることを明確にする」の意味が不明である。継続監視が必要か否かを明確にするのか、それとも評価不要欠陥寸法規準の見直しを求めているのかがわかるように記述していただきたい。	No. 18の御意見に対する考え方を参照下さい。 御意見を踏まえ、以下のとおり修正します(下線部を修正)。 「3.2.2.3 標準検査計画(4)(エ)」(40ページ)の5行目から及び「3.2.2.3 標準検査計画(6)」(44ページ)の6行目から

			○ 進展するおそれがあるものについて継続監視の候補として対象に含める必要がある。
20	P52 及び P53 3.2.2.6 系の漏えい試験	IC-3210 試験圧力 (1), ID-3210 試験圧力(1)の規定について、「運転圧力以上の圧力」では、定格流量時の低い運転圧力で試験することも可能と解釈でき妥当ではないとの理由で、「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最も高い圧力以上であって最高使用圧力を超えない圧力）で行わなければならない。」と読み替えるよう要件が付されています。しかし、維持規格では、「IA-3210 (5) 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、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。」と規定しており、定格流量時の低い運転圧力で試験することは許容されていないため読み替えは不要と考えます。	<p>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）。 「3.2.2.6 系の漏えい試験（4）（ア）」（52 ページ）の 10 行目</p> <p>○ 規定された「<u>運転圧力以上の圧力</u>」では、<u>系統の定格流量時の運転圧力のうち低いものを選んで試験</u>することも可能と解釈できるため、妥当ではない。</p> <p>「3.2.2.6 系の漏えい試験（4）（ア）」（52 ページ）の 12 行目</p> <p>○ したがって、運転圧力以上の圧力とは「<u>IA-3210 試験圧力および試験温度</u>」に規定された「<u>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、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>」を踏まえた圧力とする必要がある。</p> <p>「3.2.2.6 系の漏えい試験（5）」（52 ページ）「IC-3210 試験圧力(1)」読み替える字句及び 53 ページ「ID-3210 試験圧力(1)」読み替える字句</p>

			○ 系の漏えい試験は、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、 <u>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、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>
21	P52 3.2.2.6 系の漏えい試験	「規定された「運転圧力以上の圧力」では、定格流量時の低い運転圧力で試験することも可能と解釈できるため、妥当とは判断されない。」とあり、” 定格流量時の低い運転圧力” という言葉が、「系統の使用パターンに応じた様々な（定格）流量がある中で、低い圧力となるときの運転圧力」を意味するのか、それとも「単に定格流量時は運転圧力が低いと考えており、この低い運転圧力」を意味するのかが不明確である。前者（系統の使用パターンに応じた様々な（定格）流量がある中で、低い圧力となるときの運転圧力）の解釈であると考えられるため、評価書案の該当箇所の記載に反映いただき、判断根拠を明確にしていきたい。	No. 20 の御意見に対する考え方を参照下さい。
22	P52 3.2.2.6 系の漏えい試験	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ていると理解している。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。 ・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（5 2 頁）「系の漏えい試験は、運転圧力以上の	No. 20 の御意見に対する考え方を参照下さい。

		<p>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。」</p> <p>・読み替える規定「ID-3210 (1) 試験圧力」の「読み替える字句」について(53頁)「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。」</p>	
23	<p>P55</p> <p>3.2.2.7</p> <p>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</p>	<p>「(4) 変更点以外の技術評価」原子炉圧力容器 試験程度関連平成30年12月13日に開催された新規制要求に関する事業者意見の聴取に係る会合第5回場で萩沼調整官は「米国において過去に100%検査をした後にプラント毎に評価を行い、試験部位の低減や検査間隔の延長が行われています。」とあたかも全てのプラントで一通り100%の範囲で検査が行われたかのごとき発言をしており「100%の範囲」の試験を行うのが当然のようなムードを醸成し、その後の「まずは100%の検査を1回行うということは重要」というムード作りの元となっている。しかし現実には必ず探傷不能範囲があるので、米国においても「100%の範囲」の検査を必ず一通り実施した訳ではない。また米国で求めているのは「100%」ではなく「原則100%」であり「90%以上」のことを意味しており検査していない箇所が無いことを意味しているものでもない。「100%の試験をした後で」というのはオーバーな表現もしくは事実誤認である。「100%」という単語を用いていることによりあたかも技術論のように聞こえますが実際は単に「検査していない箇所があることは気持ち悪い」という感情論でしかない。こうした感情論を背景と</p>	<p>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参考資料5-1の2ページ「II. 供用期間中検査における原子炉圧力容器に対するUTに関する要求等の比較」に、米国の検査程度は実質90%であることが記載されています。また、技術評価書においても「試験可能な全ての範囲」としており、事実誤認には当たりません。</p> <p>添付資料-4を記載する文脈が適切ではありませんでしたので、御意見を踏まえ、技術評価書の「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)」(57ページ)の表3.2.2.7-3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>(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</p>

	<p>して検討会での議論ではいろいろな影響因子を総合的に検討することなく検査範囲や検査程度という因子だけでの検討が進められ、一度は「100%の範囲を検査する」ことを目指すことが至上であるような偏った誘導が行われている。事実誤認に立脚した上の「100%至上主義」に貫かれた誘導的な思想です。圧力容器の破損防止上あまり意味のない範囲にまで無欠陥を求めて「100%の範囲で検査」を事業者に押し付け、現場作業者に多大な被ばくを強いることは「絶対安全」を求める「安全神話」と同根のもので時代に逆流する規制思想です。原子力規制委員会の理念にある「形式主義を排し、現場を重視する姿勢を貫き、真に実効ある規制を追求する」を目指すのであれば「10年で100%の範囲の試験程度」を規制要求する以前に、現実的なリソースと総合的なパフォーマンスを定量的に評価すべきです。事業者が「10年で原則100%」の試験程度を目指して努力することをあえて妨げる必要はありませんが事業者の投入できるリソースも有限です。「100%の試験程度」を規制に取り入れることによって実効性の高い部分の検査に充当できるリソースが削減されておろそかになるようでは本末転倒です。重要度や影響度による濃淡をつけることなくノベタンで「100%の試験程度」を規制要求する前に、各部位の欠陥の発生確率、見逃し確率、重要度や結果に対する寄与度を合理的に分類し濃淡をつけるべきです。そうした観点では現在の維持規格にあるカテゴリズにより濃淡をつけた点検は、定量化はされていないにしろ工学的には一定の合理性がある。規制としてはそれらの定量化</p>	<p>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>を求めることを「100%の試験程度」一律の規制要求とする前に優先すべきです。事業者は「規制から言われたので（自主的に）そうします」規制側は「事業者がそう言うのならばそれに便乗して規制に取り込んでしまえば良い」というのであれば設備や現場のことを誰が考えており、誰が責任を持った実効性のある規制を考えているのかを問いたい。事業者も規制側も思考停止して考えていないまま「100%」を規制要求として掲げることで「絶対安全」を求めるふりを続けるようでは時代に逆行し福島事故以前の規制に回帰するもので、両社のマインドにとっては悪影響にしかならない。どういう理由から今回のパブコメ対象の中に添付資料4として勝山先生の確率論的破壊力学評価の適用事例が特出しで含まれているのかその意味を事務局である規制庁の方々からしっかり説明願いたい。</p>	
24	<p>P56 及び P57 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</p>	<p>技術評価書案では、アメリカの試験程度が 100%/10 年とされていますが、米国の実態と乖離しており、国内外の試験程度状況の記載としては不十分と考えます。</p> <p>技術評価書案において、「アメリカでは、原子炉圧力容器のすべての溶接線に関して 100%/10 年の検査を規定しており、連邦規則 10CFR50.55a の (g) (6) (i) において、原則 100%の試験実施が不可能な溶接継手部について免除承認 (Granting of relief) が必要と規定しており、各発電所では号機毎に試験可能範囲が 90%以下となる場合は免除申請を行い、NRC の承認を得ている。」と記載されています。また、これに関して検討チーム会合資料 8-1-1 に米国における原子炉圧力容器の溶接継</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、日本においても同様の試験程度とすることとしたものです。米国の事例については、諸外国の状況の一例として、概要を記載したものです。</p>

	<p>手の試験程度の変遷がまとめられています。</p> <p>この中では、原子炉圧力容器試験程度の変遷に関して、1992年8月 Federal Register 57FR34666 によって、NRC は1996年までに100%検査することを要求したとされています。しかしながら、この57FR34666の要求は、当該検査間隔内で100%検査すること、または当該検査間隔が40ヵ月以下のプラントについては次の検査間隔の第1検査時期までに100%検査を実施することであり、1996年までに100%検査をすることを要求したものではありません。しかも、当時、米国のBWR事業者は、100%検査(10CFR50.55.a)に対する抗告(反論)をし、技術根拠(BWRVIP-05)を提出することが認められたため、同FRによるNRCの命令は実質棚上げとなったと理解しています。その後、原子炉圧力容器の100%の検査を最低1度は実施すべきとする要求とBWRVIP-05を認めないとする提案¹がNRC事務局から出されはしましたが、本提案はNRCコミッショナーに却下され、BWRVIP-05に基づくリスク等を考慮した評価を迅速に完了すべきとする指示がNRCコミッショナーから事務局に向けて出されました²。したがって、Federal Register 57FR34666による、すべての溶接線に対する100%検査要求は実際には効力を発揮しなかったと理解しております。最終的には、事業者によるBWRVIP-05に基づく評価に基づいて、検査内容を決定することが恒久的アクションとしてNRCに認められ³現在に至っており、すべてのBWR事業者がBWRVIP-05による評価により、原子炉圧力容器100%の検査を実施していないのが実際の状況で</p>	
--	---	--

		<p>す。また、ほとんどの PWR においても試験間隔（10 年）の延長が認められています。</p> <p>以上のことから、「アメリカでは、すべての部位：100%/10 年であり、例外的に原則 100%の試験実施が不可能な溶接継手部について免除申請を行い NRC の承認を得ている」というのは正確ではなく、これを根拠として、維持規格の試験程度を見直すことは適切ではないと考えます。</p> <p>1: SECY 97-088: NRC STAFF'S POSITION ON AUGMENTED EXAMINATION REQUIREMENTS FOR BOILING WATER REACTOR PRESSURE VESSELS PURSUANT TO 10 CFR 50.55a(g) (6) (ii) (A)</p> <p>2: Staff Requirement Memorandum 1997/5/30</p> <p>3: GENERIC LETTER NO.98-05: BOILING WATER REACTOR LICENSEES USE OF THE BWRVIP-05 REPORT TO REQUEST RELIEF FROM AUGMENTED EXAMINATION REQUIREMENTS ON REACTOR PRESSURE VESSEL CIRCUMFERENTIAL SHELL WELDS</p>	
25	P57 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	5 7 頁の（ウ）の 6 行目「原子力基本法」の法令番号の記載が漏れています。	御意見のとおり、修正します。
26	P57 3.2.2.7 クラス 1 機器及びクラス 2	5 7 頁の（ウ）の 6 行目「第二条」は「第 2 条」のほうがよいと思います。	御意見のとおり、修正します。

	機器の容器の溶接継手の標準検査		
27	P58 及び P59 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	<p>原子炉圧力容器（以下、RPV）の一般部の試験程度をすべての溶接継手の試験可能な範囲とする要件が付されていますが、以下の理由から不要と考えます。</p> <p>(1) 維持規格における検査体系として、試験程度は機器の重要度と潜在的な損傷の可能性に応じて定めています。特に、異種金属溶接継手部、構造不連続部については、100%の試験程度とし、必要な部位については検査範囲を強化しています。一般部の試験部位については、対象部の構造や接近性等を考慮した選定を行うこととしています。</p> <p>(2) 米国では、RPV の破損頻度が極めて小さいことが確認されるとともに、実態として、試験が可能であっても 100%/10 年の検査を実施しているプラントはほぼ存在しない状態（すべての BWR 事業者は軸方向溶接継手のみ 100%実施、PWR プラントは検査間隔延長）です。</p> <p>(3) 事業者においては、発生しうる RPV の損傷モードを考慮し、現状の保全を維持すれば、長期保全の観点からも、問題ないことが高経年化評価で示されています。また、供用前に 100%の範囲の検査を実施している RPV に対して、初回の検査間隔から 100%検査を実施する技術的メリットは小さいと考えられます。なお、供用期間中検査に加えて、運転期間延長時の特別点検においても、炉心領域について母材部も含めて 100%の検査が行われています。</p>	<p>No. 24 の考え方を参照下さい。</p> <p>添付資料－4については、試算による感度解析であり、算出された数値は実際のプラントの破損確率を示すものではありません。</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、試験程度が増えるため被ばく線量も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な課題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>

	<p>(4) 技術評価書案 添付資料-4「原子炉压力容器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学評価の適用事例及び感度解析」 5.2 解析結果に示されている破損確率は、PWR で試験程度が 7.5%の場合、10^{-9}/炉年となっています。一方、米国での RPV の破損に関する評価基準は、10CFR50.61a Alternate fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events で、10^{-6}/炉年として定められています。この解析結果では、試験程度が 7.5%であってもその破損確率は、この評価基準を十分に下回っていることが示されています。さらに、試験程度を 100%とすることで破損確率は、評価上 2 オーダー低下しますが、確率の絶対値が既に十分に小さい領域での確率の変化には実効的な意味はないものと考えます。</p> <p>(5) 検査要求の増加によって、作業量、高線量域での検査量が増加します。ALARA の考えを踏まえても、検査員の被ばく量は可能な限り且つ合理的に低減するように努める必要があります、単にすべての溶接線を検査するのではなく、リスクや重要度等を踏まえた検査程度とすることが望ましいと考えます。</p> <p>なお、事業者が今後自主的に RPV の溶接部（一般部）のうち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たため、JSME としてはこれらの試験結果や新たな知見等も踏まえながら検査内容については引き続き検討を行っていきます。</p>	
--	--	--

28	P62 3.2.2.8 クラス 1 機器の耐圧部分の 溶接継手の標準検 査	6 2 頁の注釈 3 6 の 1 行目「I T」は「IT」の誤記か？	記載の誤りになります。御意見を踏まえ、「IT」に修正し ます。
29	P63 3.2.2.8 クラス 1 機器の耐圧部分の 溶接継手の標準検 査	6 3 頁の注釈 4 2 の冒頭のコンマ「,」は何を意味しているの か？	記載の誤りになります。御意見を踏まえ、「,」は削除しま す。
30	P63 3.2.2.8 クラス 1 機器の耐圧部分の 溶接継手の標準検 査	維持規格と同様の検査要求となっている ASME Section XI に 関連して、 ・ ASME Section III の供用前試験の許容基準 (NB-5332 Preservice Examination) ・ ASME Companion Guide の欠陥評価に関する記載 ・ EPRI の非破壊試験の許容基準に係る特別報告書 を技術評価書の中で参照されていますが、これらの文献は内部 欠陥の評価方法について記載されたものであり、ASME Section XI が 1976 年から一貫して B-F, B-J カテゴリに関して内面 側 1/3 t の体積検査範囲を規定し現在に至っていることを前 提として記載されていることから明らかなように、溶接部の 全厚さについて体積検査を行う必要性の根拠になるものでは ないと考えます。	「ASME Companion Guide の欠陥評価に関する記載」及び 「EPRI の非破壊試験の許容基準に係る特別報告書」は、溶接 部内部の存在する欠陥に対する評価の考え方を示す例として 引用したものです。クラス 1 機器については保守的に設計・建 設規格又は溶接規格に拠る非破壊試験に合格した場合であっ ても、許容された欠陥が進展するおそれを考慮して、供用期間 中検査の対象とするべきであり、溶接部内部（内面側 1/3 を除 く部分）を供用期間中検査の対象範囲から除外することは妥当 ではない、と評価したものです。

31	<p>P67～78</p> <p>3.2.2.8 クラス 1 機器の耐圧部分の溶接継手の標準検査</p>	<p>製造時の放射線透過試験で検出されなかった欠陥が超音波探傷試験で検出された事例があることから、体積試験の範囲を溶接部の厚さの内面側 1/3 に限定することができるのは、供用前検査又は以前の供用期間中検査において、少なくとも溶接部の厚さのうち、外面側 2/3 の範囲に要記録エコー（超音波探傷試験規程における不連続部エコー及び欠陥エコー）が存在しないことが確認されている場合に限るとの要件が付されていますが、これに関連して技術評価書で提示されている事例（61～62 頁 （3）技術評価の結果① 1)) はいずれも、</p> <p>(1) 原子炉圧力容器での欠陥の検出事例であり、実機の B-F, B-J カテゴリの試験部位で発生した事例ではなく、部位、構造、厚さ等が異なります。（JSME においても、B-F, B-J カテゴリにおいて溶接部内部から損傷した事例が無いことを確認しています。）</p> <p>(2) 製造時に発生したと考えられる欠陥であり、維持段階において発生した欠陥ではなく、進展評価の結果でも進展性が無いことが確認されています。</p> <p>したがって、一度は全体積を試験しなければならない根拠、あるいは全ての要記録エコーを継続的に試験しなければならない根拠とはならないと考えます。さらに、これらの事例を経験した米国においても ASME Section XI の B-F, B-J カテゴリの検査に関しては内面側 1/3 t の体積試験範囲が規定されており、これを見直す動きはありません。</p>	<p>今までに、損傷した事例がないことをもって今後も損傷が発生することはない、と判断するのは適切ではありません。</p> <p>海外規格に規定された内容についての技術評価の考え方については、No. 16 の御意見に対する考え方を参照下さい。</p>
----	--	--	--

		<p>供用期間中に発生し損傷に至る可能性がある疲労や SCC 等の損傷モードを考えた場合に、維持規格の溶接部で内表面接液部近傍に着目した検査プログラムとすることは、技術的に妥当なものであると考えます。</p>	
32	<p>P68～P69、P72、P73、P75、及び P76</p> <p>3.2.2.8 クラス 1 機器の耐圧部分の溶接継手の標準検査</p>	<p>「図 IB-2500-17-1 の(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(厚さ?)を基準として内面側 1/3 の範囲とする。」との要件が付されていますが、範囲(t/3)および、基準となる厚さ(t)については、ASME Section XI を参考に整合を図ったものです。この内面側 1/3 の検査範囲は内表面近傍に着目して検査することを目的として定めているものであり、t/3 の範囲が配管の厚さのどの位置までとなるかは、技術的には重要ではありません。また、読み替える図ではクラッドがある場合とない場合で厚さ t の起点が異なり、さらには ASME Section XI の規定とも異なるなど、使用者に混乱を与えるおそれがあるため、t 及び t/3 の範囲については維持規格 2012 年版の通りとすべきと考えます。</p>	<p>PWR の蒸気発生器出入口管台とセーフエンドの溶接部の PWSCC (PWR の一次系水質環境中の応力腐食割れ) がクラッド溶接のあるバタリング側に発生したこと等を踏まえ、クラッド側の母材厚さを基準としました。試験範囲は図示していますので、使用者に混乱を与えるとの懸念はないと考えます。</p> <p>なお、「颯佐」及び「接手」は誤記ですので、他の部分も含め「厚さ」及び「継手」に修正します。</p>
33	<p>P80</p> <p>3.2.2.9 ポンプ及び弁の非破壊試験要求</p>	<p>試験カテゴリ B-L-1 及び試験カテゴリ B-M-2 の項目番号 B12.40 の削除は妥当ではなく、弁・ポンプの溶接部に UT または PT の検査要求を課すように要件が付されていますが以下の理由から不要と考えます。</p> <p>✓ 当該箇所については維持規格の前身の JEAC4205-1974 年版から維持規格 2008 年版まで外面からの UT または PT を要求して検査を実施していましたが、当該部位の溶接部</p>	<p>試験カテゴリ B-L-1 及び B-M-1 の削除において、日本機械学会が実施した技術的妥当性に関する検討結果について説明がなかったことから、変更は妥当ではないとしたものです。したがって、原案のとおりとします。</p>

		<p>に損傷事例はなく、検査の必要性は低いと考えます。ASME Section XI においても、同様の理由から検査要求が削除されています。</p> <p>✓ 当該部位は、構造的に疲労損傷のおそれは低く、また対象となる弁・ポンプの多くはステンレス鋳鋼製で SCC 発生リスクが極めて低いと考えます。さらに、ステンレス鋳鋼の UT は一般的に難しいことから、UT による検査はもともと有効ではありません。なお、想定される損傷モードとして考えられるものとしては内面のエロージョンがありますが、この場合は、溶接部特有の劣化・損傷モードではない為、内面を直接確認する目視試験 (VT-3) で確認することができます。</p> <p>試験カテゴリ B-L-1 および B-M-1 を削除した場合は、設計建設段階、供用前及び供用期間中の検査が全く実施されない可能性があるとの指摘ですが、既設のプラントにおいては従前の維持規格等の要求に従って検査を実施しており、損傷事例の無いことを確認しています。また、1度は検査すべきということであれば、供用期間中検査にて、継続的に試験を実施する必要はないと考えます。</p>	
34	P85 3.2.2.10 支持構造物の標準検査と欠陥評価	<p>「EF-1210 体積試験または表面試験」は適用除外との要件が付され、その理由として、検査章に体積試験または表面試験の試験部位及び試験方法を記載する必要があるとされていますが、評価章の本記載は、『供用期間中検査およびその他の検査に対する欠陥評価の基本事項を定める』ものであり、IA-2350 補足</p>	<p>検査章に規定された支持構造物の試験方法は、主に目視試験ですが、評価章は、目視試験の他に体積試験又は表面試験とされていることを記載したものです。</p> <p>御意見を踏まえ、技術評価書の「適用除外」とあるのは「技術評価の対象外」に修正します。</p>

		試験 (2)等の試験で支持構造物に欠陥が検出された際の評価に適用できることから、試験程度や試験方法に関して、検査章に体積試験又は表面試験に関する記載がないことをもって適用除外とするのは適切ではないと考えます。	
35	P90 3.2.2.11 炉内構造物の標準検査	90頁の最下行「あたって」と、91頁の19行目「当たって」とは、字句を統一したほうがよいと思います。	御意見のとおり、修正します。
36	P91 3.2.2.11 炉内構造物の標準検査	原子炉容器内部の試験程度を、維持規格 2008 年版での「最初の燃料交換時及びその後約 3 年毎」から「1 回」(1 検査間隔に 1 回の意味)への変更について、本技術評価では「IA-2320 検査プログラム」に基づく検査間隔で、クラス 1 機器の溶接継手に対するものと同じ」との理由で、本技術評価書は「妥当」と判断している。しかし、2008 年版の注(3)には「最初の燃料交換時及びその後約 3 年毎」の後に「第 2 検査間隔以降においては、各検査時期に試験を行う。」とあり、「最初の燃料交換時及びその後約 3 年毎」は第 1 検査間隔に限定した規定であり、原子炉の運転開始初期に想定される炉内構造物の損傷(例えば、流体振動による高サイクル疲労等)に対応するものと解釈される。また、米国 ASME Sec. XI の IWB-2500 では項目番号 B13.10 で Vessel Interior に対して維持規格 2008 年版と同様の規定をしている。従って、「クラス 1 機器の溶接継手に対するものと同じ」との理由で、第 2 検査間隔と同じ「1 回」とすることを「妥当」とするのは適切性を欠いているのではないか。	<p>炉内構造物のうち、容器内表面は技術基準規則第 18 条の対象ですが、その他の炉内構造物については、技術基準規則第 18 条の対象ではありません。しかし、炉内構造物の損傷事例を考慮すれば、1 回/年(10 年の誤り)の検査間隔は再検討が必要であることから、これを脚注 50 に記載しました。</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>「3.2.2.11 炉内構造物の標準検査(イ)①」(90 ページ)の 6 行目</p> <p>○ <u>技術基準規則第 18 条の対象である容器内表面については、試験程度はクラス 1 機器の溶接継手に対するものと同じ</u>となることから、注(3)の削除は妥当と判断される。</p> <p>「3.2.2.11 炉内構造物の標準検査」(90 ページ)の脚注 52</p> <p>○ 炉内構造物の損傷事例を考慮すれば、1 回/10 年の検査間隔は再検討が必要である。</p>

37	P95 3.2.2.12 シュラウドサポート、中性子計測ハウジング及び制御棒駆動ハウジングの個別検査計画	<p>『「表 IJB-2500-B-1 試験カテゴリと試験部位および試験方法」の「試験実施時期」の規定は「低炭素ステンレス鋼溶接部近傍硬化域の SCC 亀裂進展速度に基づき算出した貫通までの年数に余裕を取ったものとする。この場合において、亀裂解釈の「別紙4 低炭素ステンレス鋼管の欠陥評価方法及び許容基準について」に規定する亀裂進展速度の規定によってもよい。」に読み替える。』と要件を付されていますが、以下の理由から本要件を付されることは妥当ではないと考えます。</p> <p>(1) これまでに発生した中性子計測ハウジングの割れの事例はいずれもハウジング取付け溶接部 (SUS304) の割れであり、PLR 配管と同時期に製作された低炭素系ステンレス鋼製の中性子計測ハウジングでは割れの事例はありません。</p> <p>(2) 中性子計測ハウジングは、PLR 配管と比較して肉厚も小さく(厚さ約 7mm)、溶接熱影響による硬化の程度は小さいことから、PLR 配管(肉厚約 40mm)を念頭に検討された「低炭素ステンレス鋼溶接部近傍硬化域の SCC 亀裂進展速度」に基づき試験実施時期を規定することは妥当ではないと考えます。</p>	<p>亀裂進展速度を求める場合の選択肢の一つとして、保守的に別紙4によってもよいことを規定したもので、これにより評価しなければならないということではありません。別紙4によらず、使用材料に応じ中性子計測ハウジング溶接部の硬化の程度に合った亀裂進展速度を用いて試験実施時期を決定することは可能です。なお、これまでに、同一の部材に割れが発生したことがないことをもって、今後も発生しないと判断することは適切ではありません。</p>
38	P95 3.2.2.12 シュラウドサポート、中性子計測ハウジング及び制御棒駆動ハウジングの個別検査計画	<p>『これに関連して、「表 IJB-2500-B-1 試験カテゴリと試験部位および試験方法」の注書き「(4) 予防保全を適用する場合は、試験実施時期を添付 IJB-B-1-1 に従って設定できる。」は適用除外とする。』とされていますが、表 添付 IJB-B-1-1-1 に記載の予防保全の種類(耐食材肉盛、ピーニング、水素注入、貴金属表面処理)を適用除外とする理由が示されていません。理由を明示いただくのが望ましいと考えます。</p>	<p>御意見を踏まえ、適用除外とした理由を以下のとおり追記します(下線部を追記)。</p> <p>「3.2.2.12 シュラウドサポート、中性子計測ハウジング及び制御棒駆動ハウジングの個別検査計画(4)(ア)」(94ページ)下から14行目から</p> <p>○ これに関連して、「表 IJB-2500-B-1 試験カテゴリと試験部位および試験方法」の注書き「(4) 予防保全を適用する</p>

			場合は、試験実施時期を添付 IJB-B-1-1 に従って設定できる。」は、 <u>予防保全の方法が実証されていることが確認できないため、適用除外とする。</u>
39	P102 3.2.2.13 クラス1 機器の欠陥評価(評 価の流れ)	・102頁の16行目「又は」と、108頁の表の1行3列の4行目「または」とは、字句を統一したほうがよいと思います。	維持規格の規定は「または」を用いていますので、前者の「又は」は「または」に修正します。
40	P102 3.2.2.13 クラス1 機器の欠陥評価(評 価の流れ)	・102頁の注釈52は削除したほうがよいと思います。4頁で記載済みであり重複するから。	御意見のとおり、修正します。
41	P106 等 3.2.2.13 クラス1 機器の欠陥評価(評 価の流れ)	多くの部分で、維持規格の内容が妥当ではないとして、「適用に当たっての条件」と称して原子力規制庁独自の詳細規定相当のものをつくり運用しようとしています。原子力規制庁が詳細規定を策定できる機能や能力を有しているのか疑問です。詳細規定の策定は民間で専門的技術能力を持ち公平公正な議論ができる組織にゆだねている立場なら、原子力規制庁独自の案は今から日本機械学会や ASME 等の専門家組織での議論に諮るのが適切ではないかと考えます。維持規格の技術評価と言いながら、技術的な内容の評価ではなく、維持規格を参考に原子力発電所を規制するためのルールを定めようとしているだけのものと考えられるものが多く見受けられます。専門的な議論は原子力規制庁事務局より日本機械学会の方が信頼できると考えるのが一般の理解と思います。	原子力規制委員会は、規格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としています。このため、技術的根拠が提示できない規定については、妥当とは判断しないこととしています。技術評価の結果は、亀裂解釈に引用されますので、実用発電用原子炉及びその附属施設を規制するものとなります。

<p>42</p>	<p>P106、P107 及び P109 3.2.2.13 クラス1機器の欠陥評価（評価の流れ） P114～P117 添付資料-3 EB-1212 蒸気発生器伝熱管局部減肉判定基準に対する構造強度上の評価</p>	<p>当該ページには以下の追加要件があります。</p> <p>○「したがって、これを適用する場合は、使用温度における当該材料の降伏点の値が、材料規格に規定する設計降伏点の値を下回らないこと、減肉量については、試験・検査により得られた値のみではなく、減肉傾向により推定した次回点検時点での値で評価する必要がある。」(107頁)</p> <p>○変更点以外の表の読み替える字句の欄：「その信号および減肉傾向により推定した減肉部の次回点検までの残存厚さが、技術基準規則で要求される厚さ以上でなければならない。ただし、当該材料の使用温度における降伏点の値が材料規格に規定する設計降伏点の値を下回らないことが確認できる場合には、次回点検までの減肉深さが当該部の元の厚さの20%未満とすることができる。」(109頁)</p> <p>これに対する意見を以下に示します。</p> <p>(1) 上記要件の根拠が添付資料-3(114～117頁)であり、ここで、事例規格で使用している設計降伏点 S_y が 190MPa 以上の材料に限定しているため、その適用には当該材料の降伏点の下回らないことを条件とする必要があるとされています。蒸気発生器伝熱管材料は、NCF600TB 及び GNC690CM であり、その 325℃ の S_y はいずれも 190MPa 以上あります。したがって、SG 伝熱管材料を選定すれば、自動的にこの要求値は満足します。また、外圧チャートを用いた評価は、設計・建設規格の外圧座屈の評価と同様であり、本件に限り使用温度での降伏点材料規格に規定する設計降伏点を下回らないことを確認するという要求</p>	<p>(財) 発電用熱機関協会の実証試験では、伝熱管厚さとして最小厚さのものが用いられているものではなく、また、外圧力も添付資料-3の値より低いため、直接比較するのは適当ではありません。当該材料の使用温度における降伏点の値が材料規格に規定する設計降伏点の値を下回らないことの確認については、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>「3.2.2.13 クラス1機器の欠陥評価(評価の流れ)(5)(カ)」(105ページ)の下から9行目</p> <p>○ <u>伝熱管に外圧が作用する運転状態Ⅳと試験状態において許容される局部減肉の計算結果(一様減肉と置き換えて計算)から、当該規定は妥当と判断する。</u> <u>減肉量評価は試験・検査により得られた時の値のみで行うだけでなく、減肉傾向を把握できることが望ましい。</u> <u>新しい検査技術も開発されていることから、これら局部減肉管の検査・評価に関する最新知見を踏まえ、今後規程の見直しを検討することが望まれる。また、材料規格に GNC690 材の外圧チャートを規定することが望まれる。</u></p> <p>「3.2.2.13 クラス1機器の欠陥評価(評価の流れ)(109ページ)の表の読み替える規定「EB-1212 蒸気発生器伝熱管(試験カテゴリ：B-Q)に対する判定基準」 削除</p> <p>添付資料-3 (117ページ)の10行目から</p>
-----------	--	--	---

	<p>は妥当ではないと考えます。</p> <p>(2)EB-1212 は蒸気発生器伝熱管（試験カテゴリ：B-Q）に対する判定基準である“減肉指示とみなされる指示については、その信号により推定した減肉部の深さが当該部の元の厚さの20%未満でなければならない。”を規定しており、以下の理由から、ここで次回点検時に対する要件を付すことは適切ではないと考えます。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 減肉傾向により推定した次回点検時点での値が 20%未満とすることが要件とされています。これは、減肉量 20%は構造強度上からは限界に近いという判断に基づいているものと推定しますが、SG 伝熱管 ECT 判定基準の事例規格（JSME S NA-CC-003 [蒸気発生器伝熱管の体積試験（渦流探傷試験）の判定基準]）で引用されている（財）発電用熱機関協会でのバースト試験において 40%深さの減肉でも設計条件・供用状態の作用圧力に対して十分な裕度があることが確認されており、減肉量 20%は大きな強度上の余裕を有しています。 ✓ 減肉率 20%（伝熱管の肉厚は 1 mm程度なので約 0.2 mmに相当）は現行の ECT の計測精度により設定した数値であり、それ以下の範囲では減肉率の推定に用いることができるような信頼性のあるデータの取得は困難であることから、減肉傾向により推定した次回点検時点での値を用いた評価は現行の技術では困難です。したがって、実運用上の支障が生じます。 	<p>この規定は最高使用温度における設計降伏点 S_y が 190 (MPa)以上の材料に限定しての規定である。外圧による管の座屈は塑性座屈であり、座屈を起こすと円筒形状は維持されないことから、これを適用する場合は、当該材料の使用温度における降伏点の値が材料規格に規定する設計降伏点の値を下回らないことが必要である。ただし、想定している減肉は局部であり減肉していない周囲の余肉は強め材としての効果も期待できる。また、上記の計算過程において A 値から B 値を求める際に $0.9S_y$ を超える範囲を完全塑性とみなした線図を採用しており、過度に保守的に評価している可能性もある。</p> <p>当該規格材料に限定した応力-ひずみ曲線に基づく外圧チャートが存在すれば、材料規格 Part 3 の第 3 章図 7 に示す外圧チャートのように、上部が平坦ではなくなだらかに上昇する曲線（B 値が高くなる。）となることが想定される。当該材料の使用温度における降伏点の値が材料規格に規定する設計降伏点の値を万一下回ることがあっても、その差は僅かであり上記「なだらかに上昇」との差分で補填可能と考えられる。以上より、材料規格に GNC690 材の外圧チャートを規定することを要望する。</p>
--	--	--

43	<p>P119</p> <p>3.2.2.15 フェライト鋼容器と管の接合部における機器区分</p>	<p>当該ページには以下の適用に当たっての読み替えが記載されています。</p> <p>「ただし、材質がオーステナイト系ステンレス鋼または高ニッケル合金の場合にあつては、セーフエンドから容器管台先端のバタリング材まで (AからBまで) は、欠陥の評価において管の欠陥評価方法および許容基準を準用するものとする (図-1 参照)。」</p> <p>この根拠として、熱荷重の影響を考慮してサーマルスリーブを付けている場合もあることとされていますが、以下の理由から読み替える字句の冒頭部分を「ただし、材質がオーステナイト系ステンレス鋼、高ニッケル合金または最小降伏点が275MPa以下のフェライト鋼の場合にあつては」と見直す必要があると考えます。</p> <p>(1)サーマルスリーブは、容器とノズルの相対的温度差による応力の緩和と厚さ方向の温度勾配の緩和を目的に設けています。したがって、フェライト鋼製のセーフエンドでも、荷重条件は、破壊に対する影響の観点からは内圧と軸曲げ応力成分が支配的であつて、材料によって異なるものではありません。表3.2.2.15-2のフェライト鋼の考慮すべき破壊モードとして脆性破壊がありますが、注として「最小降伏点が275MPa以下の材料は考慮することを要しない。」との記載があることから、読み替えに当たり、最小降伏点が275MPa以下のフェライト鋼をも含むように見直す必要があります。ただし、最小降伏点が275MPaを超えるフェライト鋼については管の欠陥評価手法が</p>	<p>セーフエンドは、その厚さが100mm未満であることから、最小降伏点が275MPa以下のフェライト鋼の評価不要欠陥寸法は、オーステナイト系ステンレス鋼管の判定基準と同じものが適用される規定となっています。(表EB-2000-1の注(3)参照)。</p> <p>したがって、原案のとおりとします。</p>
----	--	---	---

		準備されていないため、機器区分と同様に容器の線形破壊力学に基づく欠陥評価法を用いることとなります。	
44	P122 3.2.2.16 クラス2,3機器及びクラスMC容器の欠陥評価	クラス3機器の欠陥評価に関して、ED-1300等の規定を技術評価の対象外とされているが、本規定は、欠陥の評価方法を定めたものであり、IA-2350 補足試験 (2)等の試験にて表面試験、体積試験が適用される場合も考えられ、クラス3を除くことに技術的合理性はないと考えます。	<p>検査章に規定するクラス3機器の試験方法は、目視試験及び漏えい試験であることから、評価章の体積試験及び表面試験に対する判定基準は技術評価の対象外としたものです。したがって、原案のとおりとします。</p> <p>なお、ED-1300等の規定は技術評価の対象外としましたが、これは実施を妨げるものではなく、技術的根拠があれば個別に説明を行うことにより用いることができます。</p>
45	P133 3.2.2.17 欠陥形状のモデル化／欠陥の合体評価法	・133頁の図(説明文)の「き裂」と「亀裂」は、どちらかに統一したほうがよいと思います。	御意見の図は、維持規格の解説に掲載されている図になります。御意見を踏まえ、出典を記載します。
46	P133 3.2.2.17 欠陥形状のモデル化／欠陥の合体評価法	・133頁の最下行から上に5行目「の設定」は削除したほうがよいと思います。	御意見のとおり、修正します。
47	P133 3.2.2.17 欠陥形状のモデル化／欠陥の合体評価法	・133頁の最下行から上に2行目の文頭に一字分の空白を入れたほうがよいと思います。	御意見のとおり、修正します。

48	P140 3.2.2.18 応力拡大係数の算出	<p>当該ページには以下の適用にあたっての読み替えが記載されています。</p> <p>「添付 E-5 応力拡大係数の算出」の 5.3(5)の後に「(6) 維持規格 2008 年版の 5.3(3)に基づく管の扇形内表面欠陥の応力拡大係数 維持規格 2008 年版の 5.3 表面欠陥に対する算出法(3)を準用して、管の扇形内表面欠陥に対する応力拡大係数算出式を算出する。この場合の記号の定義は、同 2008 年版の「添付 E-5 2. 記号の定義」による。」を追加する。</p> <p>以下の理由により、本読み替えは不要と考えます。</p> <p>(1)138 頁に規制庁殿が実施した矩形形状内表面亀裂に対する FEM 解析と Zahoor の簡易式(維持規格 2008 年版管の扇形内表面欠陥に対する応力拡大係数式)の比較が示されています。両者は 6 ケース中 5 ケースで 5%以内の差で一致した一方、$a = 6\text{mm}$, $a/t = 0.6$ のケースのみ 18%もの差があります。ガイドブック及び規格に記載されている簡易 K 式の精度は数%程度であることは、破壊力学を扱う研究者、技術者間の共通認識であり、規制庁殿の計算結果はまさに当式の評価精度に問題があることを示しています。技術評価書案では Zahoor 式が保守性を持つとしてこの式を残す判断をされていますが、当問題の本質は、保守性の議論ではなく、使用する計算式の技術的妥当性に関する議論であり、K_r' 計算に半楕円亀裂のより精度のよい最新式を使用することは、規格の改定として自然な方向であると考えます。また、Zahoor 式の問題点については、JSME 原子力専門委員会委員、維持規格分科会委員が PVP2017-66183 で深</p>	<p>管の扇形内表面欠陥の応力拡大係数の算出式の削除については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 半楕円内表面き裂の算出式が特に高い精度を有しているともいえないこと ✓ 扇形内表面欠陥の応力拡大係数の算出式は、大部分の欠陥形状に対して良好な精度を有しており、半楕円内表面き裂の算出式を用いた場合、「添付 E-11 破壊評価法の選択」において、K_r' を過小評価するにもかかわらず、扇形内表面欠陥の応力拡大係数の算出式を削除していること <p>から、妥当とは判断できないとしました。したがって、原案のとおりとします。</p>
----	----------------------------	---	--

		<p>く考察しており、一部の条件では非保守的になる傾向を示すことも明らかにしています。</p> <p>(2)ASME Section XI でも、Zahoor 式は精度が劣るという認識の元、矩形形状式に変えて半楕円亀裂の API597-1 の最新式(維持規格 2012 年版式とほとんど同じ)を導入することが決定され、2019 年版として発行される予定です。よって、規格の国際整合を目指す観点からもこの式を残すことは不要と考えます。</p> <p>なお、本件に関しては、ASME Section XI の Standard Committee における審議において NRC の委員も、PVP2017-66183 を技術根拠として説明した結果、提案に賛成されています。</p>	
49	P148 3.2.2.20 欠陥評価に用いる荷重	<p>・ 148 頁の注釈 76 のフォントの大きさは、前段の注釈 74、注釈 75 と同じ大きさにしたほうがよいと思います。</p>	御意見のとおり、修正します。
50	P153 及び P154 3.2.2.21 極限荷重評価法	<p>当該ページには以下の追加要件が記載されています。</p> <p>○「添付 E-8 極限荷重評価法」の「4.2 許容欠陥深さの式による算出(1)周方向欠陥の評価式」において、「クラス 2 およびクラス 3 配管の場合」とあるのは、「クラス 2 配管の場合」に読み替える。</p> <p>○「添付 E-8 極限荷重評価法」の「1. 適用」の「本添付は、オーステナイト系ステンレス鋼管、フェライト鋼管および炉内構造物の破壊評価法のうち、極限荷重評価法による許容欠陥寸法および許容応力について規定する。」を「本添付は、オーステナイト系ステンレス鋼管、フェライト鋼管(クラス 1 管に限る。)および炉内構造物の破壊評価法のうち、極限荷重評価</p>	<p>「4.2 許容欠陥深さの式による算出(1)周方向欠陥の評価式」についての読み替えは、流動応力の算出式についてのものであり、クラス 3 機器の欠陥評価を適用除外としたことに対応するものです。</p> <p>クラス 3 機器に関する御意見については、No. 44 の考え方を参照下さい。</p> <p>「1. 適用」についての読み替えは、フェライト鋼のクラス 2, 3 管への適用する場合に考慮すべき比較的靱性の低い、薄肉の配管について考慮されていないことから、クラス 1 管に限るとしたものです。したがって、原案のとおりとします。</p>

		<p>法による許容欠陥寸法および許容応力について規定する。」に読み替える。</p> <p>これに対する意見を以下に示します。</p> <p>本規定は、欠陥の評価方法として極限荷重評価法の適用についてクラス 2, 3 に違いはなく、クラス 3 を除くことは合理的ではないと考えます。ASME Section XI でも Class 3 配管に対し同様の評価手法が適用されています。</p> <p>151～152 頁において、クラス 2 配管への適用を容認する記載がされている一方で、極限荷重法の適用をクラス 1 配管に限定されていることは、両者に矛盾があります。また、クラス 2, 3 のフェライト鋼管に対しては、EC-5420 及び ED-5420 において、クラス 1 配管と同様に添付 E-11 による判定で極限荷重法が選択されます。添付 E-11 の評価では、破壊靱性及び応力ひずみ関係を考慮しており、クラス 2, 3 配管の破壊評価手法として無条件に極限荷重法が適用されるものではありません。したがって、読替の「クラス 1 管に限る」は不要であると考えます。</p>	
51	P162 及び P163 3.2.2.22 弾塑性破壊力学評価法	<p>当該ページには以下の追加要件が記載されています。</p> <p>○「添付 E-9 弾塑性破壊力学評価法」の「4.1 許容欠陥深さの表による算出 (3)Z 係数 b. フェライト鋼管」において、「クラス 2 およびクラス 3 のフェライト鋼管」とあるのは、「クラス 2 のフェライト鋼管 (STPT410 及び STPG370 炭素鋼管 (溶接部を除く。)) に限る。」に、「R/t の適用範囲を 5～30 とする。」とあるのは、「R/t の適用範囲を 5～15 とする。」にそれぞれ読</p>	<p>フェライト鋼のクラス 2, 3 管への Z 係数適用については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 配管破壊試験において、貫通亀裂の延性き裂進展破面は、ほとんどがせん断型になっていることが報告されている ✓ 延性亀裂進展をどの範囲で保守的に評価できるかを判断する技術情報が不足している ✓ 配管破壊試験等で確認された範囲とする必要があることから、妥当とは判断できないとしたものです。

	<p>み替える。</p> <p>○ 「添付 E-9 弾塑性破壊力学評価法」の「4.2 許容欠陥深さの式による算出 (1) 周方向欠陥の評価式」において、「クラス 2 およびクラス 3 配管」とあるのは、「クラス 2 配管」に読み替える。</p> <p>これに対する意見を以下に示します。</p> <p>(1) 本項に関する技術評価案は、基本的に試験で確認されたと考えられる範囲でしか適用を認めないというスタンスと判断しますが、評価上は安全係数など各種の裕度を考慮して、合理的と判断される範囲で適用範囲を規定しています。</p> <p>(ア) R/t の適用範囲を 5~15 に読み替えられていますが、ASME Section III の技術根拠書 [1] においては、亀裂なし配管が塑性崩壊以外の扁平もしくは、座屈による最大荷重の減少が生じるのは約 30 より大きい R/t であることが実験的に示されており、クラス 2, 3 配管の Z 係数の適用範囲を $R/t \leq 30$ とすることには問題がないと考えます。また、採用した評価法は幅広く内外で採用されている一般的な方法であり、フェライト鋼管の範囲では材料特性も大きく変わらないと考えられることから、配管試験の材料が限定されているからといって、材料を STPT410 及び STPG370 に限定するのも非合理的と考えます。</p> <p>(イ) 曲げ荷重下での配管の座屈は圧縮側で生じ、主にその</p>	<p>クラス 3 管に関する御意見については、No. 44 の考え方を参照下さい。</p>
--	--	---

		<p>部位の圧縮応力に支配されると考えられます。亀裂なし配管において、座屈が発生しないならば、亀裂が存在することによって全体の耐荷重が下がるなかで座屈が塑性崩壊に先行して生じることはないと考えます。フェライト鋼についてはもともと母材と溶接継手の破壊靱性が同等であるという知見があり、クラス1配管の評価などでもこのような区別をしていない中で、溶接部には適用できないことにすると、規格の価値を大きく損なうこととなります。また適用範囲とする鋼種を限定することにより、クラス1に適用可能な配管材をクラス2に使用した場合に評価ができなくなるというのは明らかに不合理であると考えます。</p> <p>(2) 製造、検査方法にクラス2,3に違いはなく、クラス3を除くことは合理的でないと考えます。ASME Section XIでもClass 3配管に対し同様の評価手法が適用されています。</p> <p>文献</p> <p>[1] Rodabaugh, E. C. and Moore S. E., Evaluation of the plastic characteristics of piping products in relation to ASME code criteria, NUREG/CR-0261, ORNL/Sub-2913/8, Dist. Category R5, July 1978.</p>	
52	P173 3.2.2.24 破壊評価法の選択	<p>当該ページには以下の追加要件が記載されています。</p> <p>○「添付 E-11 破壊評価法の選択」の「4.4 周方向欠陥 (1) 応力拡大係数 K」において、「4.3 項における (1) 式の応力拡大係数 K は、添付 E-5 に基づき算出しなければならない」とある</p>	扇形欠陥に対する考え方については、No. 48 の考え方を参照下さい。

	<p>のは、「4.3 項における(1)式の応力拡大係数 K は、「維持規格 2008 年版の「添付 E-5」における「5.3 表面欠陥に対する算出法」の「(3)管の扇形内表面欠陥の応力拡大係数 a. 周方向欠陥」に基づき算出しなければならない」に読み替える。</p> <p>○「添付 E-11 破壊評価法の選択」の「4.5 軸方向欠陥(1)応力拡大係数 K」において、「4.3 項における(1)式の応力拡大係数 K は、添付 E-5 に基づき算出しなければならない」とあるのは、「4.3 項における(1)式の応力拡大係数 K は、維持規格 2008 年版の添付 E-5 における「5.3 表面欠陥に対する算出法」の「(3)管の扇形内表面欠陥の応力拡大係数 b. 軸方向欠陥」に基づき算出しなければならない」に読み替える。</p> <p>これに対する意見を以下に示します。</p> <p>(1)維持規格では、検出された有意なきず信号は楕円、半楕円亀裂でモデル化することとしており、SC 計算のところのみに矩形形状亀裂の式を残すことは、規格内の整合性を欠いていると考えます。</p> <p>(2)Kr' 計算で使用された矩形亀裂の K 式は、亀裂形状の適用範囲が限定的で使い難く、また精度的にも問題があることが明らかとなっていて ASME Section XI でもこれは削除され、最新の半楕円亀裂式に変更して 2019 年版が発行されています。維持規格において 2008 年版に比べて 2012 年版では手法の選択が非保守側になると規制庁殿は主張されていますが、使用している計算式が信頼できるかが問題であり、Kr' 計算に半楕円亀裂の精度のよい最新式を使用することは、本来あるべき姿に戻</p>	
--	--	--

	<p>すものと考えます。</p> <p>(3)塑性崩壊計算に矩形亀裂の Zahoor 式を使用するのは、半楕円亀裂では塑性崩壊計算が非常に複雑になる一方、両者の値とほとんど解に差はない(数%以下)ためです。</p> <p>(4)SC の設定そのものが、EPRI NP-6045 Evaluation of Flaws in Ferritic Piping の Appendix B に示されるように、きわめて工学的判断によるものです。設定における前提条件を下記に示します。</p> <p>1)FAC 計算のための J 積分に、GE-EPRI の簡易 J 積分計算式を適用(近似式)</p> <p>2)当該 J 積分式に使用する応力-ひずみ曲線を Ramberg-Osgood 式で近似</p> <p>3)FAC そのものが、負荷様式、亀裂寸法、亀裂の方向、材料、引張特性、破壊靱性に依存</p> <p>4) 3)に示すパラメータのうち、材料は 1 種類のみの炭素鋼材 応力-ひずみ特性を選択</p> <p>5)亀裂形状は、周方向亀裂は全周亀裂、軸方向亀裂は無有限長亀裂を仮定</p> <p>6)負荷様式は、周方向亀裂に対しては、簡易 J 積分の適用制限から曲げ応力のみ</p> <p>7)上記の非常に限定された材料特性、実際に検出されるきず形状とかけ離れた亀裂形状の条件のもとに、周方向亀裂深さを $a/t=0.2\sim 0.75$、軸方向亀裂深さを $a/t=0.2, 0.5$ のみをパラメータとして FAC を設定し、保守側条件として、$a/t=0.2$ に対す</p>	
--	--	--

		<p>る FAC から $SC=K_{r'} / S_{r'} = 0.2$ と設定</p> <p>このように、表面亀裂形状が矩形か半楕円かの問題は、SC 設定におけるきわめて工学的な取扱いの中に完全に埋もれてしまう話であり、ただこの1点に着目して非安全側になることをもって、$K_{r'}$ 計算のためだけに矩形亀裂形状の K 計算を要求することは、工学的判断のバランスを欠くと考えます。半楕円と矩形の応力拡大係数の差は数%であって、破壊評価における安全率に比べ、非常に小さく破壊評価の保守性に与える影響は軽微です。</p> <p>なお、JSME 委員による SC の亀裂形状の影響確認計算でも、半楕円亀裂に対する $SC=K_{r'} (\text{半楕円}) / S_{r'} (\text{半楕円})$ と現規格の $SC=K_{r'} (\text{半楕円}) / S_{r'} (\text{矩形})$ の値はほとんど同じとなっています。</p>	
53	<p>P179</p> <p>3.2.2.25 フェライト鋼管の欠陥評価に用いる破壊靱性 J_{Ic} の規定</p>	<p>当該ページには以下の追加要件が記載されています。</p> <p>「表添付E-12-1 周方向欠陥に用いるフェライト鋼管の弾塑性破壊靱性 J_{Ic}」及び「表添付E-12-2 軸方向欠陥に用いるフェライト鋼管の弾塑性破壊靱性 J_{Ic}」において、対象材料の欄「グループ2 材」の材料は、「STPT480およびグループ1材以外の材料」は「グループ1材以外の材料」に読み替える。</p> <p>これに対する意見を以下に示します。</p> <p>表添付 E-12-1 及び表添付 E-12-2 のグループ 2 材において、STPT480 が、材料規格のクラス 1 配管には使用不可になっているという理由で適用除外とされていますが、材料規格 2014 年</p>	<p>材料規格 2014 年版の技術評価を行う場合には、読み替えが必要かについて検討することになりますので、原案のとおりとします。</p>

		追補でクラス 1 配管材料に適用できるため、読み替えは不要と考えます。	
54	P193 3.2.3.1.2 渦電流探傷試験指針	注釈 106 は、JEAG4217 に対する適用条件ではなく、維持規格に対する適用条件という理解で良いでしょうか？ また、渦電流探傷試験に、超音波探傷試験規程に対して要求したものと同等の技術レベルを要求する理由、根拠が記載されていないため、それを明らかにする必要があると考えます。	御意見のとおり、注記 106 は維持規格に関するものです。 また、供用期間中検査全体を管理、監督、評価等をする際にはレベル 2 の資格者だけでは不十分であり、レベル 3 資格の保有者、又はこれらと同等以上の技術レベルを有する者が供用期間中検査全体に関する管理、監督、評価等を行う必要があります。 御意見を踏まえ、以下のとおり修正します（下線部を修正）。 「3.2.3.1 渦電流探傷試験指針に関する技術評価」（192 ページ）の脚注 106 ○ なお、超音波探傷試験規程 2008 年版の技術評価において、 <u>維持規格に対し（略）条件を付している。</u> ○ 4 行目を削除 「3.2.3.1 渦電流探傷試験指針に関する技術評価 2）」 (192 ページ) 12 行目から ○ <u>なお、供用期間中検査全体を管理、監督、評価等をする際には個別試験のレベル 2 の資格者だけでは不十分であり、レベル 3 資格の保有者（特定の試験の資格者に限らない。）又はこれと同等以上の技術レベルを有する者が供用期間中検査全体に関する管理、監督、評価等を行う必要があることから、同様の対応が必要になる。</u>
55	P206 3.2.3.2 超音波探傷	「C-4000 検査能力を実証する方法」から 3) 適用にあたっての条件の記載	新技術の技術的妥当性は、個々の技術について実施した試験結果等を確認して行うものですので、原案のとおりとします。

	試験規程	妥当性の確認方法の適切性を個別に判断する場合にあっても、何等かの基準や参照すべき方針が必要であり、対象記載についても技術評価の対象とすることが適切と考えます。また、実機において、新技術の適用を妨げることをしないよう技術評価の対象としていただきたい。	技術評価の対象外とした規定の考え方については、No. 44 の御意見に対する考え方を参照下さい。
56	P210～P212 及び P218 3.2.3.2 超音波探傷試験規程	「②要記録エコーの分類について」の記載、および適用にあたっての条件② JEAC4207 で規定する「欠陥エコー」の定義については、「適用規格によって不合格と判定される」ものであり、適用規格である維持規格においては、有意な欠陥指示とは区別して使用しています。読み替え後の定義は適用規格との関連が曖昧であり、さらに、有意な欠陥指示や欠陥評価の評価方法については本技術評価において要件が付されていることから、欠陥エコーの読み替えに関する要件は不要と考えます。 また、現時点で、既に使用実績のある用語を異なる意味で用いることは使用者に混乱を生じることから望ましくないと考えます。 なお、維持規格で定める「有意な欠陥指示」と JEAC4207 の「要記録エコー」「欠陥エコー」との関係の明確化、「要記録エコー」が検出された際の試験評価員の判断については、関連規格も含めて議論が必要と考えており、エコー名等も含めて次回改正に向けた議論を進めております。	超音波探傷試験規程は供用期間中検査に用いるものであることから、供用期間中検査で検出されたエコーに対する考え方を理解してもらえよう記載しています。要記録エコー、欠陥エコー、有意な欠陥指示等の用語については、技術基準規則、亀裂解釈等に用いられている用語を踏まえ、日本機械学会と日本電気協会において適切に対応されることを期待します。
57	P212～P219 3.2.3.2 超音波	「③ 欠陥寸法測定の対象欠陥について」、「⑤クラス 2 機器の欠陥寸法測定の対象欠陥について」、および「⑥試験結果の評	維持段階で評価する必要のある対象を明確にしたものであり、原案のとおりとします。

	探傷試験規程	価について」の記述、並びに適用にあたっての条件③⑤⑥ 読み替え後の定義は適用規格との関連が曖昧であり、さらに、 有意な欠陥指示や欠陥評価の評価方法については本技術評価 において要件が付されていることから、読み替え、適用除外に 関する要件は不要と考えます。	
58	P212 3.2.3.2 超音波探 傷試験規程	2 1 2 頁の上の枠の枠線は適正化が必要と思います。	御意見を踏まえ、前ページからの続きの表であることが分かるように修正します。
59	P218 3.2.3.2 超音波探 傷試験規程	2 1 8 頁の表中のカンマ「,」と、2 1 2 頁の当該箇所の読点 「,」とは、どちらが正しいのですか？	超音波探傷試験規程での読点は「,」が用いられていること から転載する場合は、「,」を用い、技術評価書の文章では「、」 としています。用いる文字の違いになりますので、原案のとおり とします。
60	P218 3.2.3.2 超音波探 傷試験規程	まる 2 の表の内容は、検討チームの議論において維持規格で用 いられ用語と一致していない点が指摘され、規格作成機関間で 議論が必要とされている。今回の技術評価において、適用規格 である維持規格で「有意な欠陥指示」が明確化されており、読 み替えの必要は無いと考えます。	No. 56 の御意見に対する考え方を参照下さい。
61	P224 3.2.3.4 超音波探 傷試験システム認 証	NDIS0603 では、全体に共通する事項は本体で、個別の条件は 各附属書で定めている。本体では「亀裂など」としていますが、 附属書 A の A. 2. 4d) で PD 試験体に付与される亀裂は全て応力 腐食割れでなければならないとしています。同様に附属書 B B. 2. 4e) では亀裂またはそれと同等のもの、および亀裂以外の きず(溶接きずも対象とした試験であるため)を要求していま す。附属書 C C. 2. 4 d) では亀裂またはそれと同等のものを要	御意見のとおり、該当ページの要望事項は削除し、以下のと おり修正します(下線部を修正)。 「3. 2. 3. 4 超音波探傷試験システム認証に関する技術評 価 (1) 2)」 (223 ページ) の 6 行目 ○ 附属書 B 及び C の追加に伴い、本文規定において、「序 文」、「3 用語及び定義」の「3.6 経験」及び「3.19 基本 的パラメータ」並びに「5.3 PD 試験センター」の「5.3.3」

		<p>求しています。すなわち、要望通りに修正した場合には、本文記載は“亀裂”で附属書では亀裂以外のものが含まれることから記載に齟齬が生じることとなります。</p> <p>なお、実証を基本としている NDIS0603 においては、「経験」を証明する文書は「PD 認証機関の要求に応じて」提出することとしており、試験運用にあたって支障を生じる懸念はありません。</p>	<p>で「き裂」を「亀裂など」に変更している。<u>これは、新たに追加された附属書 B 及び C で規定しているきずには亀裂以外のものも含まれていることによるものであり、既存の附属書 A では従前どおり亀裂は全て応力腐食割れを要求していることから、変更は妥当と判断する。</u></p>
62	P225 及び P226 3.2.3.4 超音波探傷試験システム認証	<p>PD 試験の実施手順として、内表面からの深さが原配管肉厚の 75%に達しない亀裂を含めて、それぞれのきずの“有無”を判定するような試験を実施することが条件として付されています。一方できず検出試験の合否基準は技術評価の対象外としており、具体的な試験運用が不明瞭になっています。きずの深さ測定のみを試験対象とすると解釈できますが、よろしいでしょうか。</p>	<p>適用に当たっての条件は、検出した亀裂が WOL 工法の溶接部にあるのか、WOL 工法の溶接部以外にあるのかを識別できているかを確認するという観点から読み替えたものです。WOL 工法を実施した部位には亀裂があることが前提となっており、深さを測定することが求められます。</p>
63	P226 3.2.3.4 超音波探傷試験システム認証	<p>本文 5.3.3 で「承認された試験センターが 2 か所以上ある場合には、各試験センターは、それぞれ同等な亀裂などを含む PD 試験体を保有する必要がある」としています。現在実施している附属書 A の PD 資格試験では、日本非破壊検査協会 PD 認証運営委員会 (PD 認証機関) で、「PD 資格試験機関・PD 試験センター審査承認基準 (PDD127)*1 を定めており、その中で PD 試験体承認基準」に従って PD 試験体を承認することが公表されています。一方でこの PD 試験体承認基準」を公開することは、受験者に試験体情報 (製造方法や亀裂の特徴を知らせることとなり、亀裂の性状が未知の状況で行う実機探傷時と差があるこ</p>	<p>複数の PD 資格試験機関があったときに、判断基準が同じとなるよう、判断基準の確認方法を明確にすることを要望したもので、判断基準を公開することを求めたものではありません。</p>

		<p>とになり、試験運用に支障を及ぼします。附属書Bおよび附属書Cの運用開始時には、同様の基準を設けることで要望に対応できると考えます。</p> <p>*1:http://www.jsndi.jp/pd/pdf/PDD127.pdf</p>	
64	P227 3.2.3.4 超音波探傷試験システム認証	<p>試験員の技量の客観性を示す上では検出性試験を実施することは有効である。よって、他の部位においても検出性試験の必要性について検討することを要望する。」とは、検出性試験の実施を要望しているのか、それとも、検出性の技量の客観性を示すことを要望しているのか、が不明である。検出性の技量の客観性を示すことの重要性を述べるのであれば、試験に限定した記述は適切ではなく、検出性においても試験員の技量を客観的に評価する方法の検討を要望するといった記述の方が適切と考えます。</p>	<p>検出性試験を実施する試験員の技量を客観的に評価する方法の検討を要望しています。</p> <p>試験員の教育訓練については、超音波探傷試験規程の解説に言及がありますが、規定とはされていません。</p> <p>御意見を踏まえ、附属書Bに関する要望事項は、日本非破壊検査協会及び日本電気協会への要望事項とし、以下のとおり修正します（下線部を修正）。</p> <p>「3.2.3.4 超音波探傷試験システム認証に関する技術評価（2）3）」（225 ページ）下から2行目から</p> <p>○ 附属書Bにおいてきず検出性試験が規定された。<u>附属書Bの対象部位以外の検出性試験を実施する試験員の技量については、基礎レベルとしてUTレベル1以上を要求しているものの、超音波探傷試験規程の解説において、教育訓練を受けることが望ましいとされているのみである。よって、附属書Bの対象部位以外の検出性試験を実施する試験員の技量を客観的に評価する方法の検討を日本電気協会と連携して行うことを要望する。</u></p>
65	P254	<p>254頁の4行目「維持規格2012年版（2014年追補までを含む。）」と同5行目「「維持規格」2012年版（2013年追補及び</p>	<p>記載の誤りです。御意見を踏まえ「維持規格2012年版（2014年追補までを含む。）」に統一します。</p>

	4.1 維持規格 2012 年版 (2014 年追補 までを含む。)	2014 年追補を含む。)との違いは、何を意味しているのですか？	
66	P288 5. 過去の技術評価 における要望事項	288 頁の 5. に記載の過去の要望事項は、今回の技術評価(要望事項) の内容と関連性があるのですか？ また、過去の要 事項に対していまだに未反映のものが多数あるという現状で、同 じ相手に対して同じように要望を繰り返すことがはたして実 効性につながるのか、疑問を感じます。	過去の要望事項の反映状況を確認するとともに、改めて検討 されることを期待して技術評価書に記載しました。
67	P297 別記 維持規格改 訂において考慮さ れることが望まれ る事項	297 頁の 4 行目「日本機械学会望まれる」は、意味が不明で す。	御意見を踏まえ「1 日本機械学会望まれる事項」を削除し ます。
68	P297 別記 維持規格改 訂において考慮さ れることが望まれ る事項	・297 頁の 11 行目「定期事業者検査はに」は、意味が不明 です。	維持規格における定期事業者検査の定義が、電気事業法を引 用していることから、原子炉等規制法に見直すことを要望した ものです。 御意見を踏まえ、以下のように修正します(下線部を修正)。
69	P297 別記 維持規格改 訂において考慮さ れることが望まれ る事項	・297 頁の 1. 1 (2) では、何を要望しているのですか？	「別記 維持規格改訂において考慮されることが望まれる事 項 (2)」 (296 ページ) の全文 ○ <u>定期事業者検査の定義には、電気事業法に基づきとされ ているが、現行法令では原子炉等規制法に基づくことと なるため、修正することが望まれる。</u>

70	添付資料-4 原子炉圧力容器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学評価の適用事例及び感度解析	<p>PDF ファイルページ P421「添付資料-4 原子炉圧力容器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学評価の適用事例及び感度解析」この添付資料は技術評価書の目次（PDF ファイルページ P4）や評価書本文に呼び込まれておらず、本添付資料がどういう意図でパブコメ対象となっているのかが不明です。本添付書類では、確率論的破壊力学評価(PFM)を用いて総合的な性能（圧力容器の破損確率）に対するいろいろな因子の寄与を感度解析しておりそれによれば</p> <ul style="list-style-type: none"> ○高い検出精度で検査を行えば古いプラントでも破損確率を低くできる。 ○例え 100%の試験程度であっても検査精度が低い（欠陥見逃し確率が高い）と意味がない。 ○圧力容器の破損防止の観点で結果に寄与する因子はいろいろあり、検査程度が破損確率に与える影響はそれほど大きくないということを示しています。一方、維持規格の検討プロセスでは、ほとんど「試験程度」だけに着目した議論で進められてきた。検査していない範囲があることは気持ち悪いという感情論から「100%の範囲」を検査することが最も良いように考えられてきた。しかしこの添付資料の感度解析で示すところによれば、結果（圧力容器の破損）に寄与する他の因子を含めた総合的な評価をしないと片手落ちであることを示したものであり単に試験程度だけをとりたてて「100%」が最も良いという解釈は勝山先生の報告の本来の主旨から外れたものです。この報告の内容を踏まえれば「100%の試験範囲」や「試験程度」を規制 	<p>No. 23 の御意見に対する考え方を参照下さい。</p> <p>添付資料-4 は、試験程度が破損確率に与える影響について感度解析を行ったもので、これを根拠に原子炉圧力容器の試験程度を変更することとしたものではありません。</p>
----	---	--	--

		要求とする以前に、他の重要因子である欠陥の存在確率、検査の見逃し確率、材料脆化の進展、有意な過渡事象の発生確率、破損に対する寄与度を総合的に勘案して試験程度を考える必要がある。試験程度を一律の規制要求とする以前にそうした総合的な評価が必要と考えられます。	
71	添付資料-4 原子炉圧力容器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学評価の適用事例及び感度解析	・ 119頁の最下行から上に7行目「BWR」の定義は、当該略語の初出箇所である65頁に記載したほうがよいと思います。	御意見のとおり、修正します。
72	添付資料-4 原子炉圧力容器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学評価の適用事例及び感度解析	・ 120頁の最下行の「PWR」の定義は、当該略語の初出箇所である57頁に記載したほうがよいと思います。	御意見のとおり、修正します。
73	添付資料-4 原子炉圧力容器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学評価の適用事例及び感度解析	・ 123頁の表5の備考欄の「結論づけられ」は「結論付けられ」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。	御意見のとおり、修正します。

その他の御意見

No.	該当箇所※	御意見（原文）
1	P55 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	<p>米国政府機関はコンセンサス（民間）規格の活用を連邦法で定めており、各種の民間規格の活動が活発で産業界の技術レベルを押し上げている。これに対し原子力規制委員会が民間規格を活用し、日本機械学会「発電用原子力設備 規格維持規格」の技術評価が行っていることは重要であり、技術レベルの向上のために大変有益です。今回の改正案について意見を述べさせていただくとともに、規格維持規格に部分的ですが非安全側の評価や曖昧な部分がありますので意見も述べさせていただきます。</p> <p>原子炉圧力容器溶接部の試験程度について、海外の情報も収集されよく検討されています。試験範囲は特に意見はありませんが、定期検査に確率的な方法の導入を進めていただきたい。</p>
2	P130 3.2.2.17 欠陥形状のモデル 化／欠陥の合 体評価法	<p>複数欠陥の合体(添付 E-1 欠陥のモデル化、4.4 複数欠陥の扱い)</p> <p>同一平面上に複数の欠陥が近接している場合、欠陥の間隔と深さを基にした基準を満足すると複数欠陥は1つに合体する。これを周方向に表面欠陥を有し曲げを受ける管に適用すると、塑性崩壊応力は極めて非安全側になります。一例であるが、100A 管で2個の欠陥の角度がそれぞれ 60 度のとき、実際の塑性崩壊応力より 1.3 倍大きく見積もってしまう。何らかの注意が必要と考えます。</p>
3	P150 3.2.2.21 添付 E-8 極限荷 重評価法 3.2.2.22 添付 E-9 弾塑性 破壊力学評価法	<p>管の評価用欠陥（添付 E-8 極限荷重評価法、4.1 周方向欠陥の評価法、他 E-9 も該当）</p> <p>周方向に欠陥を有する管の塑性崩壊曲げ応力 P_b' の式は、管の外表面欠陥に適用できるかどうか明記されていません。外表面欠陥に適用できるようですが、曖昧な状態です。ここで、65A スケジュール 160 のような厚肉の小口径管において深い外表面欠陥は塑性崩壊曲げ応力 P_b' の式で評価すると、およそ 20~25%P_b' を高く見積もってしまい、非安全側になります。また、許容欠陥深さの表添付 E-8-1 と-2 も非安全側になります。何らかの注意書きなどの技術評価が必要です。</p>
4	P150 3.2.2.21 添付 E-8 極限荷 重評価法	<p>許容欠陥角度（添付 E-8 極限荷重評価法、4.2(3) 許容欠陥寸法の限界、他 E-9、E-10 も該当）</p> <p>「許容欠陥角度は、60 度以下とする。ただし、妥当性が示される場合は本制限を除いてもよい」と言う文言があります。内容はこれで可と考えますが、誰が妥当と判断し、どのような場合が妥当なのか曖昧です。使用者の勝手な解釈が入り込み規格の文章として適しているか検討ください。</p>

	3.2.2.22 添付 E-9 弾塑性 破壊力学評価法 3.2.2.23 添付 E-10 2 パ ラメータ評価法	
5	P164 3.2.2.23 添付 E-10 2 パ ラメータ評価法	Ramberg-Osgood による応力-歪線図(添付 E-10 2 パラメータ評価法、4.1 管の破壊評価曲線) 破壊評価曲線を求めるにあたり Ramberg-Osgood による応力-歪線図を用いているが、この式は係数 α と n を設定しなければならない。しかしながら、 α と n の値が規格の中で規定されていない。 α と n の組み合わせは無数にあり、かつ、 α と n をどの歪範囲でフィッティングするかもこれら値が異なる。かつて、管の破断防護設計指針(原子力安全委員会のいわゆる LBB 指針)作成時に α と n の検討を行った。実験で得た生の応力-歪線図を 4 機関に配布し亀裂開口面積を求めた。その結果、4 機関で同面積が著しく異なったため、導入を断念した。当然のことながら各機関の α と n は実験で得た応力-歪線図とよい一致をしていた。 α と n を規格の中で取り込むことに異論はありませんが、評価者の任意性が入らぬよう技術評価をお願いしたい。
6	添付 E-2 き裂進 展速度	疲労亀裂進展速度(添付 E-2 亀裂進展速度、4.1(1)容器用フェライト鋼の疲労亀裂進展速度線図) 疲労亀裂進展量を推定するさいに繰り返し圧縮応力がある場合、圧縮応力は亀裂進展に寄与しないから最大応力拡大係数 K_{max} のみを考慮し、最小応力拡大係数 $K_{min}=0$ として応力比 $R < 0$ の記載がない。しかしながら、応力拡大係数の変動範囲 $\Delta K (=K_{max}-K_{min})$ がある値以上になると、 $K_{min}=0$ の評価を行うと極めて非安全側になる。フェライト鋼で亀裂進展速度は 10 倍速くなる。この問題は米国機械学会や Nuclear Regulatory Commission で検討中です。圧縮応力がある場合の疲労亀裂進展速度の技術評価を行ってほしい。
7	添付 E-2 き裂進 展速度	添付 E-2 き裂進展速度に関する研究提案です。地震時は大きな圧縮応力を伴い、かつ、応力拡大係数の変動範囲 $\Delta K (=K_{max}-K_{min})$ が大きくなります。現在、フェライト鋼のわずかな実験データがあるのみです。また、ステンレス鋼にあっても同様の現象が想定されるが、実験データはなく、どの規格も何の記載もない。大きな圧縮荷重を含む亀裂進展評価の研究は地震評価にとって大切である。