

意見書（甲 C 第 7 6 号証の 1）
に対する補充意見書

2020 年 1 月 22 日

後藤 政 志



1. 本補充意見書の目的

本補充意見書は、筆者の2019年12月26日付意見書（甲C第76号証の1）の補充意見として、圧力容器スタビライザの許容値について述べるために作成したものである。

2. 圧力容器スタビライザに関する日本原電の説明

日本原電は、圧力容器スタビライザの構成部材のひとつであるロッドについて、「構造用合金鋼の中で最も優秀な強靱性を備えるニッケルクロムモリブデン鋼（JIS規格：SNCM439）を採用している。材料が荷重を受けた際の一般的な挙動に照らして述べると、材料は、外部から荷重を加えていくと、降伏点（ S_y ）からひずみが残るようになり始め、そこからさらに荷重を加えていくと弾性限界を超えて塑性変形領域に入り、応力の最大値（ S_u ）に達し、最終的には破損に至るところ、本件ロッドの金属材料は、圧力容器スタビライザの最高使用温度として設定302℃での S_y 、 S_u がそれぞれ、679MPa、839MPaであるなど強度に優れたものである。」といい（日本原電の令和元年11月5日付準備書面（15）p.2-3）、工事計画認可申請でのロッドの許容値に関して、以下の表を示している（同準備書面p.30）。

弾性設計用地震動 S_d に係る許容値 (運転状態Ⅲ _A S)	基準地震動 S_s に係る許容値 (運転状態Ⅳ _A S)
$1.5ft = 1.5 \times \min(S_y, 0.7S_u) \div 2$ $= 1.5 \times \min(679, 0.7 \times 839) \div 2$ $= 1.5 \times \min(679, 587) \div 2$ $= 440$	$1.5ft^* = 1.5 \times \min(1.2S_y, 0.7S_u) \div 2$ $= 1.5 \times \min(1.2 \times 679, 0.7 \times 839) \div 2$ $= 1.5 \times \min(814, 587) \div 2$ $= 440$

また、日本原電は、川里健氏の令和元年 11 月 7 日付陳述書（丙 D 第 159 号証）の付-146 において、以下のとおり、工事計画認可での許容値とストレステストでの評価値を示している。

第 3.2 表 規格基準で規定されている以外の許容値を適用した設備（1/2）

原子炉圧力容器スタビライザの許容値

【規格基準に基づく許容値】

$$\begin{aligned} 1.5 \times F \div 2 &= 1.5 \times \min (1.2S_y, 0.7S_u) \div 2 \\ &= 1.5 \times \min (1.2 \times 679, 0.7 \times 839) \div 2 = \underline{440\text{MPa}} \end{aligned}$$

【(ストレステストで) 今回使用した許容値】

$$\begin{aligned} 1.5 \times F \div 2 &= 1.5 \times S_u \div 2 \\ &= 1.5 \times 839 \div 2 \\ &= \underline{629\text{MPa}} \end{aligned}$$

- 「規格基準に基づく許容値」である 440MPa は、工認において採用した値と同じである。
⇒この値は、設計引張強さ（Su）に対して規格基準に基づき 0.7 倍した値を用いて算出したものであり、Su に対して余裕を持っている。
- ストレステストでは、上記の余裕を考慮しない Su に基づき算出した 629MPa を採用している。

そのうえで、日本原電は、圧力容器スタビライザには、工事計画認可申請において設定した許容値に達するような応力が生じる場合を想定しても、その応力は Su を大きく下回り機能喪失に至らないことに加え、Sy をも下回り弾性範囲にとどまるなど、大きな耐震上の余裕を有する、としている（同準備書面 p.10）

3. 原子炉圧力容器スタビライザの許容値に対する筆者の意見

3-1 降伏点と引張強さを比較して小さい方を許容値とすることの意味

日本原電は、工事計画認可申請にあたって、JEAG4601-1984に基づきロッドの許容値を算定している。

具体的な数式は、次のとおりである。

運転状態 I、II の場合	$\min (S_y, 0.7S_u) \div 2$
運転状態 III _{AS} の場合	$1.5 \min (S_y, 0.7S_u) \div 2$
運転状態 IV _{AS} の場合	$1.5 \min (1.2S_y, 0.7S_u) \div 2$

いずれも、降伏点 S_y と引張強さ S_u とを比較し、その小さい方の数字を用いて許容値を算出している。

降伏点と引張強さについては、筆者が甲 C 第 76 号証の 1 の p.18 - 21 で説明したところである。すなわち、

(1) 降伏点

材料の降伏点 S_y に達すると、荷重（応力）の増加なしに変形が大きくなり、やがて過大な変形が生じ構造物として塑性崩壊（塑性変形により壊れる）あるいは機能喪失する。降伏は、主要な破損モードのひとつである。

(2) 引張強さ

材料が引張強さ S_u に達すると、くびれが発生すると共に亀裂が発生しやがて破壊する。十分変形がすすんだ後にくびれが発生し破断（部材が分離して別れてしまう）に至ることを延性破壊という。

ここで留意すべきは、降伏して変形が過大になることと、亀裂が発生しそれが急激に進行して材料が分離破断することとは、全く別の現象である、という点である。そしてこの二つの現象が、構造物の安全性にとって脅威であることである。このため、JEAG4601-1984 は、降伏して過大な変形あるいは崩壊に至る「降伏点 S_y に対する許容値」と、亀裂が発生して破壊に至る「引張強さ

Su に対する許容値」を別々に求め、その小さい方の値を元にして、材料の許容値（許容応力）を算定しているのである。すなわち、いずれの現象も起きないようにするために、 $\min(Sy, 0.7Su)$ としている。

ところで、上記の数式において、Sy（運転状態IVASの場合はSyを1.2倍した値）と比較される数値は、Suそのものではなく、Suを0.7倍した値である。この0.7倍は、本補充意見書3項2で説明する安全率ないし安全係数の一部であり、破断現象は、材料の伸びと異なり、応力集中箇所から一気に展開する現象であるので、認識しえない品質のばらつき、または、実構造物における挙動のばらつきが原因で、応力がSuに達する前に材料破壊が生じることを想定して設けられている。材料によっては、SuとSyが近接しているために、0.7Suの値がSyもしくは1.2Syの値を下回ることもある（本補充意見書3項3で説明する降伏比の大きい材料の場合。その一例が、圧力容器スタビライザに用いられるニッケルクロムモリブデン鋼SNCM439である）。

応力の作用によって金属材料が破壊される過程であるが、一般的には、降伏点Syに達した後、さらに大きな引張強さSuに達して破断する、とされている。しかし、0.7Suの値がSyもしくは1.2Syの値を下回った場合には、降伏点Syに達する前の段階で破断に至ることがあり得るのであって、JEAG4601-1984はそのような事態の発生を前提に上記の数式を定めたものというべきである。

要するに、いかなる場合においても、筆者が甲C第76号証の1、p.19に掲載した図1「鋼材の応力-ひずみ線図」どおりの経過をたどって材料が破壊に至るということではない。同図は破壊の典型的な過程を示したにすぎないのであって、降伏点に達する前に材料が破壊されてしまう可能性も想定の上で許容値を定めることが極めて重要なのである。

3-2 安全率ないし安全係数について

筆者は、甲C第76号証の1のpp.21-22において、甲C第77号証のp.18-19の記述「(1) 構造系の破断は重大な結果を招くので、過大な変形の防止

よりも大きな安全係数より、より高い信頼度で防止すべきである。(2) 材料によって降伏比（降伏点と引張強さの比）が異なるので、降伏点基準の許容応力では、延性破断に対して必ずしも十分な安全係数をとったことにはならない。」を引用したうえで、「安全係数の表によると、鋼材の種類にもよるが、降伏点に対して 1.11 以上 1.6 程度の安全係数をとるのに対して、引張強さに対して 3 乃至 4 の安全係数をとっていることである。これらの安全係数の考え方は、米国機械学会 ASME Boiler and Pressure Vessel Code SECIII 1983 をベースにしており、原子力の構造基準の基本を表している。ここで特に重要なことは、一次応力に対する構造基準の考え方は、降伏点を超えないことであり、引張強さ（実質的に引張破断）に対して安全係数として 3 または 4 という値をとっていることである。」と記載した。あらためて強調したいことは、実構造物の安全性は、安全係数をとった降伏点基準の許容応力と、安全係数をとった引張強さ基準の許容応力の両者を必要とすることである。

JEAG4601-1984 は、 S_y と $0.7S_u$ のそれぞれに、材料のばらつき、使用条件のばらつき、実構造物の応力の偏りなどの不確実性を補うために、安全率 2 を定めている。運転状態Ⅱまでは、 S_y の安全率は 2、 S_u の安全率は約 2.9 ($\equiv 2/0.7$) をとったことになる。

運転状態Ⅲ_{AS} では、緊急状態ということで許容応力を 1.5 倍しており、 S_y の安全率は約 1.3 ($\equiv 2/1.5$)、 S_u の安全率は約 1.9 ($\equiv 2/0.7/1.5$) をとったことになる。

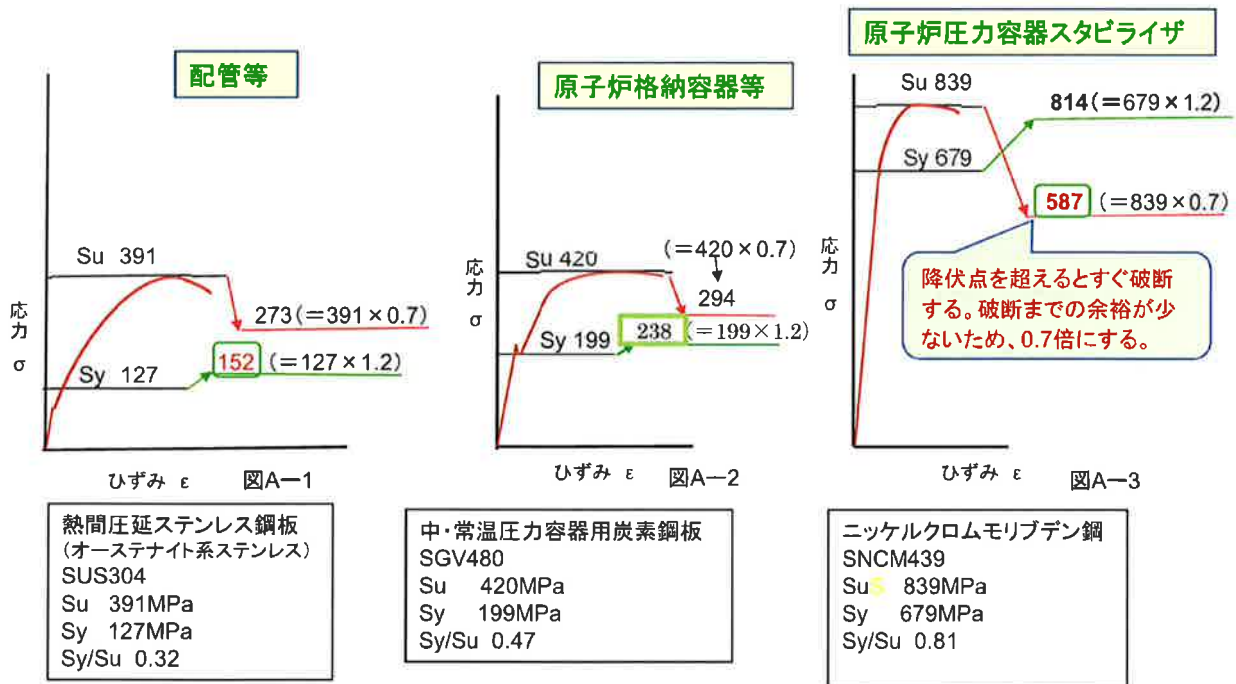
運転状態Ⅳ_{AS} では、事故状態を想定して S_y を $1.2S_y$ まで緩めている。その結果、運転状態Ⅳ_{AS} では、 S_y の安全率は約 1.1 ($\equiv 2/1.2/1.5$)、 S_u の安全率は約 1.9 ($\equiv 2/0.7/1.5$) をとったことになる。

3-3 多様な降伏比における降伏点と引張強さの基準強度

材料の強度を論じる場合、重要な視点の一つが降伏比、つまり引張強さ/降伏点の値である。代表的な降伏比の違う材料を 3 種選んで、降伏点と引張強さを比較したものが、図 A-1 から図 A-3 である（各図は運転状態Ⅳ_{AS} の場合で

ある)。各図に示すように、降伏点 S_y と引張強さ S_u とをそのまま比較して基準強度を決定するのではなく、 S_y と S_u を 0.7 倍した値とを比較し、その小さい方を許容値にしている。解説「原子力施設の技術基準」(通産省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課編 1994(株)エネルギーフォーラム (旧告示 501)) の p.604 - 605 (甲 C 第 80 号証) で、第 88 条の解説 8 項が、「運転状態Ⅲにおける引張応力の許容値は、 F は S_y 又は $0.7S_u$ のいずれか小さい方の値としている。これは鋼構造設計基準の短期の許容応力に対応するもので、支持構造物のように単軸応力が支配的な構造において、その最大値を降伏点以下に制限することを基本とし、歪み硬化性の少ない材料に対しては引張強さに対して 30%の余裕を確保しようとするものである (下線筆者)。」と述べておりである。

降伏点と引張り強さー降伏比と限界強度ー



オーステナイト系ステンレス鋼は、明確な降伏点がなく、約0.2%の永久ひずみに相当する応力を降伏点とみなす。降伏点に達してもすぐ破断するのではなく、ひずみ硬化によりかなり持ちこたえる。それと反対に高張力鋼は降伏点は高いが、一旦それを超えるとすぐ破断する傾向がある。

ここで、ひずみ硬化の少ない材料とは、図 A-3 に示す原子炉压力容器スタビライザに用いられたニッケルクロムモリブデン鋼 SNCM439 等のような降伏比の大きい材料のことである。

SNCM439 (降伏比 : 0.81 (S_y/S_u))、 S_y : 679MPa、 S_u : 839MPa) は、他の材料、例えば、図 A-2 の炭素鋼 SGV480 (降伏比 : 0.42) や図 A-1 のステンレス SUS304 (降伏比 0.32) よりも降伏比が非常に大きい。図 A-1 や A-2 のように、降伏比が 0.5 を下回るような材料は、降伏してから引張強さまで、相当な余裕があるのに対して、降伏比が大きい材料は、高強度ではあるが、降伏し始めてから引張り強さまでの余裕が非常に少ないため、降伏点を基礎に許容値を決めると、引張強さに対して十分な安全余裕を確保できず、破壊のリスクが高まる。

ところで、前述した解説「原子力施設の技術基準」の p.604 - 605 (甲 C 第 80 号証) には、次の記述がある。

「一方、運転状態Ⅳの荷重は、プラント寿命中起こりえないような非常に頻度の低い荷重であることから、運転状態Ⅳにおける一次応力の許容値として第 1 種容器と同様に $0.7S_u$ のみを制限条件としてもよいが、単軸応力に着目した設計であることもあって基本的に降伏点以下とすることとする。ただし、運転状態Ⅳの荷重は、事故時の衝撃荷重が主で歪み速度が大であること及び通常材料の実降伏点は設計値に対し余裕があることを考慮して、 $1.2S_y$ を制限条件とした。(下線筆者)」

しかし、压力容器スタビライザは、単軸引張 (圧縮) 部材であるため、ロードが降伏し始めると、応力の再配分が期待できず、一気に全断面降伏となって伸びてしまう。さらに降伏した後、引張強さまでの強度余裕がわずかしかない。したがって、このような材料においては、 S_y を 1.2 倍することは妥当ではない。

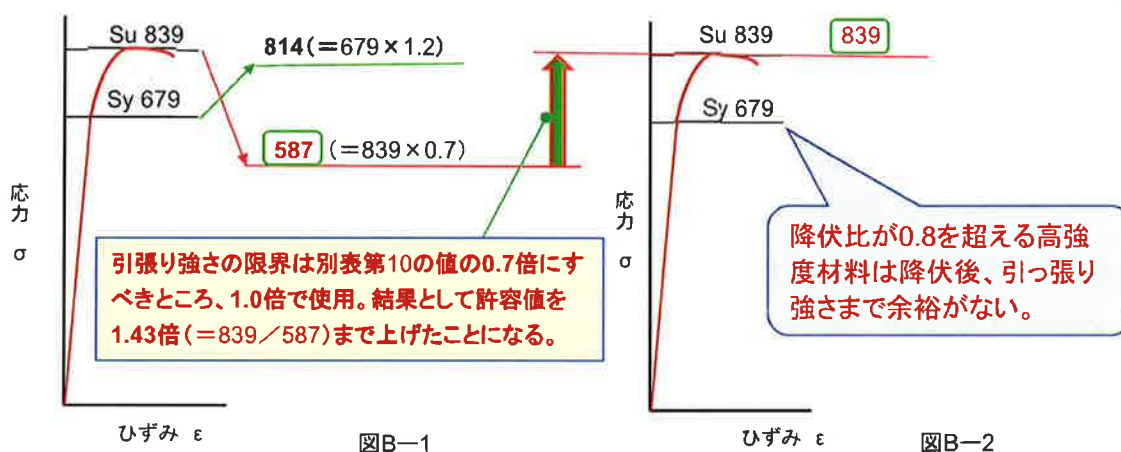
3-4 ストレステストにおいて $0.7S_u$ ではなく S_u を採用することの意味

図 B-1 に示すように、規格基準では基準強度 F を S_u の 0.7 倍にしているの

に対して、図 B-2 のように、ストレステストで S_u をそのまま基準強度 F にすることは、基準強度を約 1.43 倍も引き上げたことになる ($839 \text{ MPa} \div 587 \text{ MPa} \approx 1.43$)。これは、危険側に 43% も許容値を緩めたことを意味している。

引っ張り強さのばらつき等を無視し1.43倍にした

規格基準上の基準強度 F 値は、 $\min(1.2S_y, 0.7S_u)$ つまり 587 MPa であるべきところ、 $S_u (839 \text{ MPa})$ をそのまま使用することは、材料強度や評価上のばらつきを全く考慮していないことになる。
また、この材料のように降伏比の大きい材料は、 S_y について 1.2 倍することは妥当ではない。



<p>ニッケルクロムモリブデン鋼 SNCM439 S_u 839MPa (別表第10 設計引張強さ) S_y 679MPa (別表第 9 設計降伏点) S_y/S_u 0.81 (降伏比という。大きいほど降伏から破壊までの余裕がないことを意味する。)</p>

3-5 安全率、安全余裕はなぜ必要か

安全率を定めるにあたっては、想定を超える地震動の大きさ、荷重のばらつき、設計上の不確定な要素、解析上のばらつき、製造上のばらつきや潜在的な欠陥、老朽化に伴う腐食や劣化および脆化、疲労等々を考慮する必要がある。原発は複雑な構造物であるため、想定外の事態やトラブルもあり得る。その場合でも、安全にプラントを冷温停止までもっていかねばならない。そのために

は、工学的にまた経験的に必要な安全率を確保することが極めて重要である。

甲 C 第 76 号証の 1、p.22 に示しているとおりに、降伏点に関する安全率 1.5～1.6 程度に対して、引張強さに対する安全率は 3～4 をとっている。機械工学あるいは海洋工学では、通常、降伏点に対して 2 程度、引張強さに対して 4 程度の値がとられている。

台風や地震等の非常に稀な大規模な外力に対する場合や、厳格な品質管理と慎重で精緻な設計をする場合において、安全率を多少小さくすることはある。しかし、その場合でも、降伏比の大きい材料については、降伏点より十分下で、引張強さに対しても 2 以上の安全率をとることが、構造設計の分野では一般的である。ただし、以上の安全率が備わっていたとしても、実際に筆者が開発・設計にかかわった海洋構造物では、1980 年代に設計想定を超える外力や想定外の欠陥による全損事故が起きていた。

したがって、原発において、運転状態Ⅲ_AS 及び運転状態Ⅳ_AS の場合に引張強さに対する安全率を 1.9 にしていることは、原発事故における被害の大きさを考えるならば、極めて危険な設計であるといわねばならない。さらには、ストレステストにおいて、危険側に 43%も許容値を緩めて解析することは、安全を確保するうえで極めて不適切であり、構造設計技術者として不安を覚える設定である。

なお、例えば、エレベーターは、ワイヤーロープの安全率が、建設省告示によって、設置時は 5、使用時は 4 と定められているが、それでも事故は起こり得る。国土交通省の発表（甲 C 第 81 号証、平和台駅エレベーター主索破断事故調査報告書）によると、2011 年 7 月 26 日、練馬区内の東京メトロ有楽町線平和台駅内において、3 本あるエレベーターのワイヤーロープが 3 本とも破断したが、幸いブレーキが作動して急激な落下が避けられ、乗客も怪我で済んだ事故があった。このときのワイヤーロープの安全率は、前記告示の基準を超える 6.5 程度であったが、それでも破断に至ったのである。

本補充意見書 2 項において指摘したところによると、日本原電は「規格基準で設定した許容値を超えても、耐震上の余裕があるので安全である」と説明しているように理解される。しかしこの考え方は、構造安全性の観点からは最悪

である。このような考え方は、技術の歴史、特に事故の歴史とその対策について、あまりにも不見識に思われる。例えば、試験片による引張試験による強度が、構造解析結果に対して余裕があるというならば、実構造における設計と製造上のギャップや解析におけるモデル化の限界や精度、破壊モードに関する見落としや評価上の過ち、部材や装置の破損や故障、人為的なミス等々様々な危険側のばらつきについて全く考慮しようとしないうことになり、工学的にも技術者倫理的にもおかしい見方である。

3-6 強度と荷重のばらつきと安全率

安全率の重要性は、構造強度の安全性を外力（荷重）から計算した応力と材料の基準強度を比較してみることで分かる。一般的に、強度評価は、

$$\text{荷重（応力に換算）} < \text{基準強度}$$

となるように設計するが、荷重も基準強度も、現実には、図 C に示すように、ひとつの値ではなく、ある広がりをもっている。横軸を荷重（応力） σ_w として、縦軸を確率変数 x とした荷重の確率密度関数 $f(x)$ とすれば、 $f(x)$ の分布の下の面積が 1.0 となり、荷重の中央値 $\bar{\sigma}_w$ の両側に分布する形になる。同じように、基準強度の確率密度関数 $g(x)$ を考えれば、 $g(x)$ の下の面積は 1.0 になり、中央値を $\bar{\sigma}_c$ とするとその両側に分布することになる。

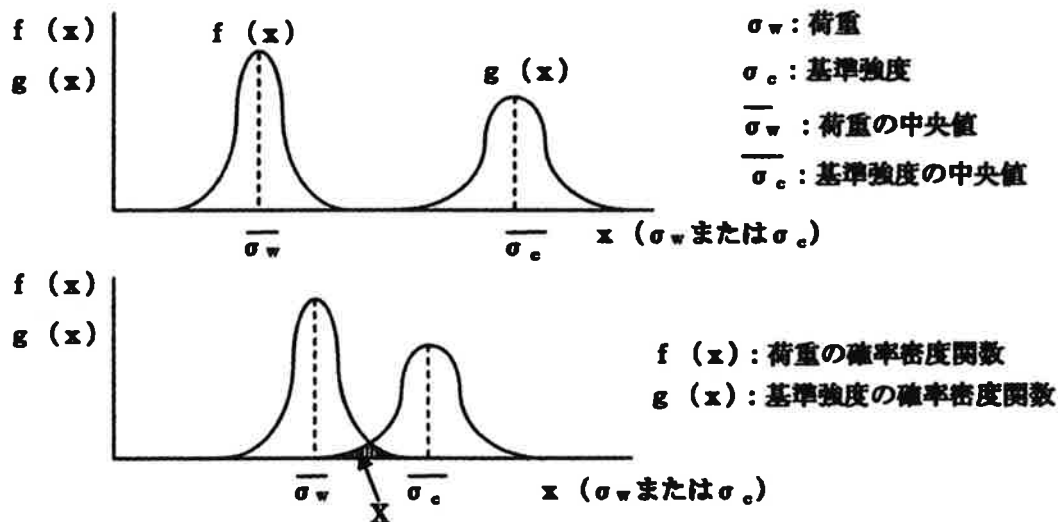


図 C 荷重と基準強度の頻度分布

筆者作成

上図のように、荷重分布の中央値 $\bar{\sigma}_w$ は、基準強度の中央値 $\bar{\sigma}_c$ よりも小さい。平均的には荷重よりも基準強度が大きいいため、荷重分布の上限値よりも基準強度分布の下限値が大きく、破壊は発生しないはずである。だが、両者は広がりをもって分布しているため、荷重分布の上のすそ野と基準強度分布の下のすそ野が交差し、 $\sigma_w > \sigma_c$ の領域（図のハッチング）が存在することがある。このハッチング部分では、荷重が基準強度を上回っているため、破壊が発生することになる。基準強度の中央値 $\bar{\sigma}_c$ と荷重の中央値 $\bar{\sigma}_w$ の比をとれば、それが安全率を意味することになり、両者の分布形状が決まれば、理論的な安全率が定義できる。以上の考察によれば、安全率を十分大きくとる、つまり基準強度の中央値 $\bar{\sigma}_c$ と荷重の中央値 $\bar{\sigma}_w$ を十分離して、すそ野が接しないように（ハッチングがない状態）になっていれば、破壊することはない。しかし、安全率を小さくしていくと、すそ野が重なるハッチング部分が生じ、その部分では破壊が発生する。ハッチングの面積は、破壊の発生確率を表している。厳密には、破壊の発生が全くないようにすることは容易ではないが、原発などの重要な構造物では、このハッチング部分をできるだけなくすように、安全率を確保し、同時に荷重と基準強度のすそ野の広がりをできる限り小さくすることである。そのために過去の経験を踏まえて余裕をもって安全率を設定することにしてい

る。それは、実際の荷重や基準強度の分布が明確には分からないため、破壊を起こさない安全率を定量化することが難しいからである。

こうした背景から考えると、圧力容器スタビライザにつき、基準強度 F を $0.7S_u$ としているものを S_u に置き換え、危険側に許容値を 43% も緩めてしまえば、破壊リスクが大幅に増大することは明らかである。

様々な要因による分布を無視して、荷重の中央値と基準強度の中央値（厳密には分布形状によるが、理屈上安全率が重要であることは変わらない）だけを見るとという恣意的評価によって、両者に余裕があるとして安全率を切り詰めることは、現実には発生する荷重と強度を無視していることになる。仮に技術基準に定める安全率に余裕があるというならば、過去の事故やトラブルを詳細に分析し、その安全率が大きすぎることを証明して、技術基準に定められた安全率を変えることである。技術基準が認めていないにもかかわらず、材料の引張強さを基準強度にした場合には、上記の議論からすると、技術基準の定める安全率の切り詰めになるのであるから、荷重や基準強度の分布のすそ野が重ならないことを証明しなければならない。しかし、その証明がなされないまま、安全率の切り詰めが行われている。

客観的なデータに基づいて、図 C における①荷重の大きい方のばらつき（すそ野の広がり）と②基準強度の小さい方のばらつきを示したうえで、③不確定な様々な因子を考慮しても十分安全性が確保できることを証明しない限り、規格基準を守るしかない。その証明をせずに、単に余裕があるとの理由によって許容値を $0.7S_u$ から S_u に引き上げる（＝安全率を切り下げる）操作は、「安全にかかるすべての因子が想定内に終わり、危険をもたらす欠陥や解析評価の誤りや運用上の失敗も全くないことを前提にして、破壊する可能性は少ないと判断し、重要な変更を許容する」ことである。これは、「壊れる可能性があるかもしれないが、壊れるとは言い切れないから、それで良しとしよう」という、願望を元にした「博打」に等しい。

