

# 大飯発電所3号炉 高経年化技術評価 審査会合における指摘／質問事項の回答

関西電力株式会社

2021年6月23日

## 審査会合における指摘／質問事項の一覧

2021年1月21日審査会合における指摘／質問事項は以下のとおり。

No	指摘／質問事項	回答
① (共通事項)	国外の運転経験・最新知見について、評価書に記載されている以外の情報収集元からの情報の動向も確認しているのであれば、その旨を説明すること。	本日回答
② (共通事項)	大飯発電所3号炉 加圧器スプレイ配管の亀裂事象については、別の場で行っている議論も踏まえて、高経年化技術評価としての取り扱いを説明すること。	本日回答
③ (中性子照射脆化)	原子炉容器下部胴の上下の溶接部の中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超えるのであれば、評価の内容を説明すること。	本日回答
④ (コンクリート構造物)	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器のテンドンの緊張力低下について、緊張力の測定方法を説明すること。また、緊張力データの予測値、設計要求値について、どのような根拠でどのように算出されているか説明すること。	本日回答
⑤ (耐震安全性評価)	第5抽気系統配管の評価結果(応力比0.98)に対する評価の保守性について説明すること。	本日回答
⑥ (耐津波安全性評価)	潮位計(防護壁)を耐津波安全性評価対象外としている理由についてより丁寧に説明すること。	本日回答

＜前回(2021年1月21日)の会合資料で提示した情報収集元＞

### 1. 国内の運転経験

原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」等を対象。

### 2. 国外の運転経験

米国原子力規制委員会(NRC: Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達)、Generic LetterおよびInformation Notice等を対象。

### 3. 最新知見

原子力規制委員会からの指示文書、日本機械学会・日本電気協会・日本原子力学会の規格・基準類および原子力規制委員会により公開されている安全研究の情報等を対象。

- 国外の運転経験として、上記以外にも、PWR海外情報検討会※で重要情報としてスクリーニングされた情報や、社内外の組織(当社パリ事務所、原子力安全システム研究所(INSS)、国内外のプラントメーカー等)から入手した情報についても、高経年化技術評価への反映要否の検討対象にしている。

※PWR海外情報検討会は、国内PWR電力会社が構成委員となり、プラントメーカーの技術支援も受けてNRC情報以外(WANO情報、INPO情報等)も含めた海外運転経験を収集、分析している。

- 最新知見として、上記以外にも、IAEAから発行された安全報告書(International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL))の確認や米国のEPRI(Electric Power Research Institute)との情報交換等を通じて海外知見のフォローにも努めている。

なお、国内の運転経験のうち、初回申請以降に新たに高経年化技術評価に反映が必要と判断している運転経験(高浜4号炉 蒸気発生器伝熱管の損傷事象)について次ページで説明する。

## ①-b. 高浜4号炉 蒸気発生器伝熱管の損傷事象の取り扱い

2020年11月に確認された高浜4号炉 蒸気発生器の管支持板直下部の伝熱管外面におけるスケールによる摩耗について、高経年化技術評価上の取り扱いは以下の通り。

- 本事象は、伝熱管下部の表面に生成された稠密層が主体のスケールが、プラント起動・停止に伴いはく離したものが運転中の上昇流で管支持板下面に留まり、伝熱管に繰り返し接触したことで摩耗減肉が発生したものと推定している。
- 大飯3号炉については、2次側水質は全揮発性薬品処理(AVT(All Volatile Treatment))により鉄持込量を抑制するとともに、第17回定期検査時(2019年度) および第18回定期検査時(2020～2021年度)に希薄薬液洗浄(ASCA(Advance Scale Conditioning Agent))を実施している。
- また、第18回定期検査時(2020年度～2021年度)に回収したスケールの稠密層厚さは小さく、伝熱管との摩耗試験を行ったところ、試験開始後にスケールが欠損するか、スケールの方が早く摩耗した結果となり、伝熱管に有意な摩耗減肉を発生させるようなスケールは確認されなかった。
- 今後は、スケールの性状を監視するために、定期的に管板および第一・第二管支持板上面にあるスケールを回収し、稠密層厚さ計測およびスケール摩耗試験を実施し、必要に応じて薬品洗浄をすることとしているため、スケールによる摩耗減肉が発生する可能性は小さい。
- 蒸気発生器伝熱管に対しては、定期的に全数渦流探傷検査を実施し、健全性を維持している。
- したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

➡ 評価書の補正により、上記内容を反映する。


# 審査会合における指摘／質問事項の一覧

No	指摘／質問事項	回答
① (共通事項)	国外の運転経験・最新知見について、評価書に記載されている以外の情報収集元からの情報の動向も確認しているのであれば、その旨を説明すること。	本日回答
② (共通事項)	大飯発電所3号炉 加圧器スプレイ配管の亀裂事象については、別の場で行っている議論も踏まえて、高経年化技術評価としての取り扱いを説明すること。	本日回答
③ (中性子照射脆化)	原子炉容器下部胴の上下の溶接部の中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超えるのであれば、評価の内容を説明すること。	本日回答
④ (コンクリート構造物)	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器のテンドンの緊張力低下について、緊張力の測定方法を説明すること。また、緊張力データの予測値、設計要求値について、どのような根拠でどのように算出されているか説明すること。	本日回答
⑤ (耐震安全性評価)	第5抽気系統配管の評価結果(応力比0.98)に対する評価の保守性について説明すること。	本日回答
⑥ (耐津波安全性評価)	潮位計(防護壁)を耐津波安全性評価対象外としている理由についてより丁寧に説明すること。	本日回答

## ② 大飯3号炉 加圧器スプレイ配管の亀裂事象の取り扱い

2020年8月に確認された大飯3号炉 加圧器スプレイ配管の1次冷却材管管台との溶接部近傍内面の亀裂について、高経年化技術評価上の取り扱いは以下の通り。

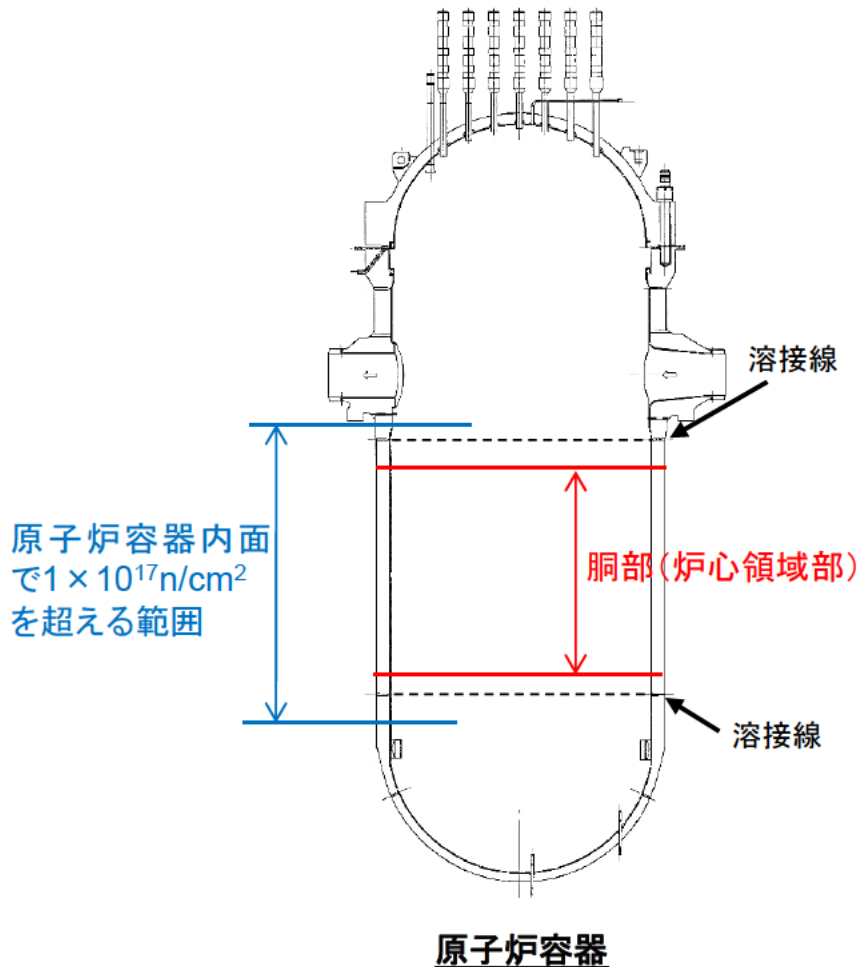
- 本事象は、調査の結果、「過大な溶接入熱」と「形状による影響」が重畳したことで表層近傍において特異な硬化が生じ、この特異な硬化が亀裂の発生に寄与したと推定された。亀裂は溶接熱影響部で粒界に沿って進展しており、粒界型応力腐食割れで進展したものと判断している。
- 一方、国内外のPWRプラントにおいて類似の事例は確認されておらず、大飯3、4号炉等において同様の事象発生の可能性があると推定された部位全てに対し追加検査が行われたが、亀裂は認められていない。これらの状況から、亀裂の発生は「過大な溶接入熱」と「形状による影響」が重畳した特異な事象であったと考えられる。
- 亀裂発生部位については、第18回定期検査にて取替えを行い、取替えに際しては初層入熱量が過大とならない全層Tig溶接を採用しているため、今後同様の事象が発生する可能性は小さい。
- 当該部の亀裂は特異な事象と判断され、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。
- なお、大飯3号炉で発生した事象は特異であるが、メカニズムが全て明らかになっていないことから、類似性の高い箇所に対しては第21回定期検査までの間、毎回検査を実施することとしている。また、今後の知見拡充結果を踏まえて、対象・頻度を検討し供用期間中検査計画に反映を行う。

 評価書の補正により、上記内容を反映する。

No	指摘／質問事項	回答
① (共通事項)	国外の運転経験・最新知見について、評価書に記載されている以外の情報収集元からの情報の動向も確認しているのであれば、その旨を説明すること。	本日回答
② (共通事項)	大飯発電所3号炉 加圧器スプレイ配管の亀裂事象については、別の場で行っている議論も踏まえて、高経年化技術評価としての取り扱いを説明すること。	本日回答
③ (中性子照射脆化)	原子炉容器下部胴の上下の溶接部の中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超えるのであれば、評価の内容を説明すること。	本日回答
④ (コンクリート構造物)	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器のテンドンの緊張力低下について、緊張力の測定方法を説明すること。また、緊張力データの予測値、設計要求値について、どのような根拠でどのように算出されているか説明すること。	本日回答
⑤ (耐震安全性評価)	第5抽気系統配管の評価結果(応力比0.98)に対する評価の保守性について説明すること。	本日回答
⑥ (耐津波安全性評価)	潮位計(防護壁)を耐津波安全性評価対象外としている理由についてより丁寧に説明すること。	本日回答

### ③ 原子炉容器下部胴の上下の溶接部の評価

- 運転開始後60年時点における中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) を超えると予測される範囲には、下部胴以外に上部胴、トランジションリングおよびその溶接部が含まれるが、炉心の有効高さを直接囲んでいる下部胴に対して、その他の部位では中性子照射量が小さく相当運転期間における関連温度移行量が十分に小さく炉心領域に含まれないことから、下部胴を対象として評価を実施した。
- 上部胴と下部胴との溶接部および下部胴とトランジションリングとの溶接部のうち、照射量の高い下部胴とトランジションリングとの溶接部を代表として関連温度移行量を示す。



運転開始後60年時点における各溶接部の板厚 $t$ の $1/4t$ 深さ位置での中性子照射量

部材	中性子照射量 ( $\times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ) [ $E > 1 \text{MeV}$ ]
上部胴と下部胴との溶接部	0.049
下部胴とトランジションリングとの溶接部	0.367

運転開始後60年時点における各部材の板厚 $t$ の $1/4t$ 深さ位置での関連温度移行量

部材	中性子照射量 ( $\times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ) [ $E > 1 \text{MeV}$ ]	$\Delta R T_{NDT}$ 計算値 ( $^{\circ}\text{C}$ )
下部胴	2.28	18
下部胴とトランジションリングとの溶接部	0.367	10



No	指摘／質問事項	回答
① (共通事項)	国外の運転経験・最新知見について、評価書に記載されている以外の情報収集元からの情報の動向も確認しているのであれば、その旨を説明すること。	本日回答
② (共通事項)	大飯発電所3号炉 加圧器スプレイ配管の亀裂事象については、別の場で行っている議論も踏まえて、高経年化技術評価としての取り扱いを説明すること。	本日回答
③ (中性子照射脆化)	原子炉容器下部胴の上下の溶接部の中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超えるのであれば、評価の内容を説明すること。	本日回答
④ (コンクリート構造物)	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器のテンドンの緊張力低下について、緊張力の測定方法を説明すること。また、緊張力データの予測値、設計要求値について、どのような根拠でどのように算出されているか説明すること。	本日回答
⑤ (耐震安全性評価)	第5抽気系統配管の評価結果(応力比0.98)に対する評価の保守性について説明すること。	本日回答
⑥ (耐津波安全性評価)	潮位計(防護壁)を耐津波安全性評価対象外としている理由についてより丁寧に説明すること。	本日回答

# ④ PCCVテナンドンの緊張力測定および緊張力予測評価について

- ・テナンドン(PC鋼より線で構成)とは、PCCVの耐圧性能を確保するため、コンクリートに常時緊張力を導入するための緊張材(コンクリート内に埋設された、防せい剤が充填されたシース内に設置)
- ・供用期間中検査にて目視点検および緊張力検査を行うことにより緊張力の低下が検知可能

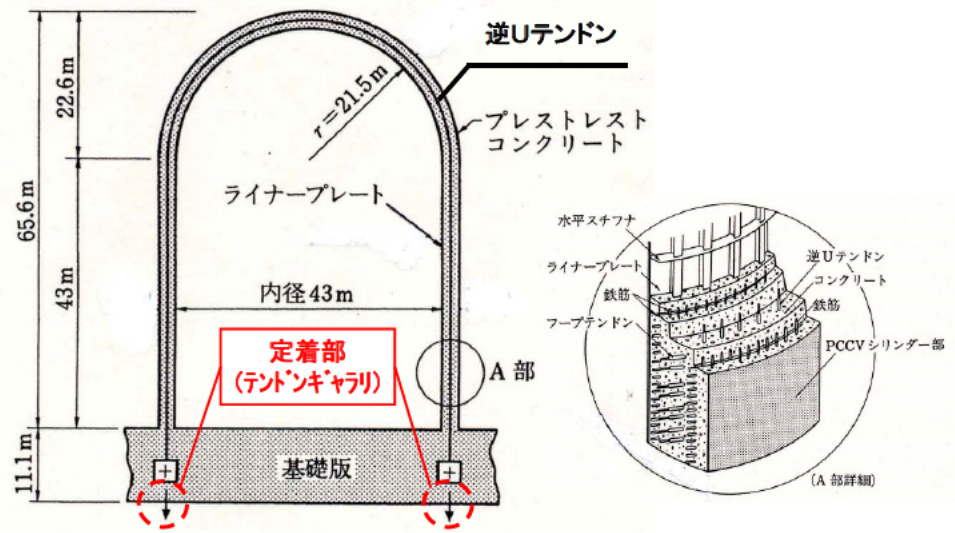
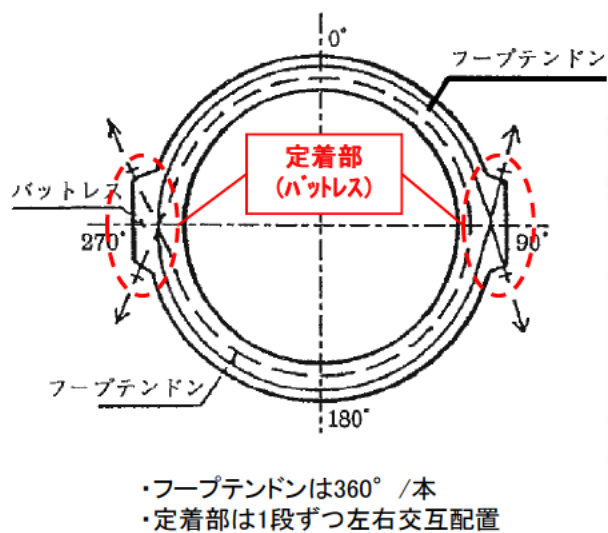
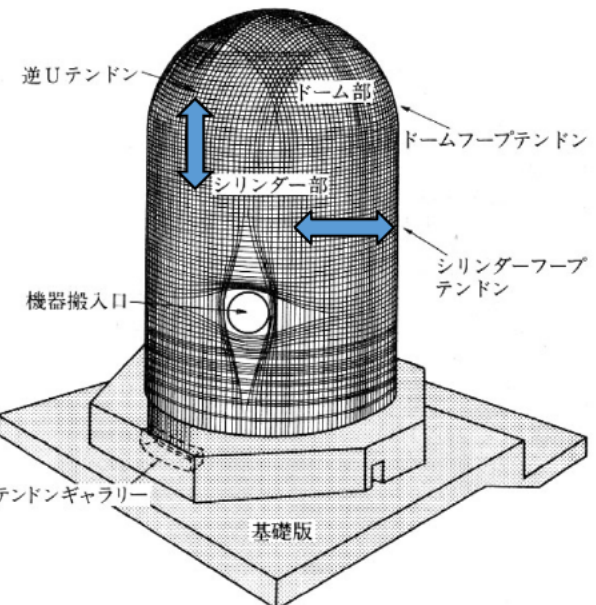


図1 テナンドン配置概要図※(一部加筆)

図2 概要平面図(フープテナンドン)※(一部加筆)

図3 概略断面図(逆Uテナンドン)※(一部加筆)

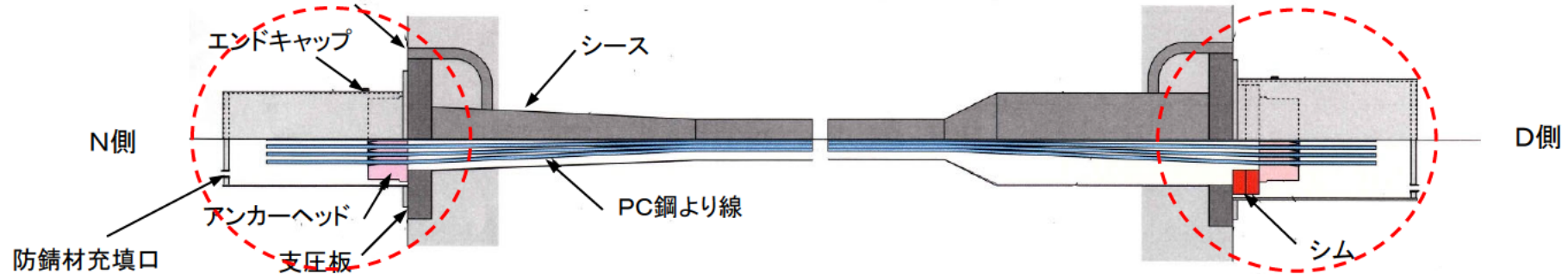


図4 テナンドン定着部概要図※(一部加筆)

※:尾崎ら, 原子力発電所プレストレストコンクリート製格納容器(PCCV)の設計・施工・維持管理, プレストレストコンクリート工学会, Vo.46, No.6, Nov.2004

## ④ PCCVテンダンの緊張力測定および緊張力予測評価について

### テンダンの緊張力測定

定着部での測定板(フィラーゲージ)抜取法によりリフトオフ荷重を測定

- ①エンドキャップを取り外し、防せい剤を除去する
- ②油圧ジャッキを取り付ける
- ③測定板(フィラーゲージ: 薄い金属片)をアンカーヘッドと支圧板(またはシム)の間に左右挿入する(測定板が挿入可能になるまでジャッキで荷重を上げ(テンドン緊張)、挿入後除荷)
- ④ジャッキで荷重を上げていき(テンドン緊張)、測定板(フィラーゲージ)が抜けたときの荷重(リフトオフ荷重)を測定する
- ⑤上記測定を3回行い、3回の測定荷重の平均値をリフトオフ荷重とする
- ⑥測定後、油圧ジャッキを取り外し、エンドキャップを取り付け、防せい剤を注入する

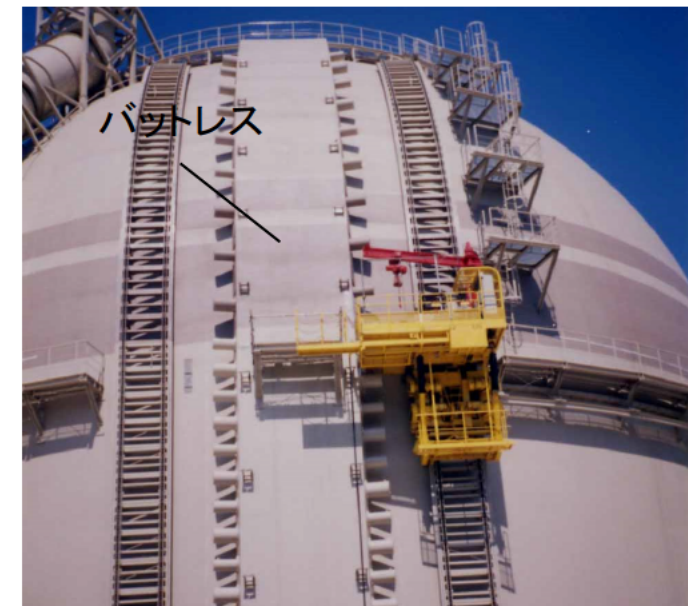
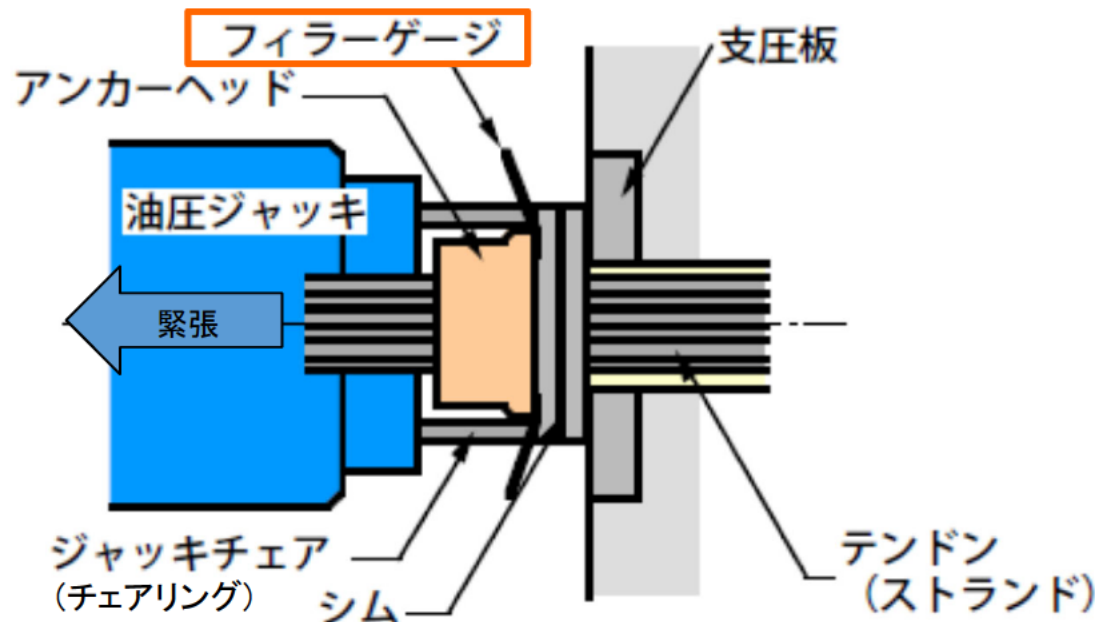


図5 定着部 リフトオフ荷重測定時概要図※(和訳のうえ一部加筆)

写真1 フープテンドン定着部(バットレス)

# ④ PCCVテンダンの緊張力測定および緊張力予測評価について

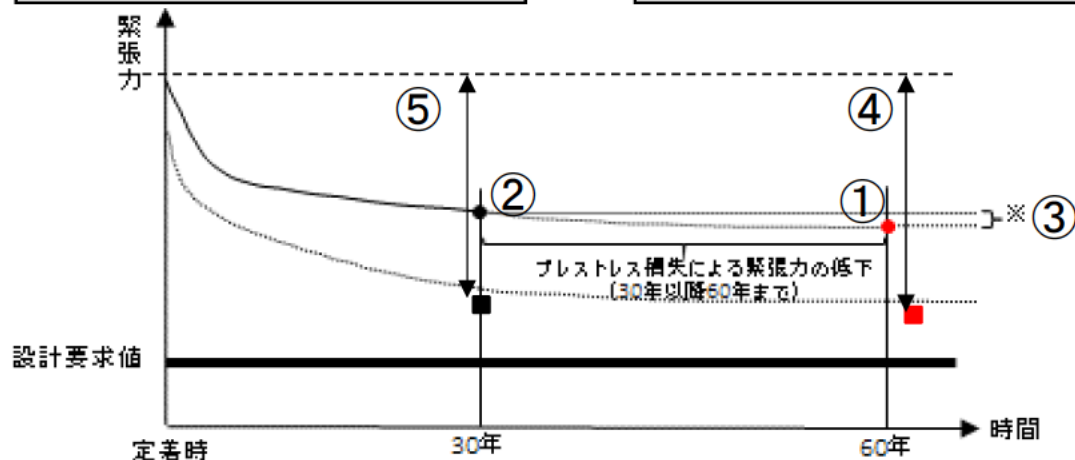
## テンダンの緊張力予測評価

運転開始後60年経過時点の緊張力予測値を、30年目供用期間中検査における緊張力測定値より30年以降60年までのプレストレス損失※1を減じて算定し、設計要求値と比較する。

設計要求値は、第1回工事計画認可申請資料に基づき、 tendon 定着部の定着完了後の緊張力に経年による緊張力の損失を予め考慮したものとして設定

※1 PC鋼より線のリラクセーション、コンクリートのクリープおよび乾燥収縮によるロス

$$\text{① 緊張力予測値 (運転開始後60年経過時点)} = \text{② 緊張力測定値 (30年目供用期間中検査結果)} - \text{③ プレストレス損失※2 (30年以降60年まで)}$$



※2 プレストレス損失(30年目以降60年まで) ③  
 = プレストレス損失(運転開始後60年経過時点) ④  
 - プレストレス損失(運転開始後30年経過時点) ⑤

— : 検査 tendon の緊張力低下  
 ..... : プレストレス損失による緊張力低下(イメージ)

図6 プレストレス損失 計算イメージ

表1 tendon 定着部緊張力の設計要求値および緊張力予測値の比較

	設計要求値				緊張力予測値		
	(1) 定着完了後の緊張力(kg/mm <sup>2</sup> )	(2) 緊張力の損失(kg/mm <sup>2</sup> )	(3) tendon 断面積 (mm <sup>2</sup> /本)	((1)-(2)) × (3) 設計要求値(MN)	②測定値※3 (MN)	③プレストレス損失 (MN)	①緊張力予測値※4 (MN)
フープ	122.8	22	5429.05	5.36	6.16	0.028	6.13
逆U	125.3	19	5429.05	5.66	6.44	0.025	6.42

※3 各 tendon の緊張力測定値 の平均値

※4 各 tendon の測定値からプレストレス損失を減じ平均したもの

No	指摘／質問事項	回答
① (共通事項)	国外の運転経験・最新知見について、評価書に記載されている以外の情報収集元からの情報の動向も確認しているのであれば、その旨を説明すること。	本日回答
② (共通事項)	大飯発電所3号炉 加圧器スプレイ配管の亀裂事象については、別の場で行っている議論も踏まえて、高経年化技術評価としての取り扱いを説明すること。	本日回答
③ (中性子照射脆化)	原子炉容器下部胴の上下の溶接部の中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超えるのであれば、評価の内容を説明すること。	本日回答
④ (コンクリート構造物)	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器のテンドンの緊張力低下について、緊張力の測定方法を説明すること。また、緊張力データの予測値、設計要求値について、どのような根拠でどのように算出されているか説明すること。	本日回答
⑤ (耐震安全性評価)	第5抽気系統配管の評価結果(応力比0.98)に対する評価の保守性について説明すること。	本日回答
⑥ (耐津波安全性評価)	潮位計(防護壁)を耐津波安全性評価対象外としている理由についてより丁寧に説明すること。	本日回答

第5抽気系統配管エルボ部の一次応力評価結果(応力比0.98)のもつ裕度について、以下2点の観点で考察する。

**1. 3次元はりモデル評価で応力集中係数を乗じることによる裕度について**

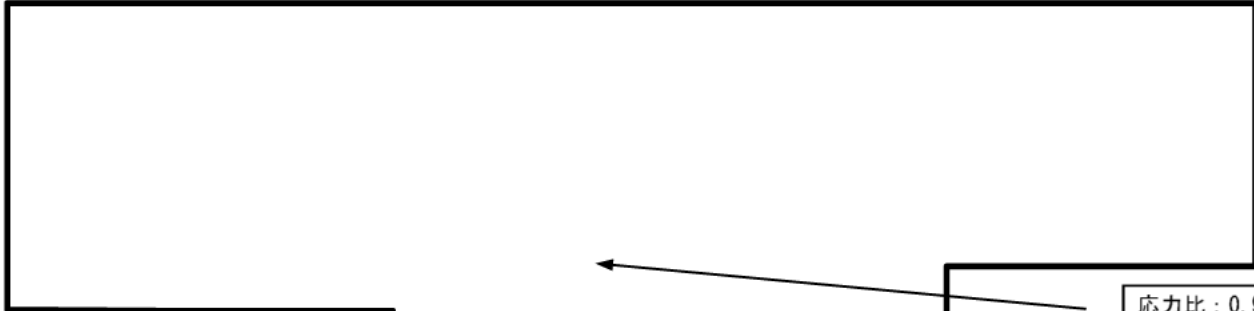
3次元はりモデル評価においては、当該エルボ部に保守的な応力集中係数を乗じて評価を実施しているが、当該エルボ部を、必要最小肉厚 $t_{sr}$ まで周軸一様減肉させた状態でFEMモデル化し、詳細評価を実施することで3次元はりモデル評価手法のもつ裕度を確認する。

**2. 減肉状態を必要最小肉厚 $t_{sr}$ の一様肉厚と想定することによる裕度について**

「1.」条件に加え、当該エルボ部肉厚が、肉厚計測結果から得られている実肉厚と減肉率をもとに運転開始後60年時点の肉厚を予測したところ $t_{sr}$ に達しないことから、60年時点の予測肉厚まで周軸方向一様に減肉したと仮定したFEMモデルを作成し、「1.」と同様に発生応力を算出することで、 $t_{sr}$ までの減肉を仮定することによる裕度を確認する。

## 解析モデルと応力評価結果

3次元はりモデルと評価結果



応力比 : 0.98

$$\left[ = \frac{171\text{MPa}}{175\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力

$i_1$  : 当該エルボの応力集中係数

$$i_1 = \frac{0.9}{\frac{z}{h^3}}$$

$h$  : たわみ特性

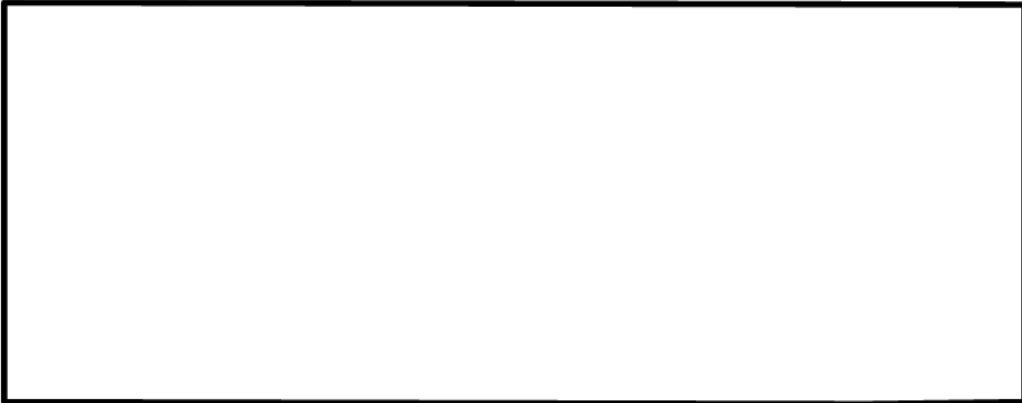
$$h = \frac{t_n R}{r^2}$$

- $t_n$  : 管の板厚 (mm) = 3.8
- $R$  : エルボの曲げ半径 (mm) = 457.2
- $r$  : 管の平均半径 (mm) = 226.7

→  $i = 8.61$

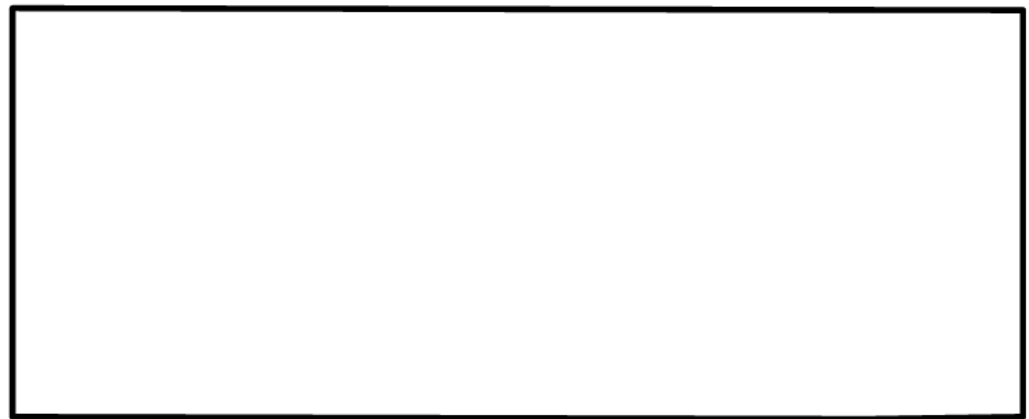
左記、3次元はりモデルによる評価により得られた、B点、C点の荷重をFEMモデルへの入力荷重とする

FEM(板厚:tsr)モデルと評価結果



発生応力 (MPa)			許容応力 (MPa)
内圧	自重+地震 (FEMにより算出)	合計	
14	52	66	175

FEM(板厚:60年時点の予測厚さ)モデルと評価結果



発生応力 (MPa)			許容応力 (MPa)
内圧*	自重+地震 (FEMにより算出)	合計	
14	22	36	175

\*内圧による発生応力は安全側にtsrによる応力とした

□ : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 裕度確認結果

1. 3次元はりモデル評価で応力集中係数を乗じることによる裕度
2. 減肉状態を必要最小肉厚 $t_{sr}$ の一樣肉厚と想定することによる裕度

それぞれについて、相応の裕度を有していることを確認した。

## 第5抽気系統配管エルボ部の一次応力評価結果のもつ裕度確認結果

	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比
3次元はりモデル評価 (応力集中係数考慮、板厚: $t_{sr}$ ※1)	171	175	0.98
FEMモデル評価 (板厚: $t_{sr}$ ※1)	66	175	0.38
FEMモデル評価 (板厚:60年時点の予測厚さ※2)	36	175	0.21

※1:必要最小肉厚:3.8mm

※2:60年時点の予測厚さ(エルボ部:7.4mm、エルボ下流部:8.2mm)



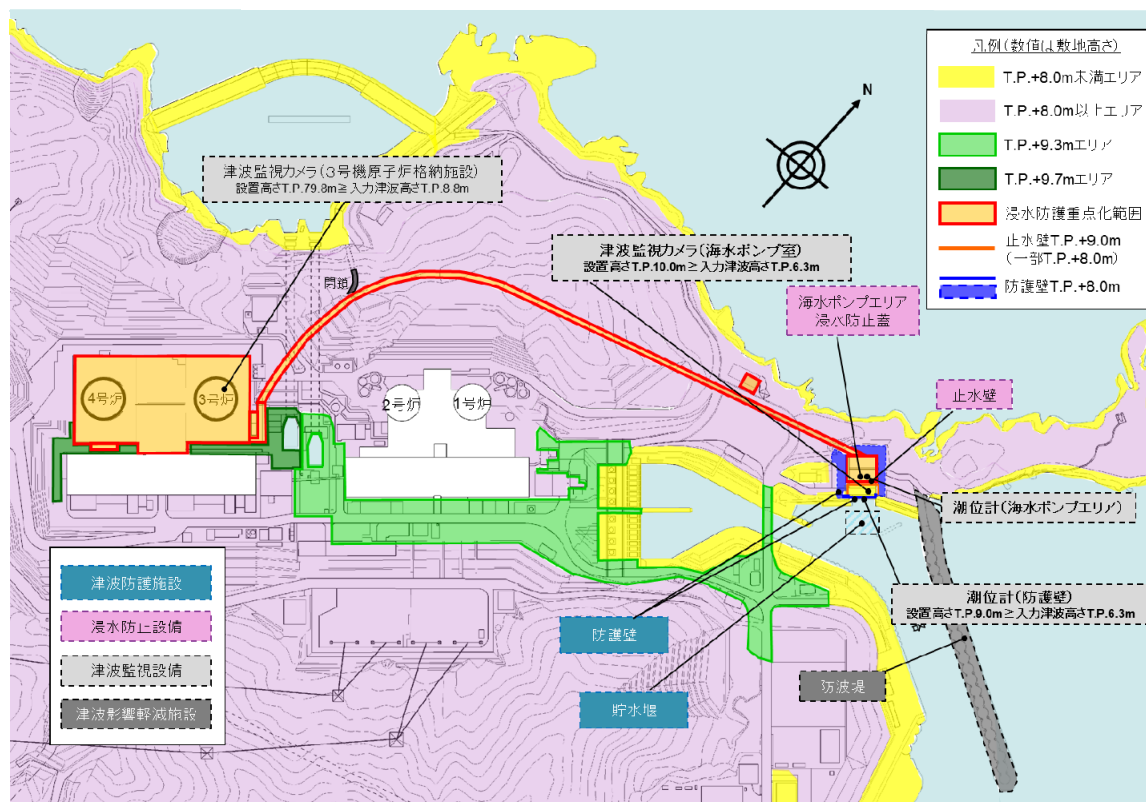
No	指摘／質問事項	回答
① (共通事項)	国外の運転経験・最新知見について、評価書に記載されている以外の情報収集元からの情報の動向も確認しているのであれば、その旨を説明すること。	本日回答
② (共通事項)	大飯発電所3号炉 加圧器スプレイ配管の亀裂事象については、別の場で行っている議論も踏まえて、高経年化技術評価としての取り扱いを説明すること。	本日回答
③ (中性子照射脆化)	原子炉容器下部胴の上下の溶接部の中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超えるのであれば、評価の内容を説明すること。	本日回答
④ (コンクリート構造物)	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器のテンドンの緊張力低下について、緊張力の測定方法を説明すること。また、緊張力データの予測値、設計要求値について、どのような根拠でどのように算出されているか説明すること。	本日回答
⑤ (耐震安全性評価)	第5抽気系統配管の評価結果(応力比0.98)に対する評価の保守性について説明すること。	本日回答
⑥ (耐津波安全性評価)	潮位計(防護壁)を耐津波安全性評価対象外としている理由についてより丁寧に説明すること。	本日回答

## ⑥ 潮位計(防護壁)を耐津波安全性評価対象外としている理由

- 潮位計(防護壁)の設置高さ(T.P. 9.0m)が入力津波高さ(T.P.6.3m)以上であるため、浸水や波力の影響を受けることはない。
- また、潮位計(防護壁)は、漂流物の影響を受けた場合も以下のとおり機能補完可能な設計としている。

〔 下降側:潮位計(海水ポンプエリア)の潮位測定による津波の傾向監視  
上昇側:津波監視カメラ(海水ポンプ室)で顕著な上昇側の潮位の状況監視 〕

以上より、潮位計(防護壁)は耐津波安全性評価対象外としている(工事計画認可申請書においても理由で「津波防護に係る浸水防護設備の強度計算」の対象外としている)。

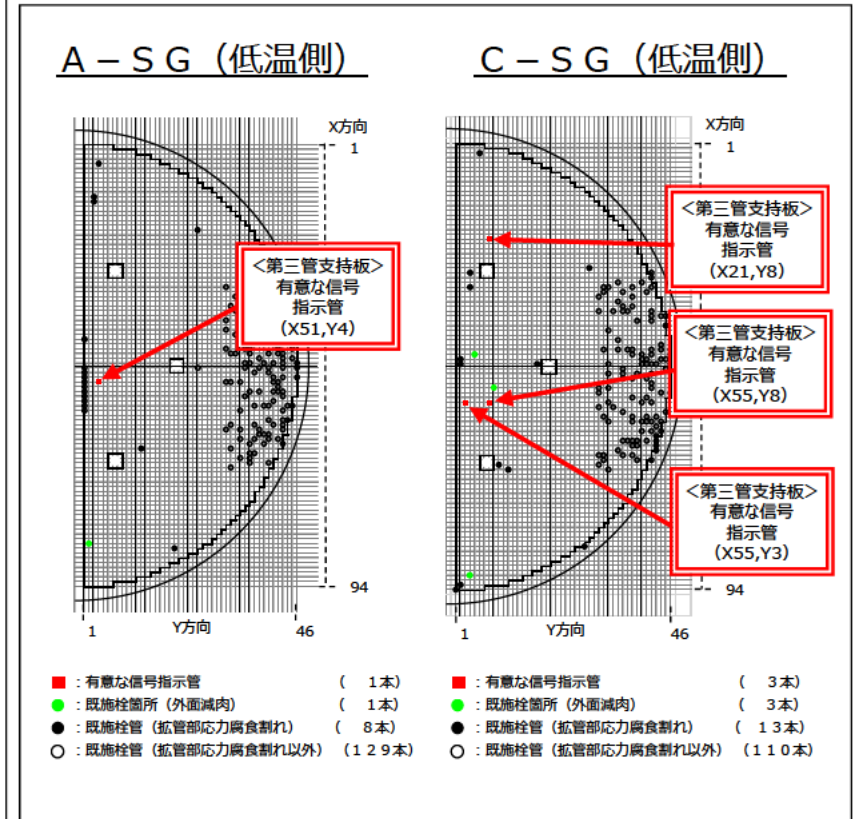
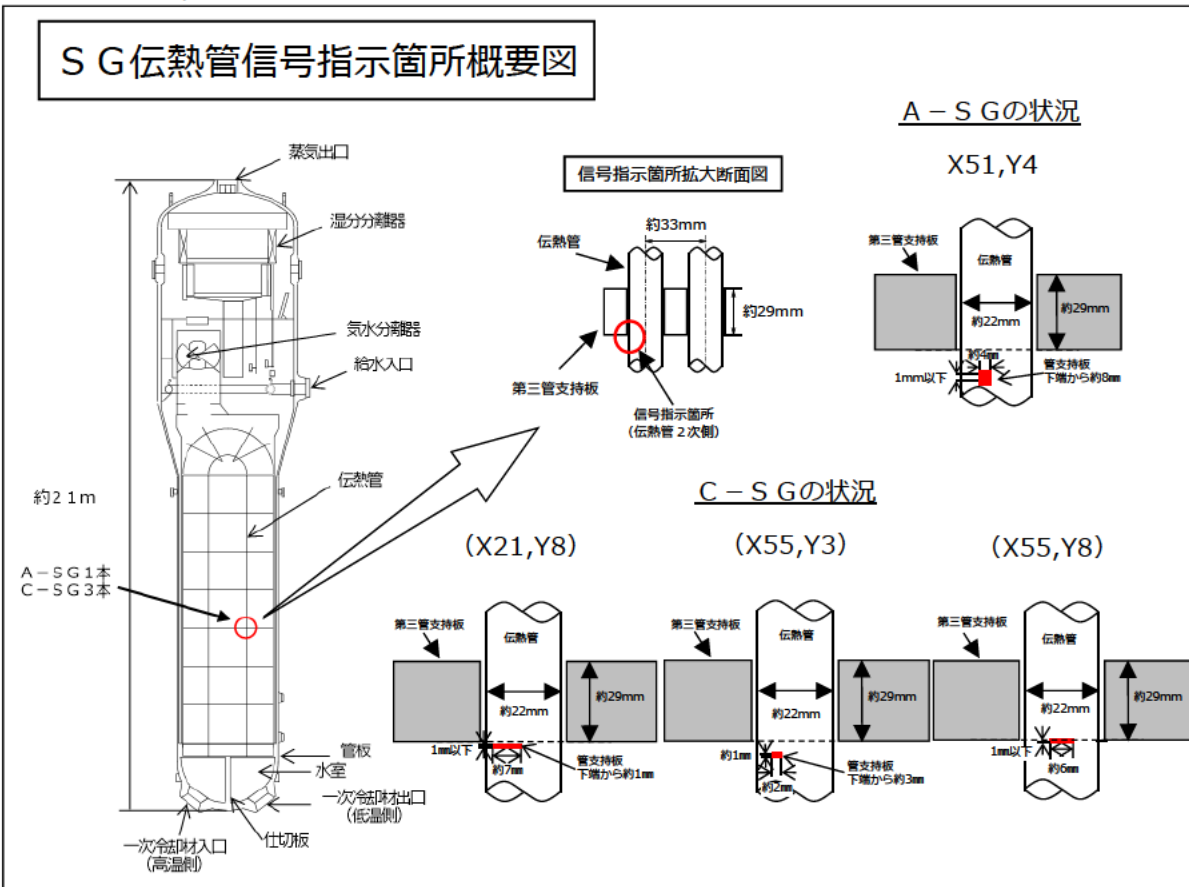


# 參考資料

2021年2月5日第15回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合  
資料1-1 3ページより抜粋

## 1. 事象の概要

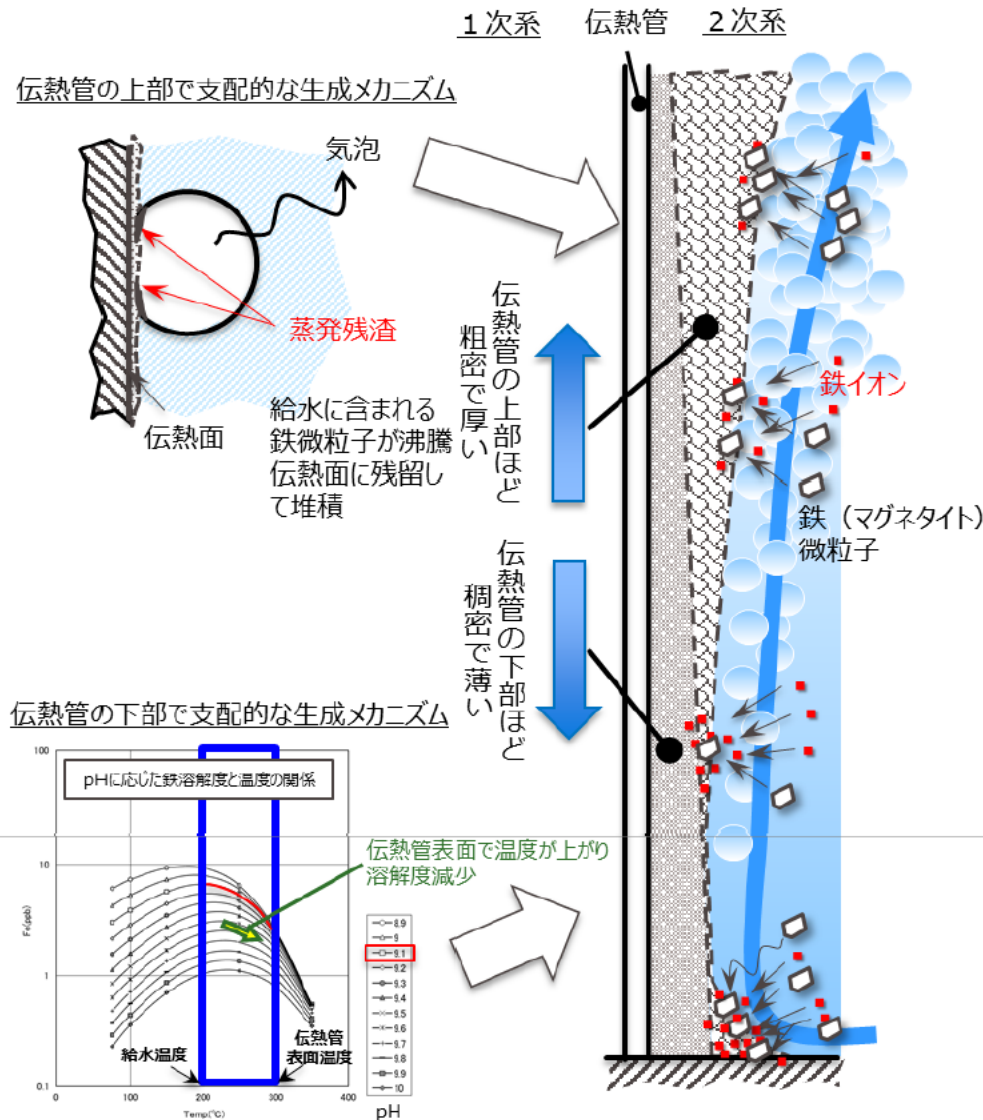
2020年10月7日からの高浜発電所4号機第23回定期検査において、3台ある蒸気発生器(以下、SG)の伝熱管の健全性を確認するため渦流探傷試験(以下、ECT)を実施した。その結果、A-SGの伝熱管1本およびC-SGの伝熱管3本の伝熱管4本について、管支持板部付近に、外面からの減肉とみられる有意な信号指示を確認したことから、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第18条並びに第56条に適合しておらず、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第134条に該当することを、11月20日13時00分に判断した。



2021年2月5日第15回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合  
資料1-1 57ページより抜粋

## 2. 推定原因(1/2)

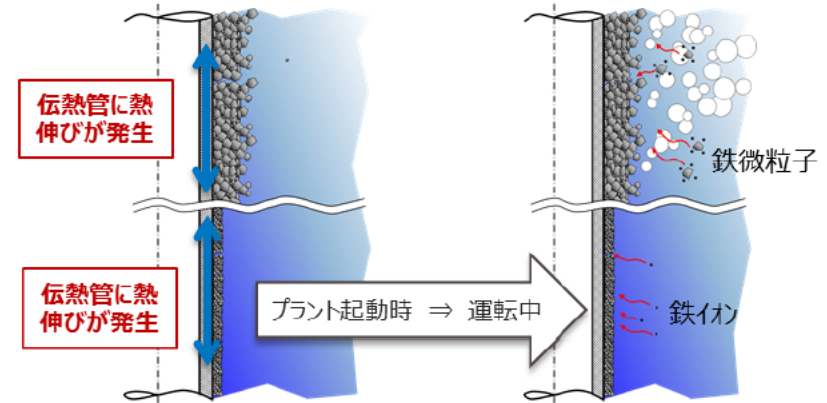
①プラント運転中に給水とともに持ち込まれる鉄イオンおよび鉄微粒子が、析出付着、蒸発残渣として伝熱管表面にスケールが生成される。



②生成されたスケールは、プラントの起動停止による熱伸びおよび収縮により剥離する。

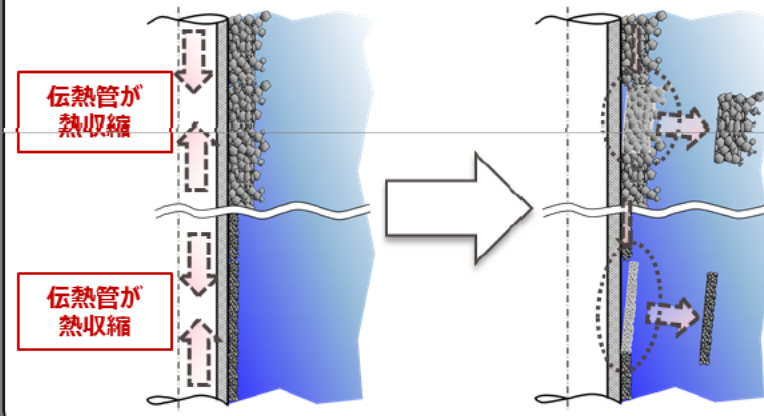
【プラント起動からプラント運転中】

- プラント起動に伴う伝熱管の熱伸びにより伝熱管表面に密着しているスケールに引張力が働き、割れが発生。
- プラント運転中の給水に含まれる鉄イオンおよび鉄微粒子が割れた箇所へ供給され、割れが一部修復。



【プラント停止時】

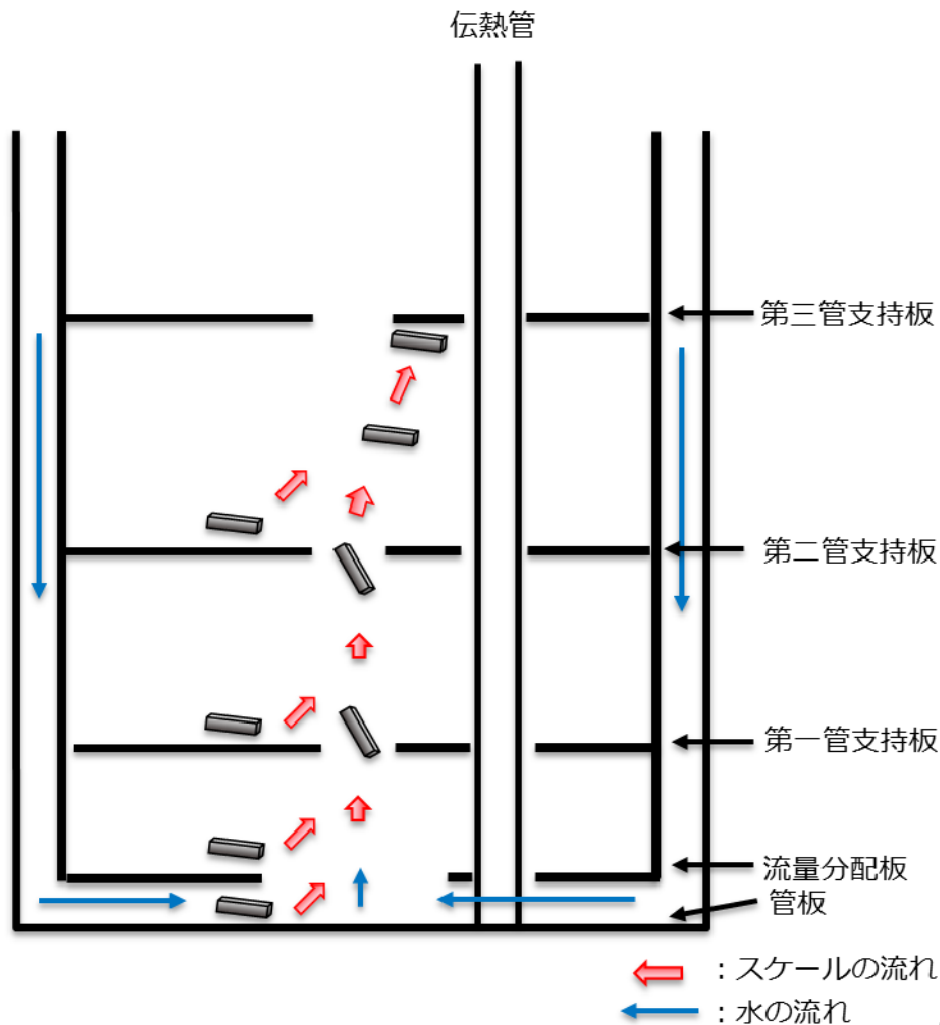
- プラント停止に伴う伝熱管の熱収縮により伝熱管表面のスケールに圧縮力が作用し、界面の密着が弱い箇所では剥離が発生。



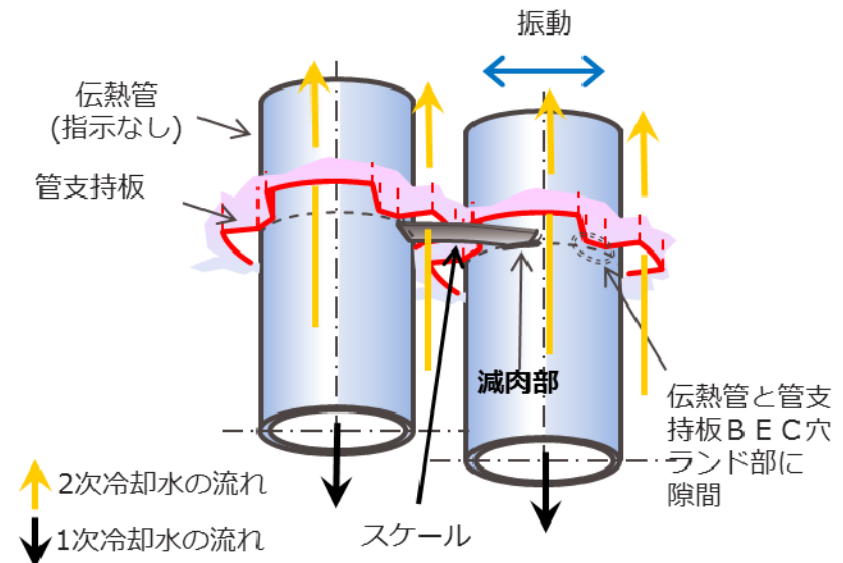
2021年2月5日第15回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合  
資料1-1 58ページより抜粋

2. 推定原因(2/2)

③停止時に剥離したスケールは、プラント起動・運転時の管群上昇流および水平方向流に乗って第三管支持板下面に達し、伝熱管と接触した。



④剥離したスケールの内、AおよびC-S Gで回収した稠密な性状をもつスケールが、伝熱管と接触し、運転中に生じる伝熱管の振動によって、伝熱管外表面を摩耗させ、伝熱管外面にきずをつけた。



減肉メカニズム概要

2021年2月16日第16回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合  
資料1 8ページより抜粋

### 3. 他プラントへの水平展開

- 他プラントについては、今回代表プラントでスケールを回収し、いずれも稠密層厚さが0.1mm未満であることおよび減肉体積比が十分小さいこと（0.1未満）を確認している。
- また、現在の鉄持込み量は約30kg／サイクルと十分低く抑えられている。
- 従って、至近で薬品洗浄を行う必要はないと考えているが、高浜発電所3号機および4号機の水平展開として、以下のとおり、実機スケールによる監視を行っていく。

<スケール監視方法>

プラント		鉄持込み量*	頻度	確認内容	備考
SGR未実施プラント	大飯3	1,850kg	2定検毎	稠密層厚さ及び摩耗体積比を確認	薬品洗浄を実施済みであり、高浜3, 4と同等の鉄持ち込み量まで計算上10定検以上となるが、実機スケールを確認し確実に発生を防止するとともに、データの蓄積を図る。
	大飯4	1,950kg	同上	同上	
SGRプラント	高浜1	680kg	—	—	SGRプラントで鉄持込み量が最大の高浜2について、今回採取できるスケールはない状況であったが、念のため、高浜2を代表プラントとしてスケールの確認を行う。
	高浜2	940kg	2定検毎	スケールの有無を確認	
	美浜3	780kg	—	—	

\*高浜3, 4号機の最初の外面減肉発生時の鉄持ち込み量は約2,400kg

<薬品洗浄実施時期>

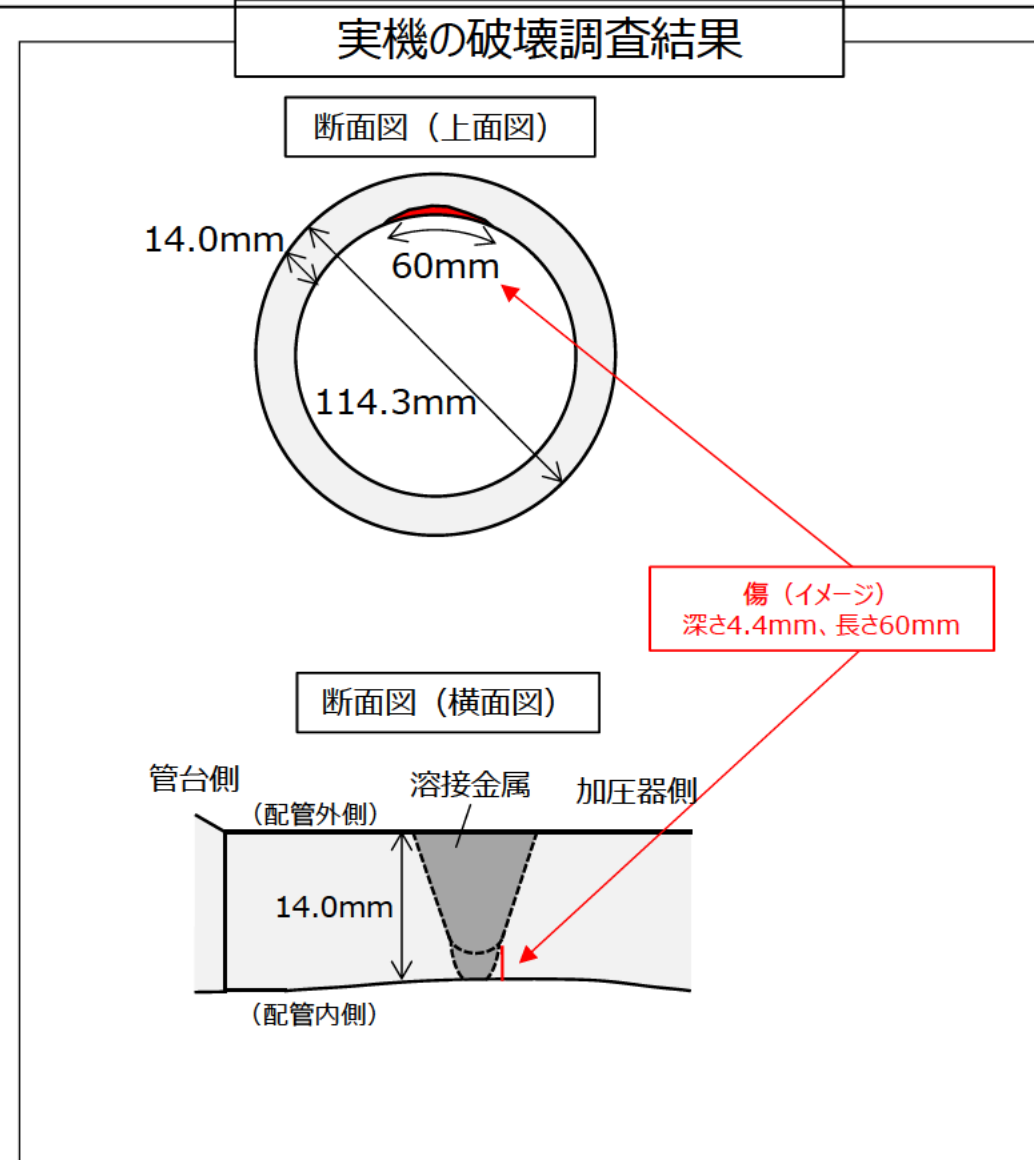
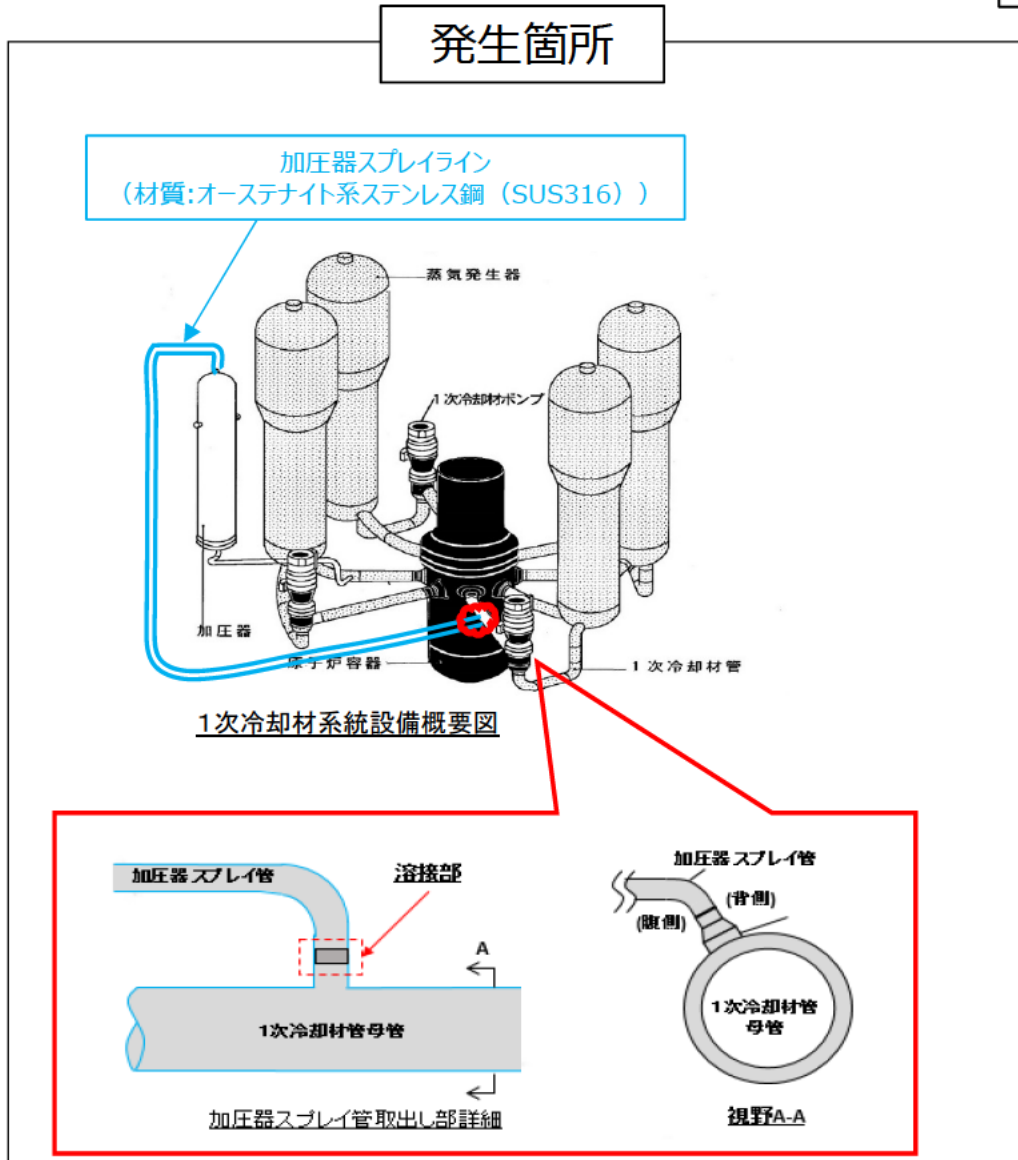
- 薬品洗浄については、蓄積したデータの傾向を踏まえ、従来の電気出力維持の観点に加え、摩耗減肉に対する予防保全の観点で、適切なタイミングで行うこととする。





## 1. 事象の概要

2021年1月29日第9回大飯3号機加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示に係る公開会合 資料1(2ページ)を引用



➤ 供用期間中検査 ( I S I ) にて、加圧器スプレイラインの1次冷却材管台と管継手 (エルボ部) の配管溶接部に有意な指示が認められた。その後の破壊調査により、**溶接熱影響部にて深さ4.4mm、長さ60mmの亀裂**があることが明らかとなった。

## 2. 原因と対策(1/2)

2021年2月12日第11回大飯3号機加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示に係る公開会合 資料1(1ページ)を引用

## ＜亀裂発生及び亀裂進展原因＞

- 調査の結果、過大な溶接入熱（若手による丁寧かつ慎重な溶接や手入れ溶接の可能性を含む）と、形状による影響※が重畳したことで、表層近傍において特異な硬化が生じたものと考えられる。
- この硬化部に高い応力が影響したことにより、亀裂が発生したものと考えられるが、メカニズムがすべて明らかにはなっておらず、PWR1次系の配管溶接部では、これまで同様の事象が生じていないことから、今後知見の拡充に努める。
- 亀裂は溶接熱影響部で粒界に沿って進展しており、硬化したオーステナイト系ステンレス鋼はSCCで進展することが知見としてあることから、粒界型SCCで進展したものと判断した。

※管台－エルボ形状では、変形領域が狭いため、溶接部近傍でひずみが大きくなる。

## 2. 原因と対策(2/2)

2021年2月12日第11回大飯3号機加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示に係る公開会合 資料1(9、10ページ)を引用

今回、加圧器スプレイ配管で見つかった亀裂は、以下の理由から特異な事象であると判断している。

- これまでのISIで、当社においては11プラントの安全上重要な配管に対し、10年（高経年プラントは7年）の周期で、延べ約3,000箇所超音波探傷検査を実施してきており、今回の事象を除いて、溶接部近傍の硬化に起因する粒界割れは確認されていない。
- また国内外のPWRプラントにおいても、これまで同様の発生事例の報告はない。
- 今回事象を受け、既に大飯3,4号機においては、同様の事象の可能性のある部位全て（80箇所）に対し追加検査を実施し、欠陥がないことを確認している。
- 当社プラントの内、最も運転時間の短い大飯3号機（約17万時間）で生じたものであり、それよりも運転時間の長い美浜3号機、高浜1～4号機でも、至近3定検分のISI※（109箇所）及び今定検中における本事象と同じ箇所の検査（10箇所）において、欠陥がないことを確認している。



※運転時間で約20万時間が経過した以降の検査

- 上記のとおり、本事象は特異であると判断しているが、メカニズムがすべて明らかにはなっていないため、本事象の原因である「過大な溶接入熱」、「形状による影響」を踏まえ、それぞれについて類似性の高い箇所へ水平展開を行う。

- 【水平展開】**
- 入熱が大きくなる可能性のある溶接部については検査を実施する。また、入熱が大きくなる可能性が低い溶接部であっても、形状による影響を踏まえ検査を実施する。
  - これらの類似性の高い箇所に対しては3定検の間、毎定検で検査を実施する。
  - なお、知見拡充や研究結果を踏まえて、対象・頻度を検討し、ISI計画に反映する。