

# これまでの委員からの質問への回答 (第 4、5 回分科会時の質問)

2022年10月17日



No.	資料	質問事項	質問者	頁
4-1	【資料1】 原子炉容器の 特別点検(個別 確認・評価) 結果について	検出能力及び試験片と実機で予想される欠陥との同等性について説明すること。試験片については、加工方法も示すこと。	佐藤委員	P9 P16 P23
4-2		クラッドは強度部材ではないので、強度計算では存在を無視していると思うが、考慮しないことにより、非保守側となる要素はないか説明すること。	後藤委員	P2
4-3		炉心領域の検査範囲について説明すること。	渡邊委員	資料3-1 及び 資料3-2 にて説明 P5
4-4		欠陥検出性5mmに対して、加圧熱衝撃事象(以下「PTS事象」という。)評価で10mm深さの欠陥を想定する意味を説明すること。	大畑委員	P10
4-5		原子炉容器の破壊モード3つの関連性は(独立かそれぞれ干渉するのか)。また、原子炉容器胴部で材料の異方性はどうか説明すること。	後藤委員	P2
4-6		クラッドを溶接したときの熱影響部はどのくらいの厚さか説明すること。	渡邊委員	P6
4-7	【資料2】 原子炉容器の 中性子照射 脆化について	応力拡大係数(以下「 $K_I$ 」という。)の算出過程を構成する温度分布解析、応力評価、応力拡大係数の計算の各ステップについて、わかりやすく説明すること。この際、熱伝達率の計算方法や $K_I$ 曲線とPTS事象のシナリオの対応についても触れること。	佐藤委員 後藤委員	第5回分科会 にて説明済
4-8		アトムプローブ等で観察された監視試験片の内部組織(クラスターの量など)と予測式が想定する状況を対比して、脆化予測法に対する検証を行っているか。 検討結果があるなら、30年から40年の間に得られた知見として示すこと。	渡邊委員 釜江座長	第5回分科会 にて説明済
4-9		1/4 t 位置での評価と10mm位置での評価が高経年技術評価(以下「PLM評価」という。)内で混在しているが、すみ分けを示すこと。また、PTS評価で、破壊靱性値のカーブと応力拡大係数のカーブがそれぞれどの深さで評価されているのか説明すること。	佐藤委員	第5回分科会 にて説明済

No.	資料	質問事項	質問者	頁
4-10	【資料2】 原子炉容器の 中性子照射 脆化について	現行のPTS評価では、応力拡大係数、破壊靱性のそれぞれに見た目以上の保守性があると思われる。例えば、応力拡大係数の算定にクラッドの存在を無視していることであるが、残留応力の扱いなども含めて説明すること。	大畑委員	第5回分科会にて説明済
4-11	【資料3】 照射誘起型 応力腐食割れ について	高照射量のため、脆性材料へ物性変化が考えられるが、破壊力学について説明すること。（脆性材料に変化しているため破壊力学の計算が必要。バッフルフォーマーボルト（以下「BFB」という。）にもいえる。それだけの照射量を受けている。物性の変化に基づいた脆性材料としての考え方は。）	佐藤委員	第5回分科会にて説明済
4-12		BFBの首下形状について、首下のコーナー部（2Rとパラボリック）の応力集中係数を示すこと。	佐藤委員	第5回分科会にて説明済
4-13		0.1MeVと1MeV以上の場合の炉心の中性子分布を示すこと。	渡邊委員	4～8
4-14		中性子照射量をdpaであらわした際の中性子量は、0.1MeVと1MeV以上のどちらであるか示すこと。	渡邊委員	第5回分科会にて説明済
4-15		照射誘起型応力腐食割れは、事象の知見が少ないため、評価対象設備の代表性について、あらためて説明すること。	渡邊委員	9～13
4-16		割れが発生した際の進展速度データはあるか。ある場合はデータを示すこと。（発生と進展と破断は別問題。進展速度のデータはあるか。今の時点ではよくても、次のサイクルで進展して破断するのでは。） ひび割れの進展について、Rカーブ（ひび割れ進展抵抗曲線、ひび割れ長さ と破壊靱性値との関係）のデータを示すこと。（なければ推定でもよい）	佐藤委員 橋高委員	第5回分科会にて説明済
4-17		【資料4】 第3回分科会 時の質問	設計の経年化について、長期運転を踏まえた取組みを説明すること。	守田委員

No.	資料	質問事項	質問者	頁
5-1	【資料1】 原子炉格納容器の特別点検（個別確認・評価）について	建設時の原子炉格納容器鋼板非破壊検査記録を示すこと。	渡邊委員	22～30
5-2	【資料2】 30年目の高経年化技術評価結果について（熱時効について）	疲労き裂の進展速度の式における定数（C, m）の設定根拠について説明すること。	後藤委員	31
5-3		熱時効と重畳する劣化事象（中性子照射脆化）の考慮の要否について説明すること。	渡邊委員	32
5-4		P3の表について、モリブデンの含有量、鑄造方法、中性子照射量を示すこと。また、ステンレス鑄物を使っている炉内構造物についても同様に示すこと。	佐藤委員	33～35
5-5	【資料3】 30年目の高経年化技術評価結果について（絶縁低下について）	電気ペネの構造図をすべて示すこと。	後藤委員	36～37
5-6	【資料4】 第4回分科会時の質問	原子炉容器の具体的な破壊靱性値の実測値を示すこと。	橋高委員	38
5-7		バッフルフォーマーボルトについて、ボルトの配置と応力履歴が分かるものを提示すること。	渡邊委員	39～43
5-8		第5回分科会の資料4では、アトムプローブ測定結果として、銅、ケイ素、リン炭素が示されているが、マンガン、ニッケルについても測定されているのか。	渡邊委員	44
5-9		原子炉容器のサポート部など、原子炉容器以外の中性子照射脆化の評価内容を示すこと。	渡邊委員	45, 46

1. 質問事項

0.1MeVと1MeV以上の場合の炉心の中性子分布を示すこと。

2. 回 答

別紙に0.1MeVと1MeV以上の場合の炉心の中性子分布を示す。詳細は次項以降参照。

川内1号機



図1 水平方向 中性子束分布図 ( $E > 1.0 \text{ MeV}$ )

図2 水平方向 中性子束分布図 ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ )

内は商業機密事項であるため公開できません



図3 垂直方向 中性子束分布図 ( $E > 1.0 \text{ MeV}$ )

図4 垂直方向 中性子束分布図 ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ )

内は商業機密事項であるため公開できません

川内2号機



図5 水平方向 中性子束分布図 ( $E > 1.0 \text{ MeV}$ )

図6 水平方向 中性子束分布図 ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ )

内は商業機密事項であるため公開できません



図7 垂直方向 中性子束分布図 ( $E > 1.0\text{MeV}$ )

図8 垂直方向 中性子束分布図 ( $E > 0.1\text{MeV}$ )

内は商業機密事項であるため公開できません

1. 質問事項

照射誘起型応力腐食割れは、事象の知見が少ないため、評価対象設備の代表性について、あらためて説明すること。

2. 回 答

- ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの発生要因としては、材料、応力、環境の三要因が考えられ、運転時間が経過し、高い中性子照射量を受けると応力腐食割れとして顕在化してくる可能性がある。（参考資料 参照）
- 高い中性子照射量を受ける炉内構造物について、各部材の中性子照射量レベル、応力レベル、温度をバッフルフォーマボルト（以下「BFB」という。）と比較し、最も条件が厳しく海外での損傷事例があるBFBを評価対象の代表として選定した。（表2参照）
- 各部位とBFBとの条件の比較結果の概要を以下に示す。
- また、「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン [バッフルフォーマボルト]（JANSI-VIP-23）」においても、BFB以外の部位で照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性が低いことから、BFBのみの評価・点検手法が示されている。

表1 各部位とBFBとの条件比較結果

部位名称	BFBとの相対的な条件の比較	詳細
炉心バッフル 炉心バッフル取付板	○中性子照射量及び温度条件BFBと同等。 ○発生応力レベルはBFBより小さい。	① 表2
炉心そう	○温度はBFBと同等。 ○中性子照射量レベルはBFBより小さい。 ○炉心そう溶接部の残留応力値、BFBの応力に比べて小さい。	表2
下部炉心板 熱遮蔽体固定用ボルト	○応力発生レベルはBFBと同等。 ○中性子照射量レベル及び温度はBFBより小さい。	表2
上部燃料集合体案内ピン 上部炉心板 下部燃料集合体案内ピン 下部炉心支持柱 熱遮蔽体	○中性子照射量レベル、応力レベル及び温度のいずれもBFBより小さい。	表2

## ①中性子照射レベルの高い部位について

照射誘起型応力腐食割れ発生条件はいくつかあるが、中でも運転時間が経過し、高い中性子照射量を受けると応力腐食割れとして顕在化してくる可能性が高くなることから、各部位のうち、最も中性子照射レベルの高い部位（BFB、炉心バッフル、炉心バッフル取付板）について以下のとおり比較を行った。その結果、炉心バッフル、炉心バッフル取付板は中性子照射量及び温度条件はBFBと同等であるが、発生応力レベルが小さいため、評価対象としてはBFBに包絡されるものと判断する。

### ■ 条件比較（ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの可能性評価）

部位	実機条件			海外の 損傷事例	備考
	中性子照射量レベル [n/cm <sup>2</sup> :E>0.1MeV]	温度 [°C]	応力レベル (応力支配因子)		
バッフルフォーマボルト	約1×10 <sup>23</sup>	約321	大	有	発生可能性有り。炉心バッフルの照射スウェリングにより応力増加が生じるためき裂発生可能性が大きくなる。海外損傷事例もあり最も厳しい。
炉心バッフル	約1×10 <sup>23</sup>	約321	小 (熱応力)	無	バッフルフォーマボルトよりも応力レベルが小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
炉心バッフル取付板	約1×10 <sup>23</sup>	約321	小 (熱応力)	無	バッフルフォーマボルトよりも応力レベルが小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。

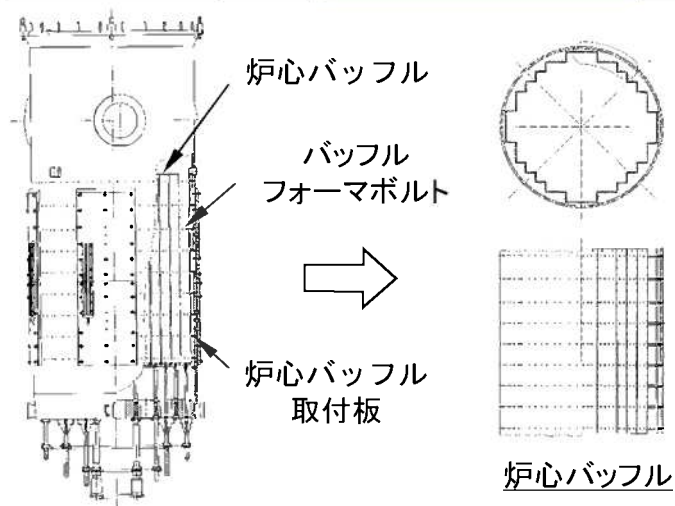


図1 炉内構造物の構造図

### <各部材に発生する応力支配因子の比較>

#### ・ バッフルフォーマボルト

初期締付応力に加えて、炉心バッフルの照射スウェリング・熱変形による応力が作用するため、高応力となる。

#### ・ 炉心バッフル、炉心バッフル取付板

熱応力は発生するものの、支持構造物でなく燃料集合体からの荷重がないため、応力が小さく、条件としてはバッフルフォーマボルトより厳しくないと考えられる。

表2 ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの可能性評価

部位	実機条件			海外の 損傷事例	備考
	中性子照射量レベル*1 [n/cm <sup>2</sup> :E>0.1MeV]	温度 [°C]	応力レベル*2 (応力支配因子)		
バッフルフォーマボルト	約1×10 <sup>23</sup>	約321	大	有	発生可能性有り。炉心バッフルの照射スウェリングにより応力増加が生じるためき裂発生可能性が大きくなる。海外損傷事例もあり最も厳しい。
炉心バッフル	約1×10 <sup>23</sup>	約321	小 (熱応力)	無	バッフルフォーマボルトよりも応力レベルが小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
炉心バッフル取付板	約1×10 <sup>23</sup>	約321	小 (熱応力)	無	バッフルフォーマボルトよりも応力レベルが小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
バレルフォーマボルト	約3×10 <sup>22</sup>	約321	大 (締付+熱曲げ)	無	応力レベルは大きいですが、バッフルフォーマボルトよりも中性子照射量が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
炉心そう	約4×10 <sup>22</sup>	約321	大 (溶接部) (溶接残留応力)	無	溶接残留応力が存在し応力レベルは大きいですが、バッフルフォーマボルトよりも応力及び中性子照射量が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
下部炉心板	約1×10 <sup>22</sup>	約284	大 (熱応力)	無	応力レベルは大きいですが、バッフルフォーマボルトよりも中性子照射量及び温度が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
熱しゃへい材固定用ボルト	約2×10 <sup>22</sup>	約284	大 (締付+熱曲げ)	無	応力レベルは大きいですが、バッフルフォーマボルトよりも中性子照射量及び温度が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
上部炉心板等 ステンレス鋼使用部位	約2×10 <sup>21</sup> ~2×10 <sup>22</sup>	約284 ~ 321	小~中 (熱応力、締付、曲げ)	無	バッフルフォーマボルトよりも中性子照射量及び応力レベルが小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。

\*1: 中性子照射量レベルは運転開始後60年時点での各部位の推定最大中性子照射量レベルを示す。

\*2: 応力レベルは各部位の最大応力値を示す。【大: > S<sub>y</sub> (非照射材の降伏応力) 中: ≒ S<sub>y</sub> (非照射材の降伏応力) 小: < S<sub>y</sub> (非照射材の降伏応力)】

～【参考】第4回分科会 資料3 P2 抜粋～

## 1 審査会合における代表機器の選定

### 1.1 評価対象の機器及び代表機器

照射誘起型応力腐食割れの発生要因としては、材料、環境及び応力の3つの要因が考えられ、運転時間が経過し、非常に高い中性子照射量を受けたステンレス鋼において発生する可能性がある。

#### <材料要因>

- ・非常に高い中性子照射量を受けたステンレス鋼（中性子照射量が高いほど厳しい）（図1）

#### <環境要因>

- ・温度が高いほど厳しい（図2）

#### <応力要因>

- ・応力が高いほど厳しい（図3）

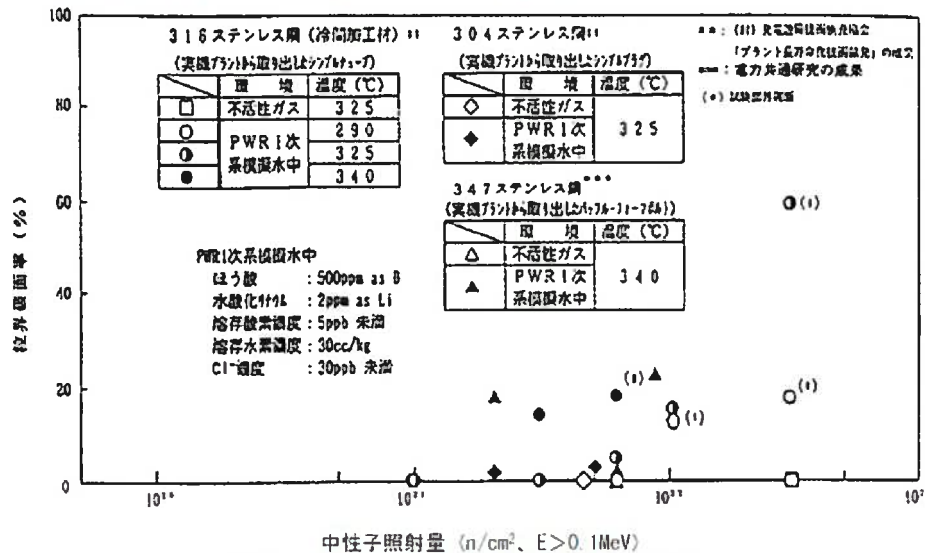


図1 粒界破面率と照射量の関係

【出典：(財) 発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発」報告書】

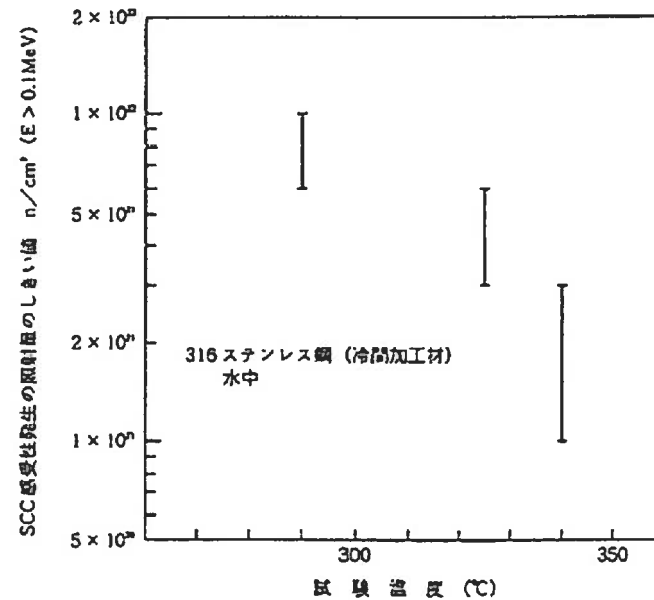


図2 応力腐食割れ（SCC）感受性発生の中性子照射量のしきい値と試験温度の関係

【出典：(財) 発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発」報告書】

～【参考】第4回分科会 資料3 P3 抜粋～

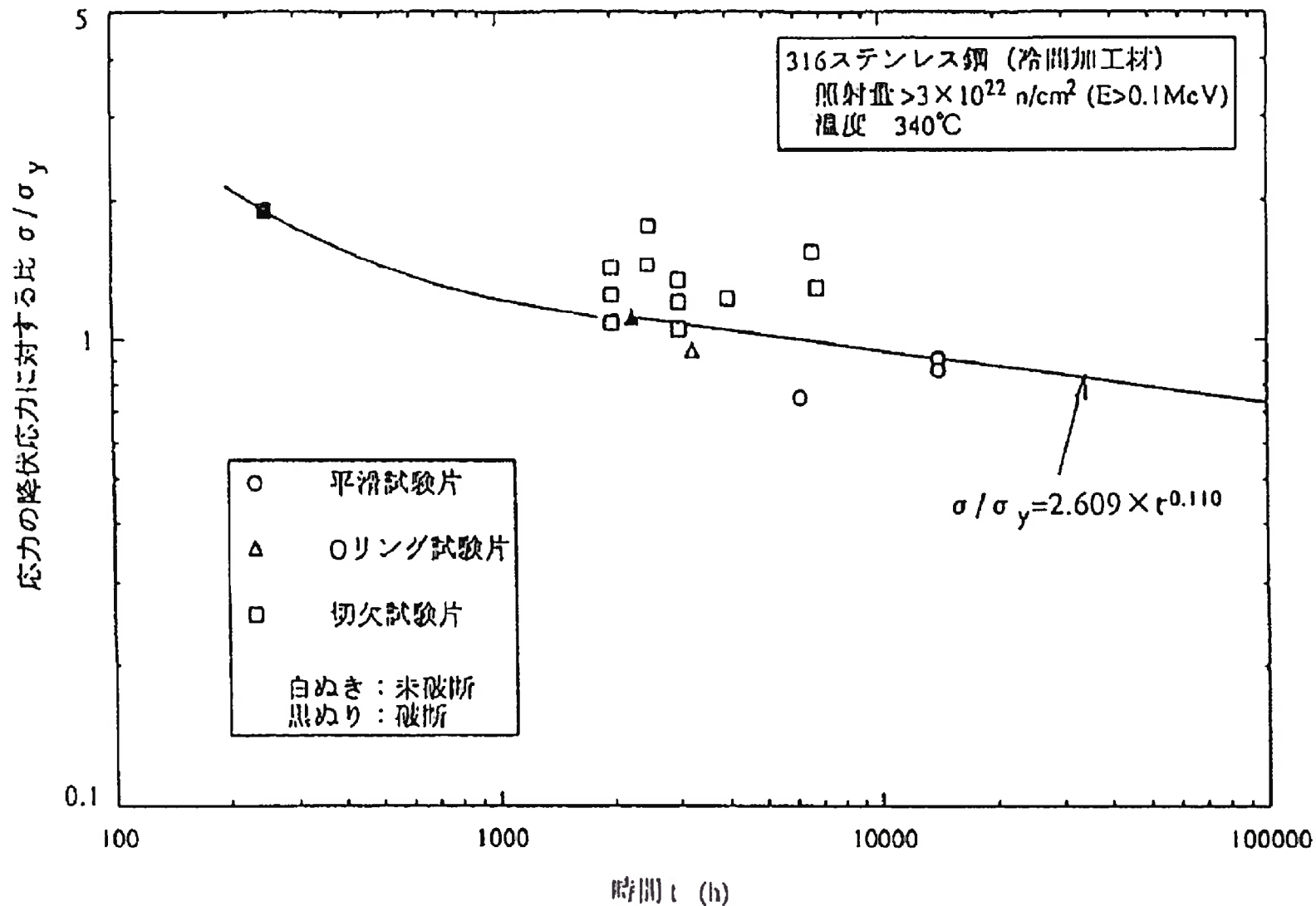


図3 定荷重応力腐食割れ試験結果のまとめ (316ステンレス鋼 (冷間加工材)、 $> 3 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ 、 $T=340^\circ\text{C}$ )

## 1. 質問事項

設計の経年化について、長期運転を踏まえた取組みを説明すること。

## 2. 回 答

○福島第一原子力発電所の事故を踏まえて策定された新規制基準では、自然現象等の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデント対策が追加される等、規制要件が大幅に強化され、これに適合する中で、例えば、津波による全交流動力電源喪失事故の一因となるような脆弱性※<sup>1</sup>に対しても、評価し、必要な対策※<sup>2</sup>を講じることで安全性が向上している。

※1：福島第一原子力発電所では、タービン建屋の地下階に安全系の電源系設備（非常用ディーゼル発電機、非常用電源盤）が設置され、これが津波による全電源喪失事故の一因となった。タービン建屋の地下に安全系の電源系設備が設置されている設計は古いプラント固有の設計であり、津波等による浸水に対する脆弱性があったといえる。

※2：川内原子力発電所においては、非常用ディーゼル発電機の設置高さはE.L13.0mであり、設計に用いる津波高さ（7.0m）に対し裕度を有する。また、津波対策として海水ポンプエリア防護壁、海水ポンプエリア水密扉、津波監視カメラ等を設置している。

○また、当社においては今後の長期の安全運転も視野に入れ、更なる安全性向上を図るため、以下の対策に取り組んでいる。

- ① 計測制御設備の制御盤等更新工事
- ② デジタル共通要因故障追加対策工事
- ③ 特高開閉所更新工事（外部電源の強化）



○事業者としては、規制要求事項の達成に満足するのではなく、プラント設計が古いことによる安全上の弱点を抽出する仕組みが重要となることから、新旧プラント設計の違いに着目した安全性の評価を事業者の自主的取組みとして導入することとし、2020年9月にATENAから「設計の経年化評価ガイドライン」が発刊されている。

本取組みにより、以下について設計の差異が抽出されており、設備導入の成立性について確認している。

#### ④ 非常用炉心冷却系（ECCS）再循環切替方式変更

○本対策については、2021年度より検討を始めており、確率論的リスク評価（PRA）により炉心損傷頻度（CDF）低減の効果を確認すると共に、現場調査等にて工事成立性を検討しているところであり（～2023年度予定）、その後、導入計画を検討する。

○設計の経年化評価に関しては、今後の長期の安全運転も視野に入れ、国内での新設計情報や海外の新知見等を活用しつつ、自主的かつ継続的に実施していく。

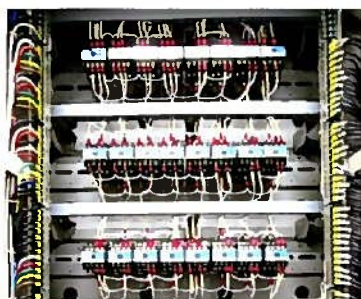


① 計測制御設備の制御盤等更新工事

計測制御設備の更なる信頼性向上及び、製造中止等により取替部品の調達が困難になっていることを踏まえ、計画的に設備更新を行っている。

更新にあたっては、自己診断機能による故障の早期検知や、CPUや電源装置の多重化設計により制御盤の機能を停止しない状態での部品交換が可能なデジタル制御設備を採用している。

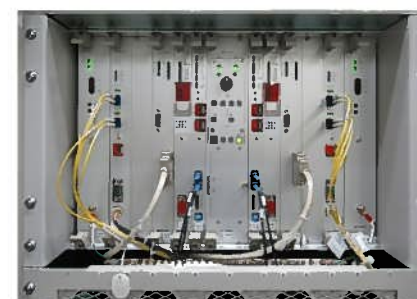
主な更新対象 (計測制御設備)	更新計画時期		設備の主な役割
	川内1号機	川内2号機	
原子炉安全保護盤	2020年に更新済み	2020年に更新済み	原子炉の安全停止に関わる論理演算、信号を処理する
原子炉安全系シーケンス盤	2023年～2026年度	2023年～2026年度	原子炉安全保護盤の信号を受け、原子炉の安全停止に関わるポンプや弁等の機器を作動させる
1次系シーケンス盤	2023年～2024年度	2023年～2024年度	1次冷却材システムのポンプや弁等の機器を作動させる
2次系シーケンス盤	2026年～2028年度	2026年～2028年度	タービン、発電機設備等のポンプや弁等の機器を作動させる



アナログ制御設備  
(アナログリレー等で構成される制御盤)



設備更新



デジタル制御設備  
(CPU、通信カード等で構成される制御盤)

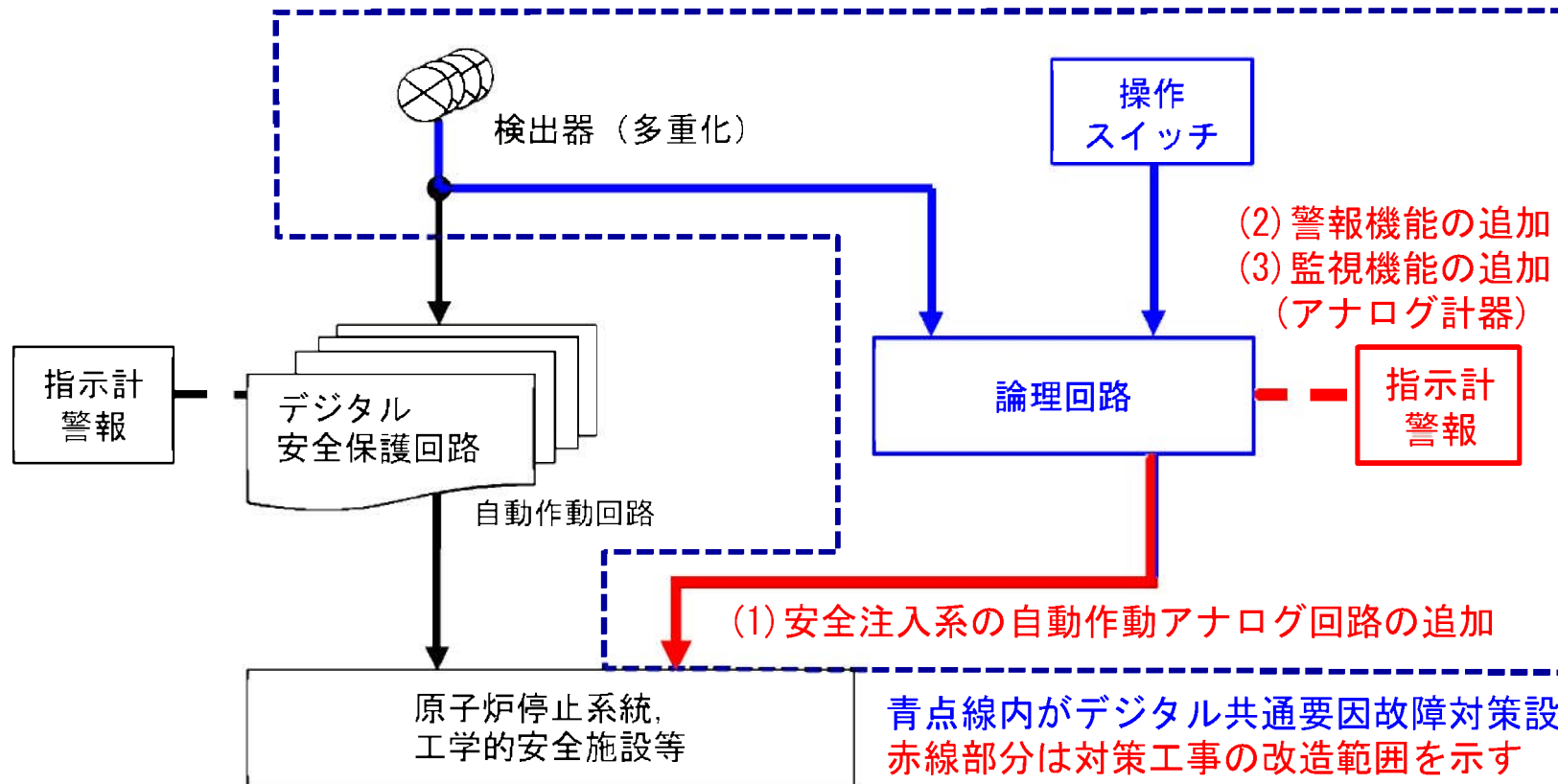
② デジタル共通要因故障追加対策工事

川内1号機、2号機共に原子炉安全保護盤をデジタル化する設備更新を実施した。

当該設備のデジタル安全保護回路は十分に高い信頼性を有している為、ソフトウェアの不具合による共通要因故障（デジタル共通要因故障）の発生率は十分低く抑えられているが、デジタル共通要因故障の発生を考慮しても、アナログの計器や操作器の手動操作により対処できる設計としてきた。

(下図青点線内)

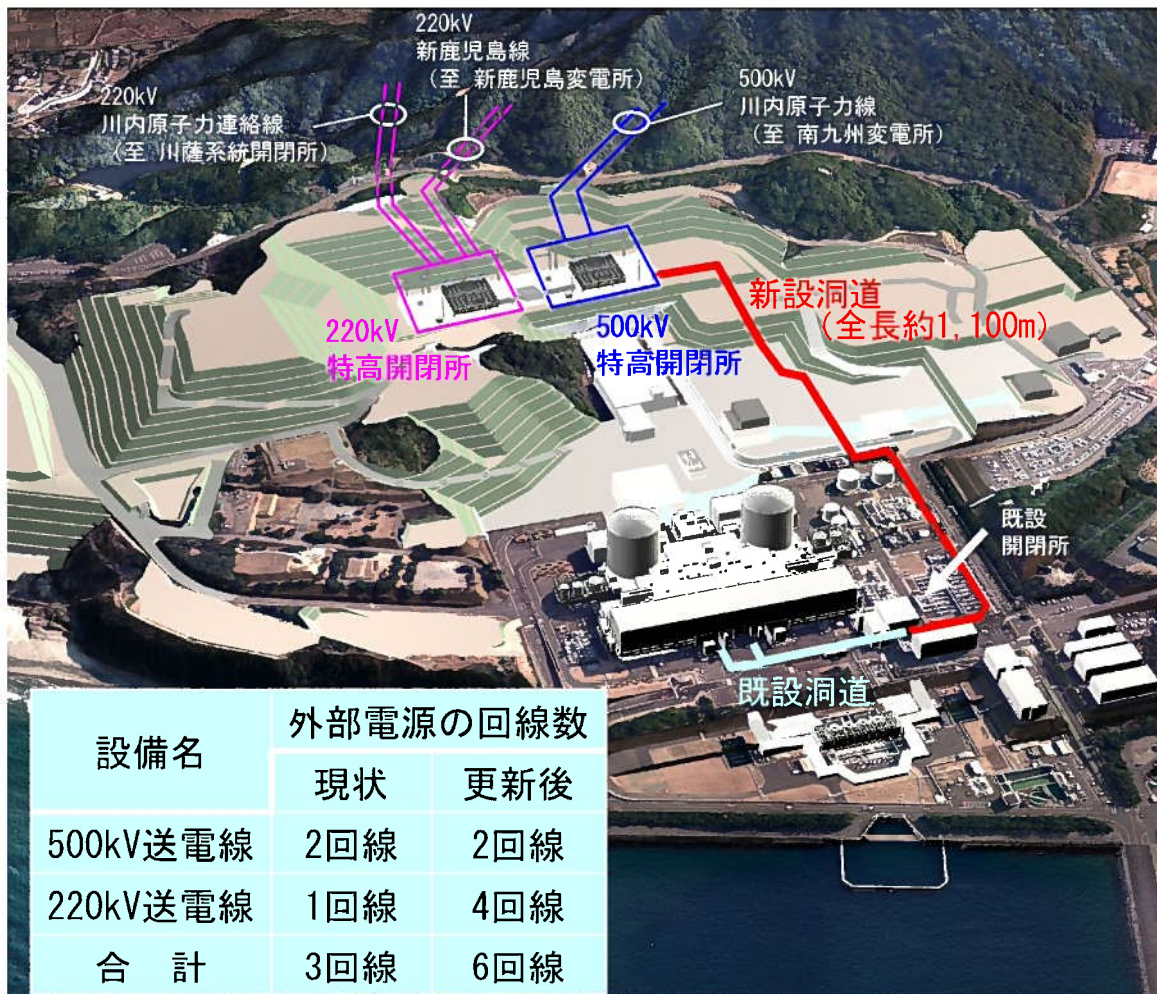
国内外の新知見を踏まえ、デジタル共通要因故障に対する更なる対処機能向上のため、安全注入系の自動起動に係るアナログ回路等を追加する工事を実施する。(下図の(1)~(3)の機能を追加する)



③ 特高開閉所更新工事（外部電源の強化）

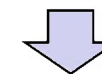
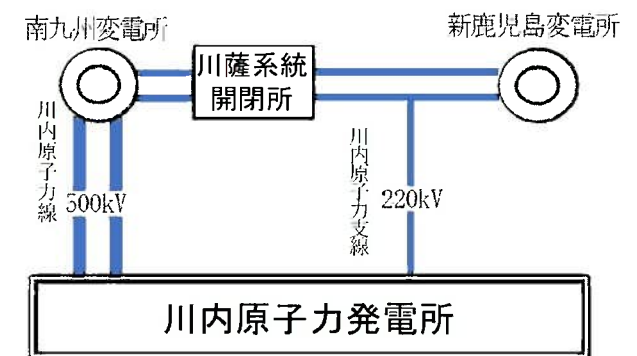
外部電源確保の更なる信頼性向上を図るため、所外から受電する回線数を、現行の3回線から6回線に増強するとともに、特高開閉所の更新を実施する。

【受電系統変更の概要】

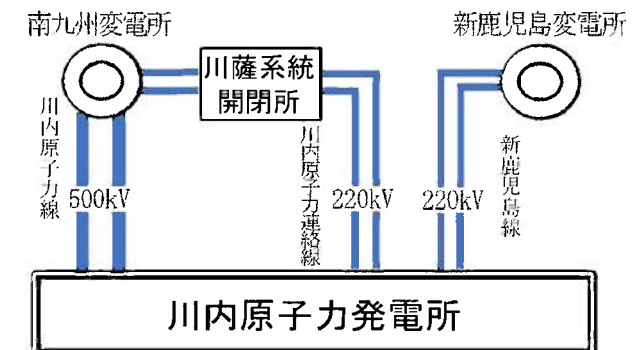


【受電系統図の変更前後比較】

○変更前



○変更後

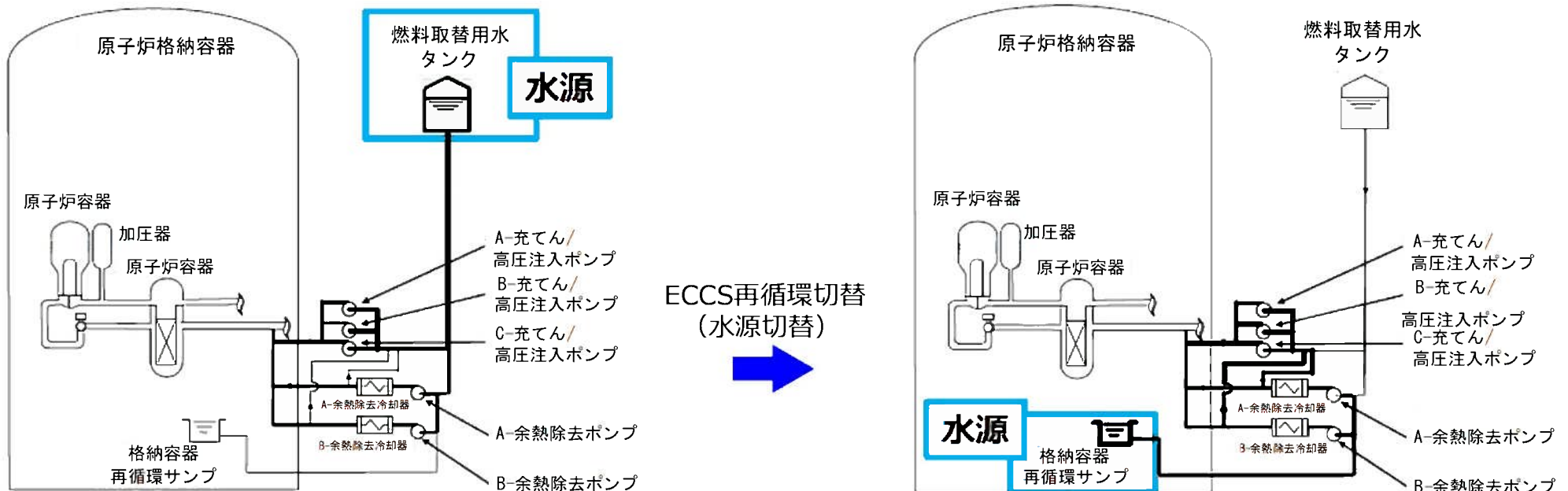




④ ECCS再循環切替方式 (手動切替 ⇒ 自動切替)

LOCA事象等が発生した際、ECCSが動作し、燃料取替用水タンクを水源として炉心注入を行う。炉心注入に伴い、燃料取替用水タンク水位が低下するが、「燃料取替用水タンク水位低」となれば、格納容器再循環サンプに水源を切替え、炉心注入を継続する。この水源切替操作を手動操作で行うプラントと自動操作で行うプラントがある。

ECCS再循環切替の手動切替は、運転員に対する継続した教育、訓練により、十分高い信頼性を確保しているが、自動切替は、人的過誤確率を低減でき、また運転員の負担低減が期待できるため、設備導入の成り立ちについて確認を実施しているところ。



○設計経年化の評価フロー概要

①設計経年化の着眼点の抽出

- ・設計情報の比較※により着眼点を抽出。 ※ 比較対象は、適合審査申請済のPWR16プラント（設計差異の例） ECCS再循環切替方式（手動切替（川内1,2号）／自動切替）



②評価

- ・①で抽出した着眼点毎に、確率論的リスク評価（PRA）結果等の観点から安全上の重要性を評価。



③対策案の検討

- ・評価された着眼点毎の安全上の重要性に応じ、対策案を検討。
- ・考え得る対策を幅広く抽出し、改善の効果と必要なリソースを整理。



④対策要否の検討及び実施

- ・個別プラント評価結果に基づく安全上の脆弱性、対策導入による効果およびリソースを総合的に勘案し、対策要否の検討及び実施。



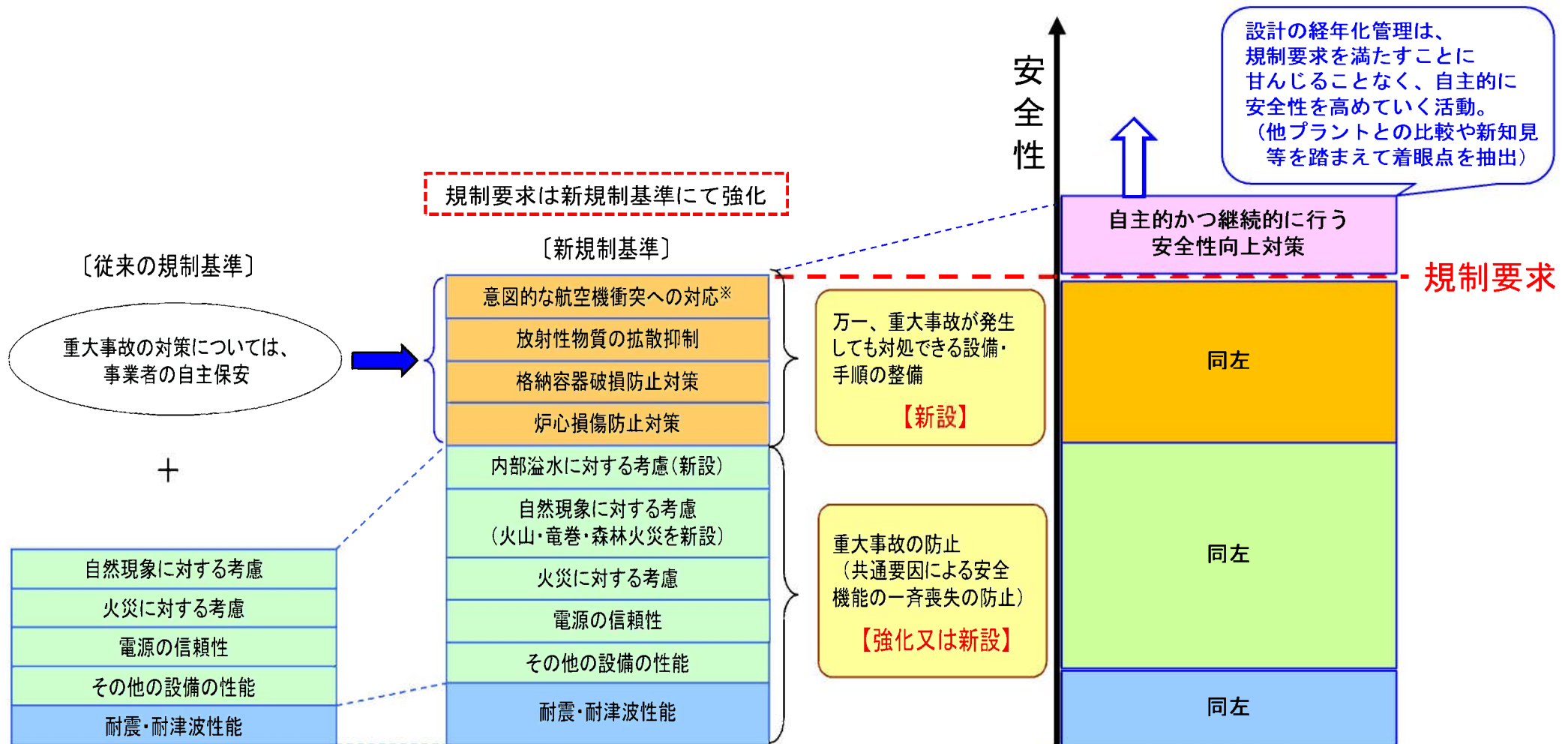
⑤継続的な評価

- ・事業者は、国内での新設計情報や海外の新知見等を活用し、継続的に評価を実施。

○評価結果については、公開する等、広く県民の皆様にお示ししていく。

○設計の経年化評価イメージ

新規規制基準適合プラントを対象に、規制要求事項の達成に満足するのではなく、他プラントとの設計差異や、新知見を踏まえ安全性を評価し、必要な安全対策（ハード・ソフト）を実施することで、長期運転を安全に進めるための設計の経年化管理を行い、自主的かつ継続的に安全性を向上させる。



※基準で要求されている特定重大事故等対処施設については、本体施設等の工事計画認可日から5年後までに整備

1. 質問事項

建設時の原子炉格納容器鋼板非破壊検査記録を示すこと。

2. 回 答


原子炉格納容器鋼板に対しては、建設時に部位の組合せに応じて、溶接の前後に浸透探傷試験（PT）、磁粉探傷試験（MT）、放射線透過試験（RT）を実施している。

部位の組合せ	溶接前	溶接後	備 考
鋼板と鋼板	PT	RT	例①、②
鋼板とパッド	PT	PT or MT	例③、④、⑤
鋼板とスリーブ	PT	MT	例⑥、⑦

なお、建設時には各部の溶接後において以下の検査も実施し、原子炉格納容器の健全性を確認している。

- ・ 外観検査
- ・ 塗膜検査（外観）
- ・ 耐圧漏えい試験

例①「鋼板と鋼板」 溶接前 浸透探傷試験 (PT) 記録

A 22 

CHECK SHEET ( IN-PROCESS ) FOR VESSEL

工事中チエックシート ( 容器用 )  
九州電力株式会社川内原子力発電所

NAME OF PLANT  
発電所名

第1号機

54号 1090号機

ARTICLE 品名	WELD No. 溶接番号	PIECE No. & NAME OF PIECE 材号・部名	EDGE PRIE OR SURFA-DE FOR U-LAD P. T. OR M. T. 隅先面(溶)クラフト面 M.T	FIT-UP FOR WELD 開先合せ	BACK GUP 裏面D検査 MT of PT	N.D.T For FINAL WELD 溶接仕上脱非破壊検査	DWG No. 図番	REMARK 備考
5-1-TH	5-12-FV	Block 5-1A	/	/	/	/		
5-1-TH	5-12-FV	5-1B	5/8	/	/	/		
5-1-TH	5-12-FV	5-2A	/	/	/	/		
5-2-TH	5-1-FV	5-2B	5/8	/	/	/		
5-2-TH	5-2-FV	5-3A	/	/	/	/		
5-3-TH	5-2-FV	5-3B	5/2	/	/	/		
5-3-TH	5-3-FV	5-4A	/	/	/	/		
5-4-TH	5-3-FV	5-4B	5/6	/	/	/		
5-4-TH	5-4-FV	5-5A	/	/	/	/		
5-4-TH	5-4-FV	5-5B	5/2	/	/	/		

L. T. : LIQUID PENETRANT EXAM.      M. T. : MAGNETIC PARTICLE EXAM.  
R. T. : RADIO GRAPHIC EXAM.      U. T. : ULTRASONIC EXAM.  
号外(54. 3. 7) 第 5 号      B. H. J. 4. F. 1 - 0. 1 8 (B)      V. I. : VISUAL INSPECTION



例②「鋼板と鋼板」 溶接後 放射線透過試験 (RT) 記録 (1/2)

撮影条件 EXAMINATION PROCEDURE	
溶接線番号	WELD JOINT No. QSN1-CV Z-1FV ~ 12FV
線源	<input type="checkbox"/> ライナック LINAC ML15R (II) <input checked="" type="checkbox"/> X線装置 300 KVp X-RAY EQUIPMENT <input type="checkbox"/> Co60 <input type="checkbox"/> Ir 192
線源寸法	SOURCE SIZE <input type="checkbox"/> 1×1mm <input type="checkbox"/> 2×2mm <input checked="" type="checkbox"/> 2.3×2.3mm
線源・フィルム間距離	S F D <input checked="" type="checkbox"/> 750mm
露出条件	EXPOSURE PARAMETERS <input type="checkbox"/> 6.12 Mev R <input checked="" type="checkbox"/> 270 kVp 5 mA 25 min. <input type="checkbox"/> 1.0 Ci
フィルム	FILM 銘柄 BRAND <input checked="" type="checkbox"/> KODAK <input type="checkbox"/> FUJI タイプ TYPE <input checked="" type="checkbox"/> AA <input type="checkbox"/> M <input type="checkbox"/> 寸法 SIZE <input checked="" type="checkbox"/> 114×432 <input type="checkbox"/> 178×432 ×mm
カセット中のフィルム枚数	FILM(S) IN CASSETTE <input checked="" type="checkbox"/> シングル SINGLE <input type="checkbox"/> ダブル DOUBLE
増感紙	INTENSIFYING SCREEN <input type="checkbox"/> 鉛 LEAD 0.1mm 後面 BACK <input type="checkbox"/> 鉛 LEAD 0.1mm <input type="checkbox"/> 鉛 LEAD 1.0mm <input checked="" type="checkbox"/> SMP 308
現像条件	PROCESSING <input type="checkbox"/> コダック自動現像 KODAK AUTOMATIC PROCESSING <input type="checkbox"/> フジ自動現像 FUJI AUTOMATIC PROCESSING <input checked="" type="checkbox"/> タンク現像 20°C 5min
材質	MATERIAL S G V - 49
材厚	WELD THICKNESS 42mm
透過度計の型、位置	TYPE & LOCATION OF PENETRAMETER <input checked="" type="checkbox"/> ASTM TYPE 有孔型透過度計 無 15 <input type="checkbox"/> J I S TYPE 線型透過度計 <input checked="" type="checkbox"/> 線断面 SOURCE SIDE <input type="checkbox"/> フィルム側 FILM SIDE
はさみ金	SHIM <input checked="" type="checkbox"/> 厚み THICKNESS 4.0mm <input type="checkbox"/> 使用せず NOT USED
撮影配置 SHOOTING SKETCH	
溶接開先 EDGE PREPARATION 	
有初長: 323mm	

例②「鋼板と鋼板」 溶接後 放射線透過試験 (RT) 記録 (2/2)

フィルム判定結果 TEST RESULT									
溶接継ぎ目番号 WELD JOINT No.	SNJ-CV 2-1FV-1~22		撮影日付 SHOT DATE	S55 9.30 8.30					
検査員 INSPECTOR	先		検査日付	55.10.28					
	先		検査日付	55.10.17					
フィルム番号 RADIOGRAPH No.	欠陥の位置と種類 LOCATION & TYPE OF DEFECT		判定 EVALUATION	備考 REMARK					
2-1FV	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
2	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
3	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
4	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
5	▽	▽ P0.5 0.3	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
6	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
7	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
8	▽	▽ P0.5 110	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
9	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
10	▽	▽ P20 45	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
11	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						
12	▽	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格PASS <input type="checkbox"/>						

欠陥の種類	TYPE OF DEFECT	欠陥の種類	CRACK	検査員 EXAMINER
P: ポロシティ	POROSITY	C: クラック	CRACK	[Redacted]
S: スラッグ飛込み	SLAG INCLUSION	IP: 溶け込み不良	INCOMPLETE PENETRATION	
T: タングステン飛込み	TUNGSTEN INCLUSION	LF: 融合不良	LACK OF FUSION	
		A: フィルム欠陥	FILM ARTIFACT	
			LEVEL I	

補綴生50第号(材品管)

例③「鋼板とパッド」 溶接前 浸透探傷試験 (PT) 記録

RECORD OF LIQUID PENETRANT EXAMINATION 染色浸透探傷記録				3
ORDER 工事番号	7-275023	CLIENT 発注所名	九州電力株式会社川内原子力発電所	号原 1090
NAME OF ARTICLE 品名	原子炉格納容器	DWG. NO. 図面番号	第1号機 QSN1-02-01-02	
PART NAME 部品名称	胴板およびパッド類	MATERIAL GRADE 材質	S4V49	
SKETCH 略図				
RESULT 結果	工程検査シートによる			
INSPECTOR 検査員	[Redacted]			
SPECIFICATION 使用条件	洗液	洗浄液	洗淨液	洗淨液
	浸透液	浸透液	浸透液	浸透液
	現像液	現像液	現像液	現像液
PENETRANT TIME 浸透液保持時間	15 min.	15 min.	15 min.	15 min.
PROCEDURE 施行法	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)
ACCEPTANCE STANDARD 判定基準	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)
DATE	工程検査シートによる			
WITNESS 立会検査員	同上			
REMOVED	洗液	洗淨液	洗淨液	洗淨液
PENETRANT	浸透液	浸透液	浸透液	浸透液
DEVELOPER	現像液	現像液	現像液	現像液
PENETRANT TIME	15 min.	15 min.	15 min.	15 min.
PROCEDURE	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)
ACCEPTANCE STANDARD	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)	MSBNJ6-F116 (Rev.)

例④「鋼板とパッド」 溶接後 浸透探傷試験 (PT) 記録

CHECK SHEET ( IN-PROCESS ) FOR VESSEL  
 工程中チエックシート ( 容器用 )  
 九州電力管内原子力発電所  
 第1号濃縮原子炉格納容器

1365  
 号庫 A  
 1090  
 図番 QSN1-02-01  
 " - 02-02

ARTICLE 品名	PIECE No & NAME OF PIECE 符号・図名	EDGE PRPE OR SURFA- CE FOR C- LAD P. T OR M. T 開先面 クランプ部	PIT-UP FOR WELLD 開先合せ	BACK (UP MT or PT	N.D.T For FINAL WELLD 溶接仕上り非破壊検査		REMARK 備考
					W Y-T P-T		
70-108 17-19 21-23 25	パッド S-1	5/17 b/10	b/13	/	/	/	
70-18-20 22-24 26	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-2	5/19 b/10	b/11	/	/	/	
70-9-12	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-3	5/19 b/13	b/11	/	/	/	
70-21-23	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-4	5/11 b/13	b/11	/	/	/	
70-57-66 70-22-24	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-5	5/30 b/11	b/11	/	/	/	
70-94-01	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-8	5/30 7/11	7/11	/	/	/	
70-102	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-9	5/30 7/4	7/4	/	/	/	
70-21-23	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-11	5/30 7/11	7/4	/	/	/	
70-144-146	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-12	5/30 7/11	7/4	/	/	/	
70-9-16 27-28	11 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> " S-1	5/16 b/13	b/11	/	/	/	

R T : LIQUID PENETRANT EXAM.      M T : MAGNETIC PARTICLE EXAM.  
 U T : RADIO GRAPHIC EXAM.        U T : ULTRASONIC EXAM.  
 B N J 4 F 1 - 0 1 8 ( B )      V I : VISUAL INSPECTION

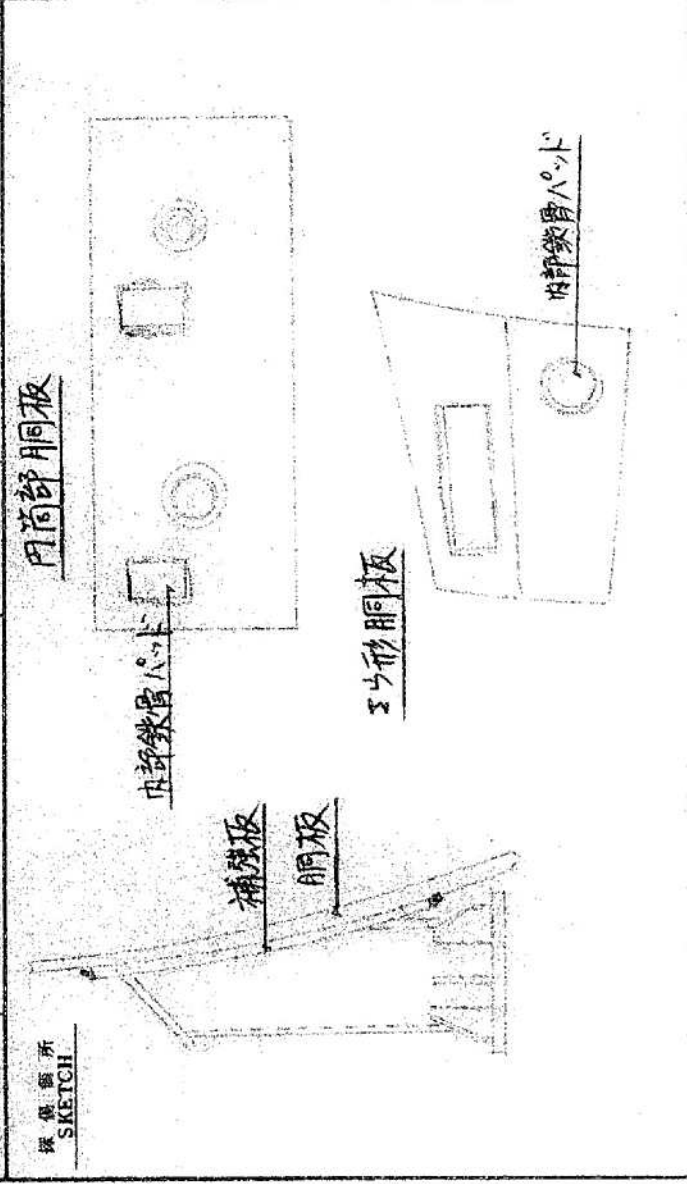


例⑤「鋼板とパッド」 溶接後 磁粉探傷試験 (MT) 記録

磁粉探傷検査記録  
MAGNETIC PARTICLE EXAMINATION RECORD

RECORD NO. 品質管理課 品質管理課 品質管理課  
QUALITY CONTROL SECTION

工事名称 WORK NAME	九州電力株式会社用内原子力発電所		
工事番号 ORDER NO.	7-275023	図番 DWG. No.	QSN1-01-07
部品名 PART NAME	補強板・パッド	図名 ARTICLE NAME	格納容器 内部鉄骨パッド
磁化方法 MAGNETIZATION METHOD	<input type="checkbox"/> プロット法 <input checked="" type="checkbox"/> コイル法	溶接番号 WELD (CH. No.)	54 補 1090 補原
探傷器 EQUIPMENT	<input type="checkbox"/> H2-4 <input type="checkbox"/> UM-3 <input type="checkbox"/> N-2Y型	表面状態 SURFACE CONDITION	<input checked="" type="checkbox"/> 形状加工上 <input type="checkbox"/> 機械加工上
磁粉 MAGNETIC PARTICLE	<input checked="" type="checkbox"/> WD-55A <input type="checkbox"/> RD-202	直接接触法 DIRECT CONTACT METHOD	<input type="checkbox"/> 100V-5A AT <input type="checkbox"/> 3600 AT <input checked="" type="checkbox"/> 2650 AT



判定基準 ACCEPTANCE STD.	<input type="checkbox"/> MSBNJ6-F116 (R ) PARA	検査官 SURVEYOR	工程チェックシートによる
判定結果 RESULT	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 ACCEPT <input type="checkbox"/> 不良 REJECT	探傷日付 DATE	工程チェックシートによる
検査員 INSPECTOR		課長 MANAGER	
		係長 HEAD	
		主任 ENGINEER	

例⑥「鋼板とスリーブ」 溶接前 浸透探傷試験 (PT) 記録

RECORD OF LIQUID PENETRANT EXAMINATION 染色浸透探傷記録		
ORDER 工事番号	7-275023	54種 1090号原
CLIENT 発電所名	九州電力株式会社川内原子力発電所 第1号機	
NAME OF ARTICLE 品名	原子炉格納容器	
DWG. NO. 図面番号	QSN1-01-12	
PART NAME 部品名称	スリーブ・補強板・盲板	
MATERIAL GRADE 材質	S4V49 STPL39	
SKETCH 略図		
RESULT 結果	工程検査レポートによる	
INSPECTOR 検査員	[Redacted]	
DATE	11月 1日 工程検査レポートによる	
WITNESS 立会検査員	同上	
SPECIFICATION 使用条件	REMOVER <del>SUPER-CHECK-R-F</del> RED MARK R-1A PENETRANT <del>SUPER-CHECK-P-F</del> " R-1M DEVELOPER <del>SUPER-CHECK-D-F</del> " R-1S PENETRANT TIME 浸透液保持時間 15 min. 分 PROCEDURE 施行法 MSBNJ6-F116 (Rev. ) ACCEPTANCE STANDARD 判定基準 MSBNJ6-F116 (Rev. )	



例⑦「鋼板とスリーブ」 溶接後 磁粉探傷試験 (MT) 記録

磁粉探傷検査記録  
MAGNETIC PARTICLE EXAMINATION RECORD

RECORD No. 品質管理部  
QUALITY CONTROL SECTION

工 事 名 WORK NAME	九州電力株式会社川内原子力発電所 第1号機		品 名 ARTICLE NAME	磁粉探傷用板	
工 事 番 号 ORDER No.	DWG. No.	品 番 ARTICLE No.	製法番号	表面状態 SURFACE CONDITION	防錆処理 防錆剤の種類 仕上
部 品 名 PART NAME	7-275023	7-275023	7-275023	表面状態 SURFACE CONDITION	防錆処理 防錆剤の種類 仕上
磁化方法 MAGNETIZATION METHOD	<input type="checkbox"/> プロット法 <input checked="" type="checkbox"/> ヨーク法 <input type="checkbox"/> コイル法		検査機 SURVEYOR	<input type="checkbox"/> 輪流電流法 <input type="checkbox"/> 直流電流法	
装置 EQUIPMENT	<input type="checkbox"/> HZ-4 <input type="checkbox"/> UM-3 <input checked="" type="checkbox"/> N-2Y型	磁化電流 MAGNETIZING CURRENT	<input checked="" type="checkbox"/> AC <input type="checkbox"/> DC	<input checked="" type="checkbox"/> 100V-5A <input type="checkbox"/> 9600 AT <input type="checkbox"/> 2650 AT	
磁 粉 MAGNETIC PARTICLE	<input checked="" type="checkbox"/> WD-55A <input type="checkbox"/> RD-202	標準試片 FIELD INDICATOR	JISG0565 A型 <input checked="" type="checkbox"/> 30/100 <input type="checkbox"/> 15/60		
探傷箇所 SKETCH	<p style="text-align: center;">C 詳細</p> <p style="text-align: center;">B 詳細</p>				
判定基準 ACCEPTANCE STD.	MSDNJ6-F116 (R) PARA		検査官 SURVEYOR	工程チェックシートによる	
判定結果 RESULT	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 <input type="checkbox"/> 不合格	探傷日付 DATE	検査中子エックシートによる	課長 MANAGER	部長 HEAD
検査員 INSPECTOR	[Redacted]		検査員 ENGINEER	[Redacted]	

規格書: SM435 (補強板)

1. 質問事項

疲労き裂の進展速度の式における定数 (C, m) の設定根拠について説明すること。

2. 回答

○亀裂進展速度算出に使用する係数C、mは材料及び環境に依存するため、試験によって求められる。  
熱時効評価で使用する係数はSCS14A及び溶接金属に対する炉水環境中での疲労亀裂進展試験結果より求められたものである。

○また、熱時効したステンレス鋼に対する上記の係数の妥当性は電共研「PWR配管破断防護設計の合理化に関する研究（1次冷却材管の破断想定除外）」にて確認している。

(社)日本機械学会 配管破損防護設計規格  
(JSME S ND1-2002) 添付5-4より抜粋

試験条件

〈ステンレス鋼〉

○材料 : SCS14A  
(フェライト量8.5%、12.5%、19.5%)

○環境 : 大気中(温度325°C)  
高温水中(DO ≤ 5ppb、温度=325°C)

試験結果

C :  $7.77 \times 10^{-12}$  (m/cycle)

m : 3.5

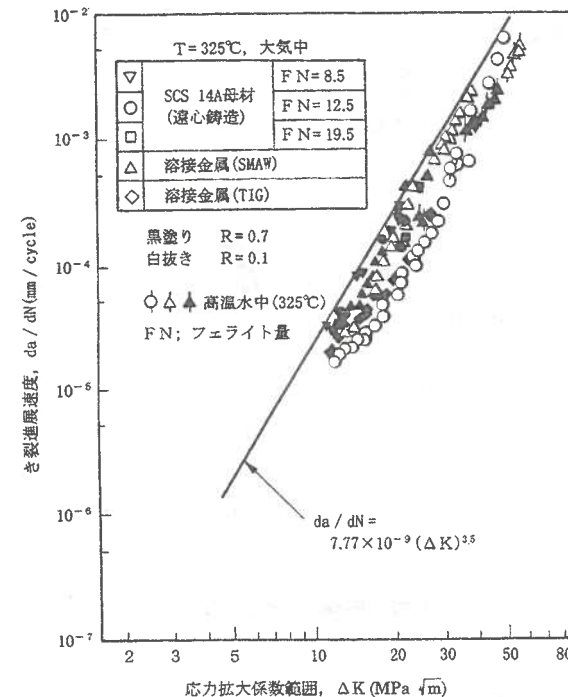


図 ステンレス鋼の疲労き裂進展試験結果およびき裂進展速度式



## 1. 質問事項

熱時効と重畳する劣化事象（中性子照射脆化）の考慮の要否について説明すること。

## 2. 回 答

- 熱時効が想定される部位の中性子照射量は照射脆化のしきい値 ( $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ) を十分に下回っており（P33参照）、重畳は想定されないと考える。
  
- また、照射脆化のしきい値を超える2相ステンレスの使用部位として制御棒クラスタ、炉内計装筒案内管、炉心そう溶接部が該当する。これらの部位に対して熱時効の重畳を考慮する際に、フェライト量及び発生応力は熱時効の代表評価部位を十分下回っている。  
また、現在までに、国内、海外において制御棒クラスタ、炉内計装案内管、炉心そう溶接部において、熱時効の影響による損傷事例は報告されていない。
  
- しかしながら、熱時効と照射脆化の重畳に関して、国内外でPWR照射ステンレス鋼の破壊靱性値データ自体が少なく、どの程度破壊靱性値が低下するのかについては知見拡充が必要になるため、今後、国内外で知見が報告された場合には必要に応じて評価に反映していく。

1. 質問事項

P3の表について、モリブデンの含有量、鑄造方法、中性子照射量を示すこと。また、ステンレス鑄物を使っている炉内構造物についても同様に示すこと。

2. 回 答

P3の表の各数値について下表に示す。炉内構造物については次頁参照。

部位	フェライト量 (%)	使用温度 (°C)	応力 (MPa)	Mo量 (%)	製造方法	中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> , E>1MeV)
ホットレグ直管	約17.8	321.1	152		遠心鑄造	
SG 入口 50° エルボ	約20.5	321.1	117		静鑄造	
SG 出口 40° エルボ	約14.8	283.6	69		静鑄造	
クロスオーバーレグ直管(垂直管)	約14.9	283.6	66		遠心鑄造	
クロスオーバーレグSG側90° エルボ	約18.1	283.6	62		静鑄造	
クロスオーバーレグ直管(水平管)	約17.0	283.6	61		遠心鑄造	
クロスオーバーレグRCP側90° エルボ	約15.9	283.6	69		静鑄造	
コールドレグ直管	約22.3	283.6	104		遠心鑄造	
RV入口32° エルボ	約18.1	283.6	91		静鑄造	
蓄圧タンク注入管台	約20.5	283.6	136		静鑄造	

内は商業機密事項であるため公開できません

炉内構造物の各数値について下表に示す。

部位	フェライト量 (%)	使用温度 (°C)	応力 (MPa)	Mo量 (%)	製造方法	中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> , E>1MeV)
炉内計装案内管						
炉心そう溶接部						
制御棒クラスタ						

内は商業機密事項であるため公開できません

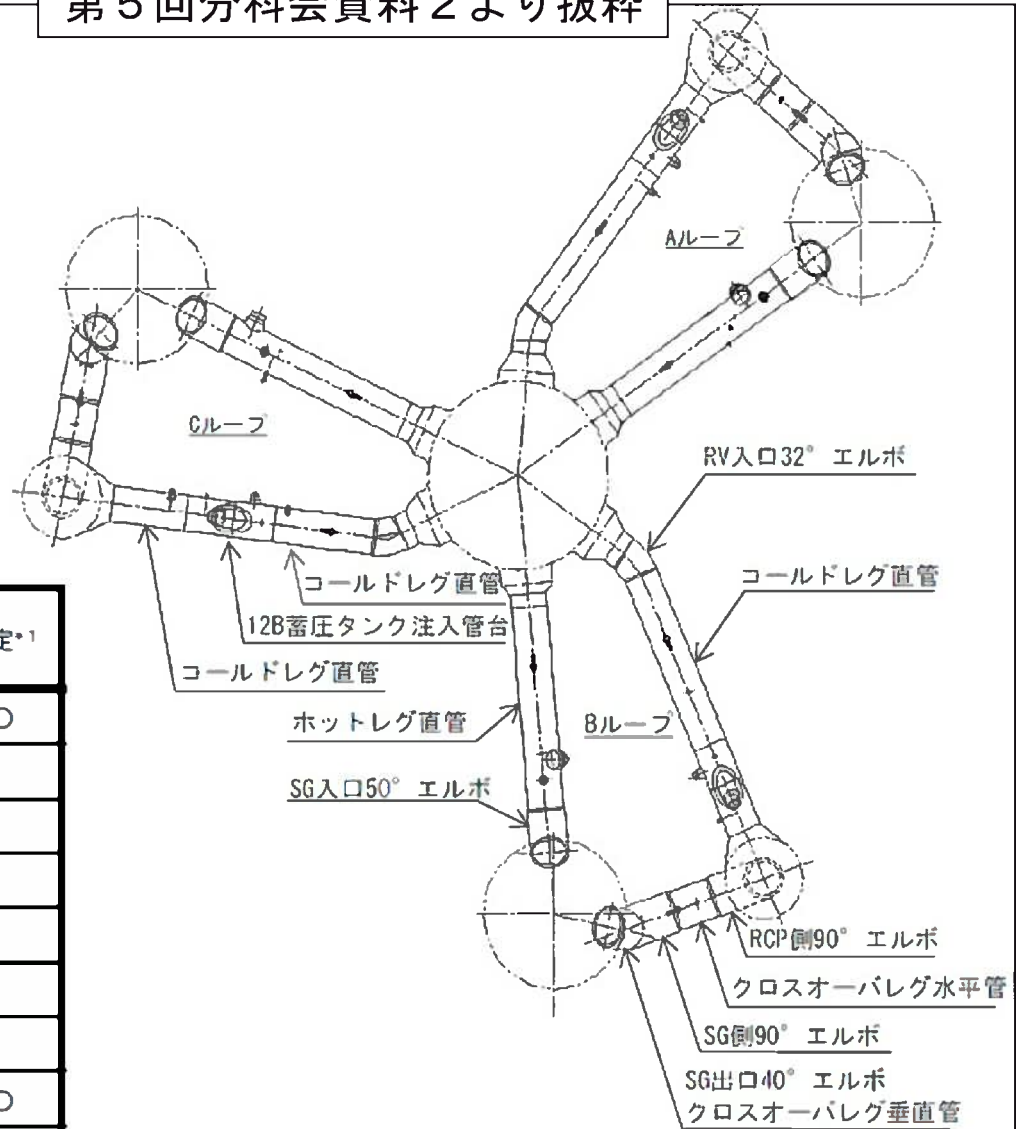
第5回分科会資料2より抜粋

## 1.2 評価点の抽出

熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多いほど大きく、また、破壊評価は応力が大きいほど厳しくなることから、1次冷却材管の全ての部位から評価点として以下を選定した。

### 【評価点】

- ① 応力が最も大きい : ホットレグ直管
- ② フェライト量が最も多い : コールドレグ直管



川内1号炉 1次冷却材管の熱時効評価対象部位

評価部位	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	応力 [MPa]	選定*1
ホットレグ直管	約17.8	約321.1	約152	○
SG入口50° エルボ	約20.5	約321.1	約117	
SG出口40° エルボ	約14.8	約283.6	約69	
クロスオーバーレグ直管 (垂直管)	約14.9	約283.6	約66	
クロスオーバーレグSG側90° エルボ	約18.1	約283.6	約62	
クロスオーバーレグ直管 (水平管)	約17.0	約283.6	約61	
クロスオーバーレグRCP側90° エルボ	約15.9	約283.6	約69	
コールドレグ直管	約22.3	約283.6	約105	○
RV入口32° エルボ	約18.1	約283.6	約91	
蓄圧タンク注入管台	約20.5	約283.6	約143	

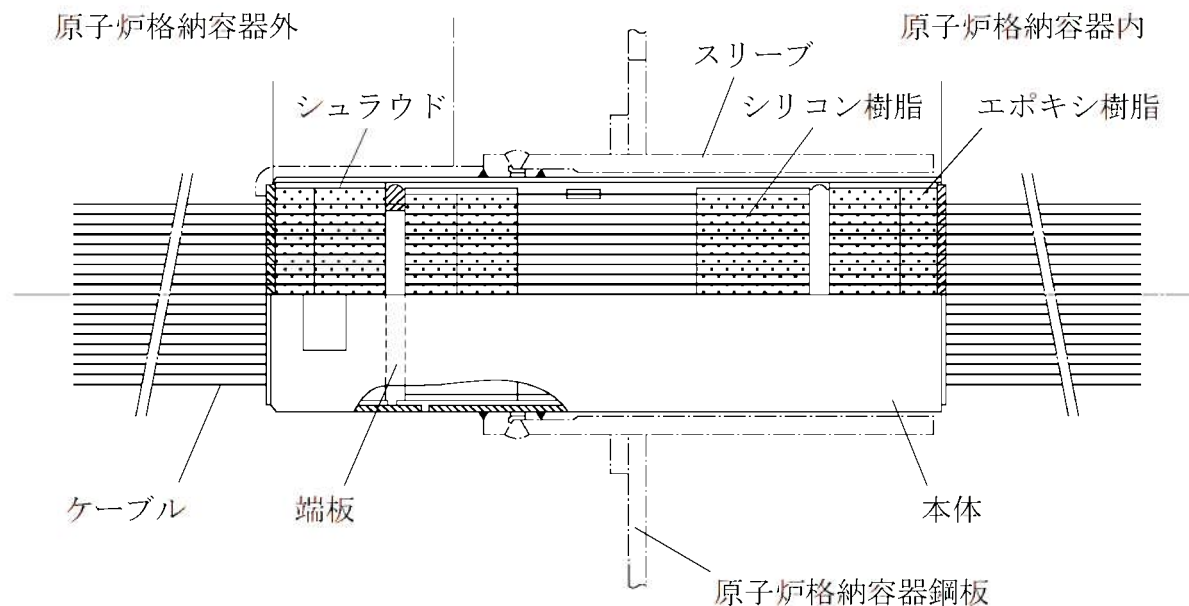
\*1 : 弾塑性破壊力学的解析手法に基づく評価を実施

1. 質問事項

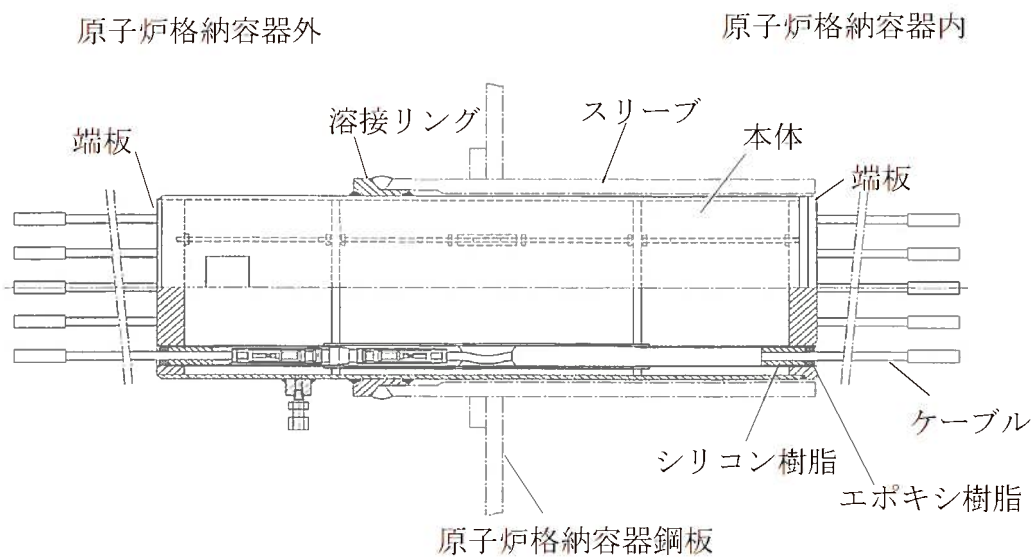
電気ペネの構造図をすべて示すこと。

2. 回答

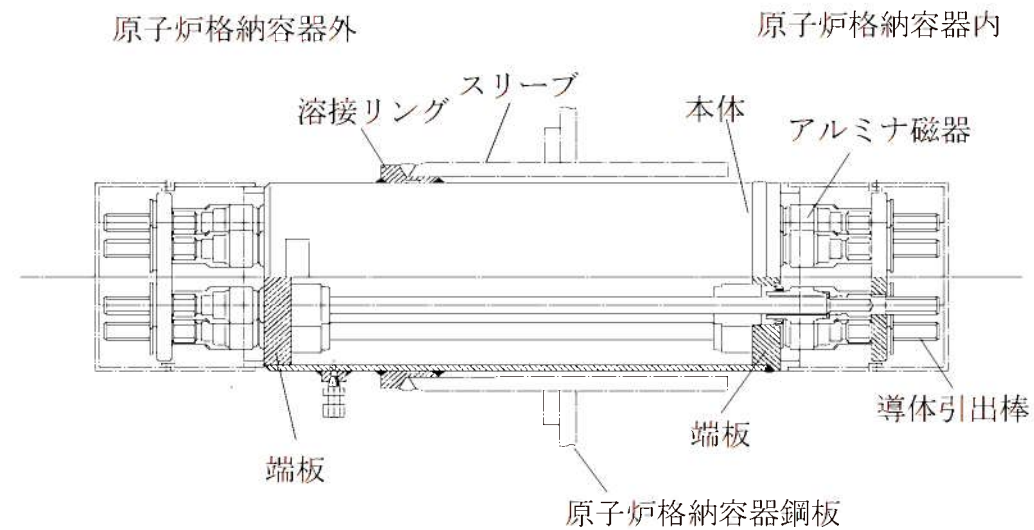
以下の電気ペネ（ピッグテイル型、三重同軸型、ブッシング型）の構造図を示す。



ピッグテイル型電線貫通部の構造



三重同軸型電線貫通部の構造



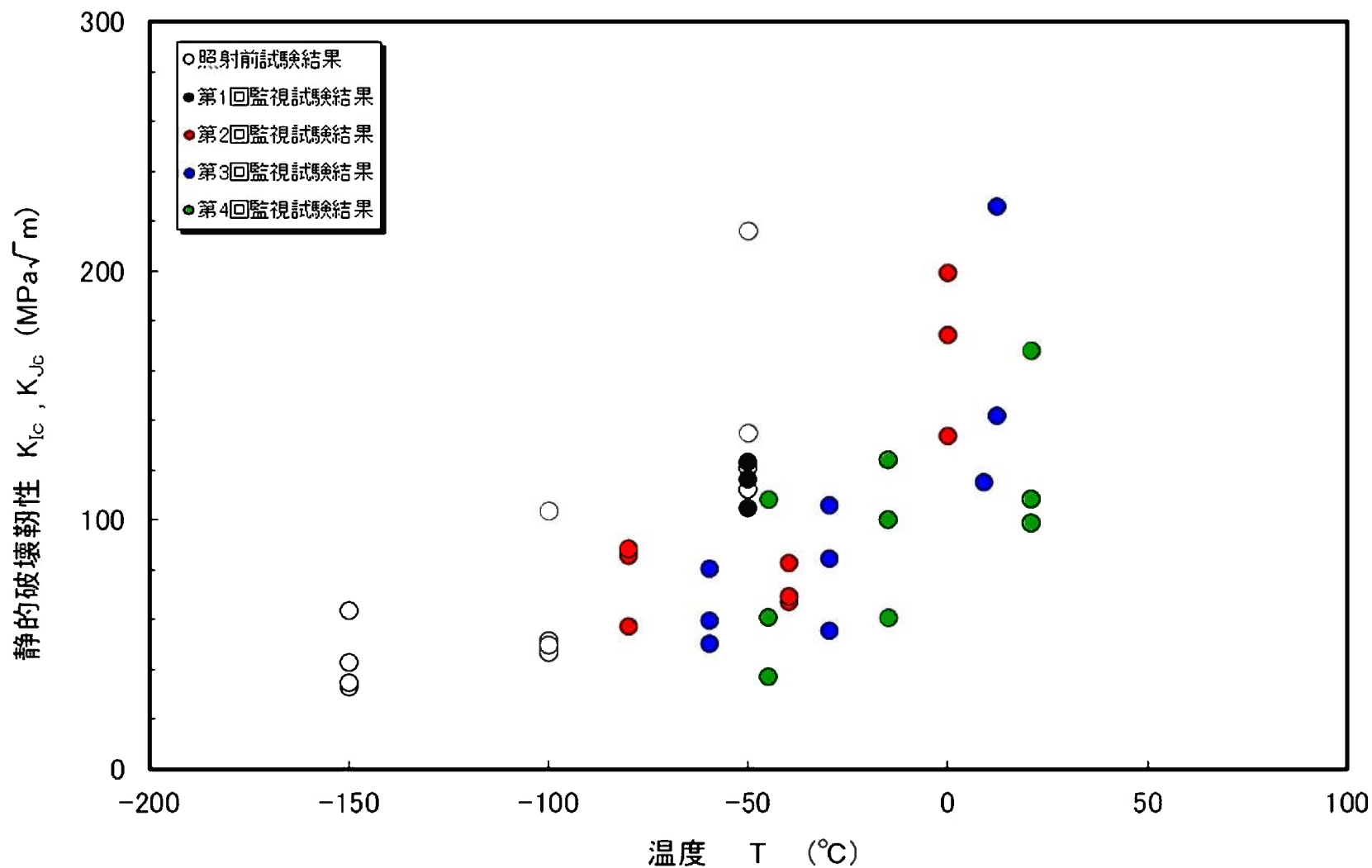
ブッシング型電線貫通部の構造

1. 質問事項

原子炉容器の具体的な破壊靱性値の実測値を示すこと。

2. 回答

原子炉容器の具体的な破壊靱性値の実測値について、下図に示す。



1. 質問事項

バッフルフォーマーボルトについて、ボルトの配置と応力履歴が分かるものを提示すること。

2. 回 答

(1) バッフルフォーマボルト（以下「BFB」という。）に発生する応力はスウェリングによるバッフル構造の変形の影響を受ける。

スウェリングによる構造変形の影響程度を比較するため、図1に示す取り付け位置の違う2本のBFBに着目する。

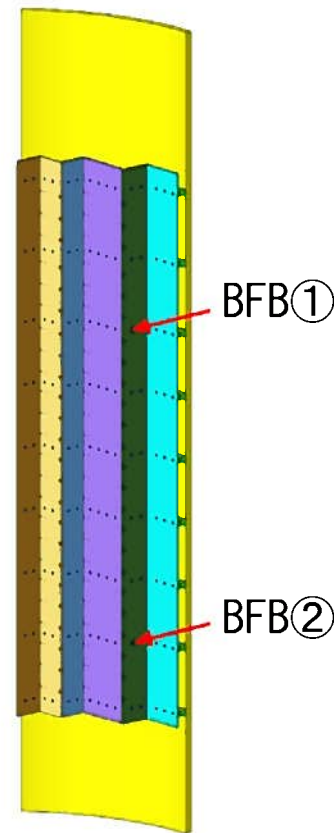


図1 バッフル構造全体図



(2) スウェリングによるバブル構造の変形は、中性子照射量（中性子束）及び温度に依存する。

- ・ 図2に中性子照射量分布を示す。BFB①とBFB②では中性子照射量はほぼ同等。
- ・ 図3に温度分布を示す。BFB①の位置付近より、BFB②の位置付近の方が温度が低い。

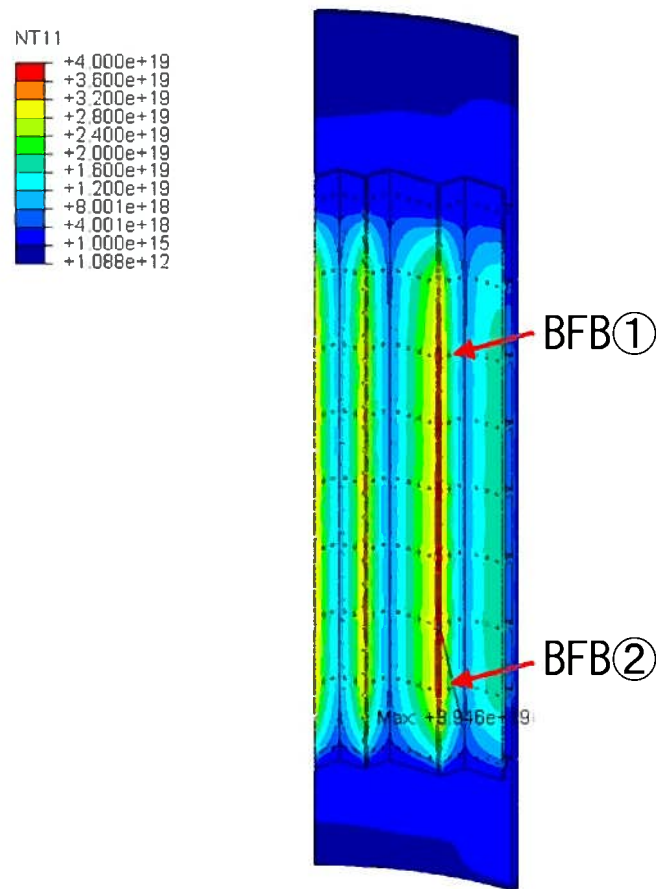


図2 中性子照射量分布図  
(単位：n/mm<sup>2</sup>/y、鳥観図)

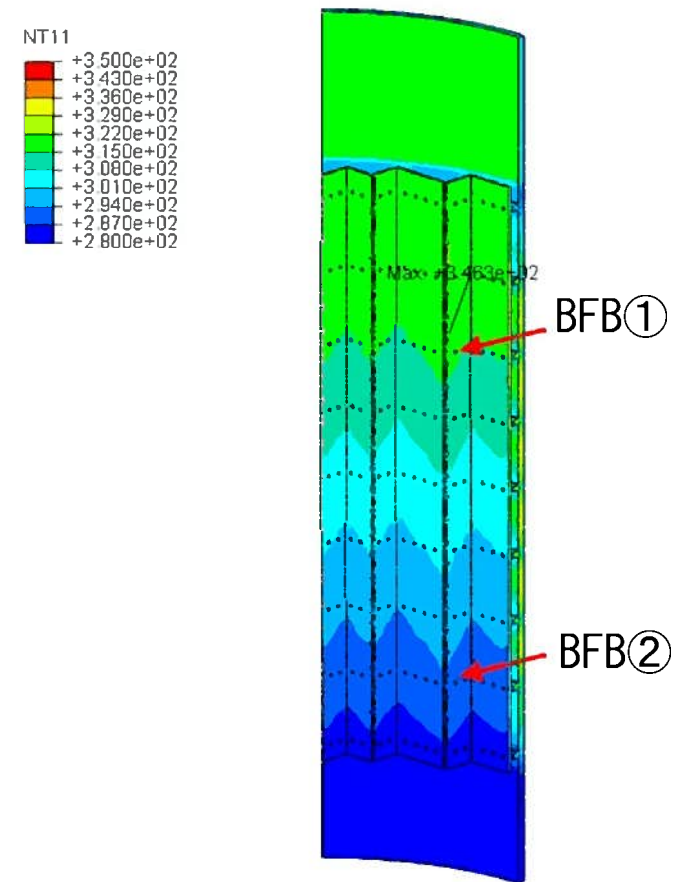


図3 温度分布図  
(単位：°C、鳥観図)

(3) 図2、3に示す中性子照射量及び温度をインプットとして算出したバッフル構造全体のスウェリングによる変形を図4に示す。

- ・ BFB①付近のバッフル板は時間経過とともにスウェリングにより変形しており、BFB①自体も影響を受け変形している。
- ・ BFB②付近のバッフル板はスウェリングによる変形量は小さく、BFB②の変形もBFB①に比べて小さい。

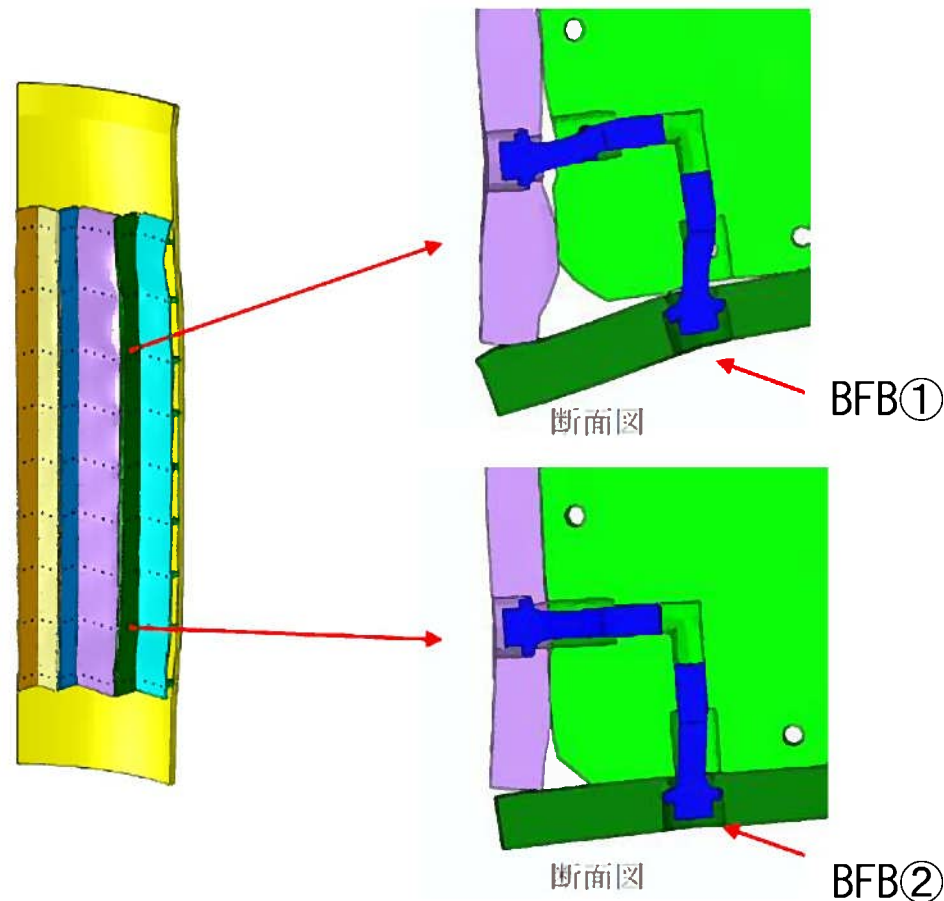


図4 時間経過 (50万時間) によるBFB付近変形  
(単位 : mm/mm、×100)

(4) この2本のBFB首下部の最大応力履歴図を図5に示す。図5に示すとおりBFB①②とも運転初期は照射下クリープにより応力緩和する。

- ・ しかしながら、BFB①は時間経過とともにバッフル構造が変形する影響で応力が高くなる。
- ・ 一方、BFB②は時間経過したとしても、バッフル構造の変形が軽微であるため、応力が高くない。

以上のことから、中性子照射量が同等である場合でも、部位によってバッフル構造の変形量が異なるため、BFBの応力履歴が異なる。

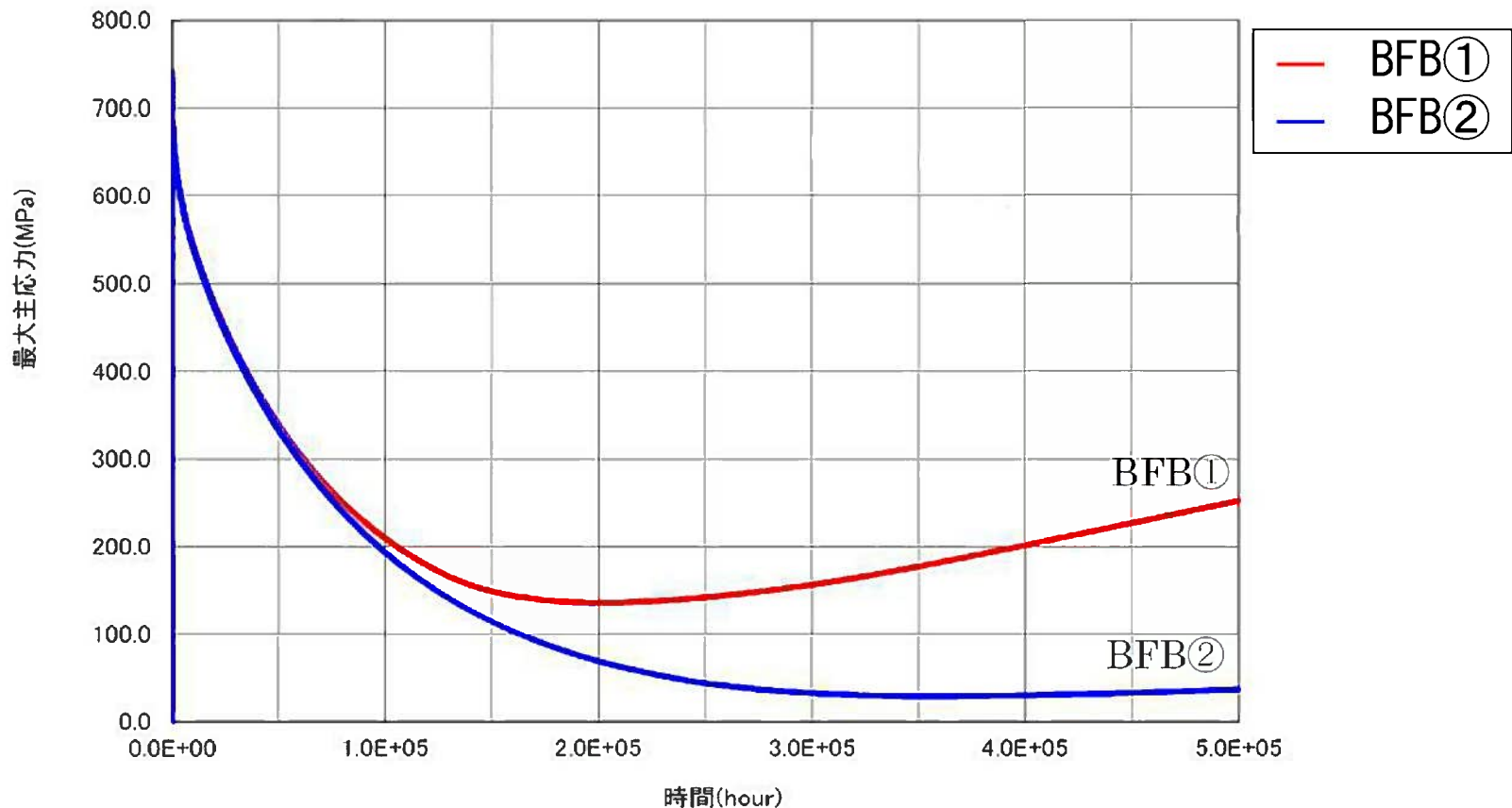


図5 ボルト首下部の最大応力履歴図

**参考** 中性子照射量の比較的高い第6列の縦一列の9本のボルトの応力履歴を以下に示す。

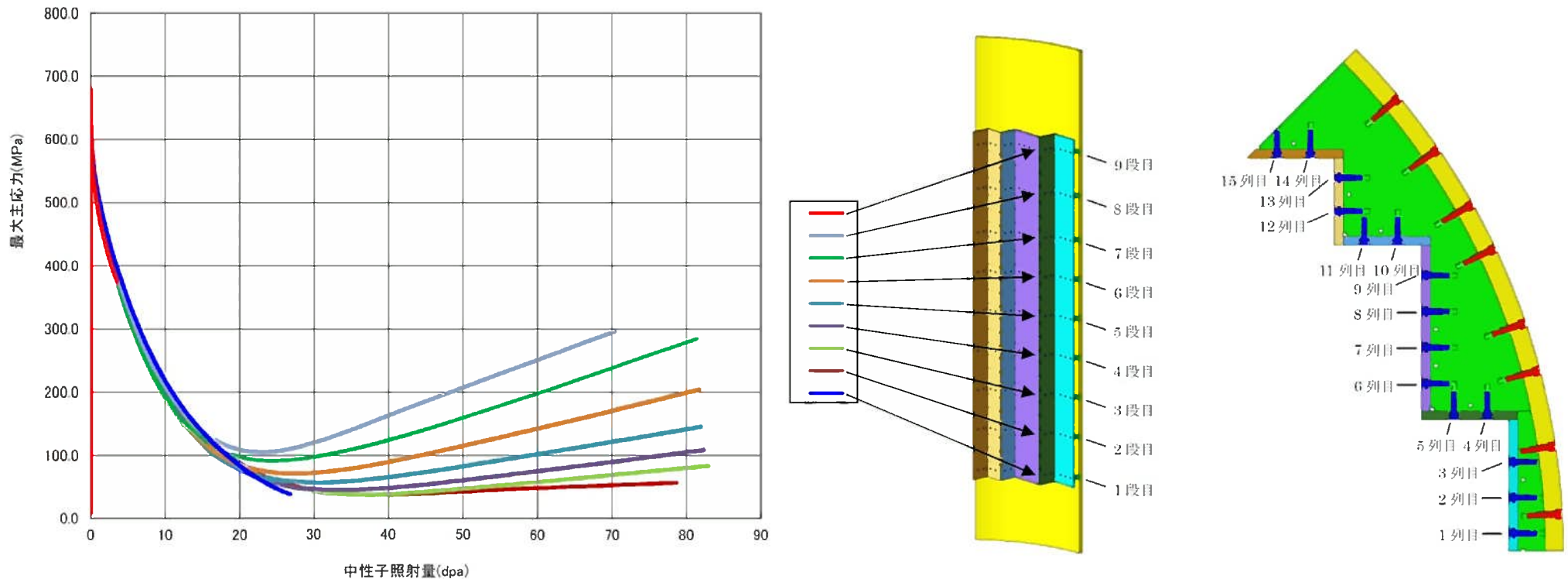


図6 第6列のBFB最大応力-照射量線図

## 1. 質問事項

第5回分科会の資料4では、アトムプローブ測定結果として、銅、ケイ素、リン、炭素が示されているが、マンガン、ニッケルについても測定されているのか。

## 2. 回 答

マンガン、ニッケルも測定しています。



1. 質問事項

原子炉容器のサポート部など、原子炉容器以外の中性子照射脆化の評価内容を示すこと。

2. 回 答

○以下に示す原子炉容器以外の部位については、炉心近傍に位置し、中性子照射量が高いことから、中性子照射脆化の評価を実施しており、その評価内容を以下に示す。

- ①炉心そう
- ②原子炉容器サポート

①炉心そう

構造強度上重要である炉心支持構造物のうち、中性子照射量が最も高い部位として炉心そうを評価対象としている。評価内容については、第5回分科会にて回答済み。(資料4 (No. 4-11))

②原子炉容器サポート

○原子炉容器サポートは、他の重機器サポートに比べて炉心に近いため、プラントの供用期間中に受ける中性子照射によってサポート使用部材の機械的性質が変化(脆化)し、材料の靱性が低下する可能性があることから、評価を実施している。

○なお、評価部位は、原子炉サポートのうちせん断荷重が大きいサポートリブ(図1 参照)とし、原子炉容器サポートの最低使用温度(21℃)を基準としてSs地震が発生したとき、製造時又は溶接時の欠陥を想定した場合に破壊靱性値( $K_{IR}$ )と、応力拡大係数( $K_I$ )を比較することで、脆性破壊が発生するか否かを破壊力学評価を基に検討した。

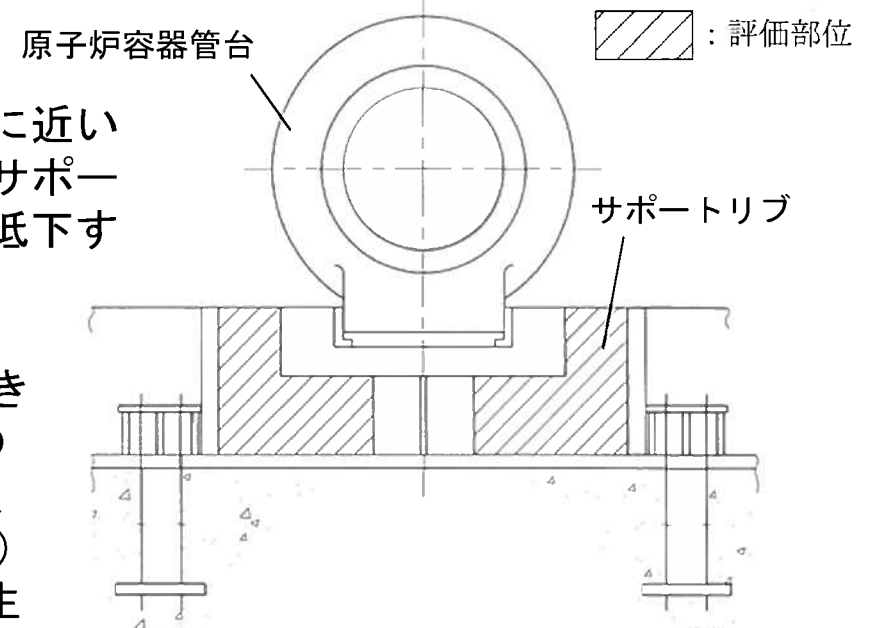


図1 原子炉容器サポートの照射脆化評価部位



○評価に用いるサポートリブ（炭素鋼（SM50B））の破壊靱性値（ $K_{IR}$ ）評価は、ASME Section III Appendix Gに記載されている評価式に基づき、サポートリブの破壊靱性値を算出した結果、 $32.3\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となる。

○また、評価に用いる応力拡大係数（ $K_I$ ）は、Raju-Newmanの式※に基づき算出した結果、 $4.6\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となる。

※ 「STRESS-INTENSITY FACTOR EQUATIONS FOR CRACKS IN THREE-DIMENSIONAL FINITE BODIES SUBJECTED TO TENSION AND BENDING LOADS」  
J. C. Newman, Jr. and I. S. Raju

○以上より、サポートリブはプラント運転開始後60年時点で、原子炉容器サポートの最低使用温度においてSs地震が発生したとしても、評価にて得られた応力拡大係数 $K_I=4.6\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ は、破壊靱性値 $K_{IR}=32.3\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を下回っていることから、原子炉容器サポートの健全性は保たれると判断できる。