

接近ができず、直接の目視点検等が不可能な部位に対する健全性の確認方法及び判断基準等について

【説明概要】

直接目視試験を行った原子炉格納容器において、干渉物等により点検が困難な部位については、その周辺の塗膜等の状況から健全性の確認を実施した。判定基準としては、「原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食がないことを確認する」と設定し点検を行った。

遠隔試験装置を用いて目視試験を行った原子炉圧力容器においては、点検対象部位や形状に合わせた試験装置を適用したことにより点検が不可能な部位はなかった。

➤ 狭隘部、高所等でアクセス困難な部位の評価と点検対応

- ・原子炉格納容器内に設置されている干渉物等により、構造的に直接の目視試験が困難な狭隘部等については、**その周辺の同雰囲気中にある塗膜等の状況を確認し、健全性***を評価した。
- ・通常時において、既存設備の床面や機器点検架台からの目視試験により確認できる範囲は限定されることから、**特別点検では仮設足場を各所に設定して高所等の点検部位に近付ける状況を確認し、目視試験を実施**
- ・原子炉格納容器内鋼板の**すべての目視試験部位に対して、これらの対応で点検・評価を実施**

* 目視試験による健全性の判定基準としては、「原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある**塗膜の劣化や腐食がないことを確認する**」と設定している。



仮設足場組立前



仮設足場組立後

➤ アクセス困難な部位の評価の妥当性

・アクセス困難な部位の代表として、サプレッション・チェンバ外面上部に位置する気相部外面の傾斜部が挙げられる。点検はサンドクッション上に仮設足場を設けて実施したが、上部空間は徐々に狭まりアクセスが出来ない。さらに上部は、鋼板部と躯体との隙間が約5 cmの狭隘な構造である。このため、直接目視試験ができないことから、上記のとおり、周辺の確認可能な部位の点検を行った。この扱いの妥当性は以下のとおり。

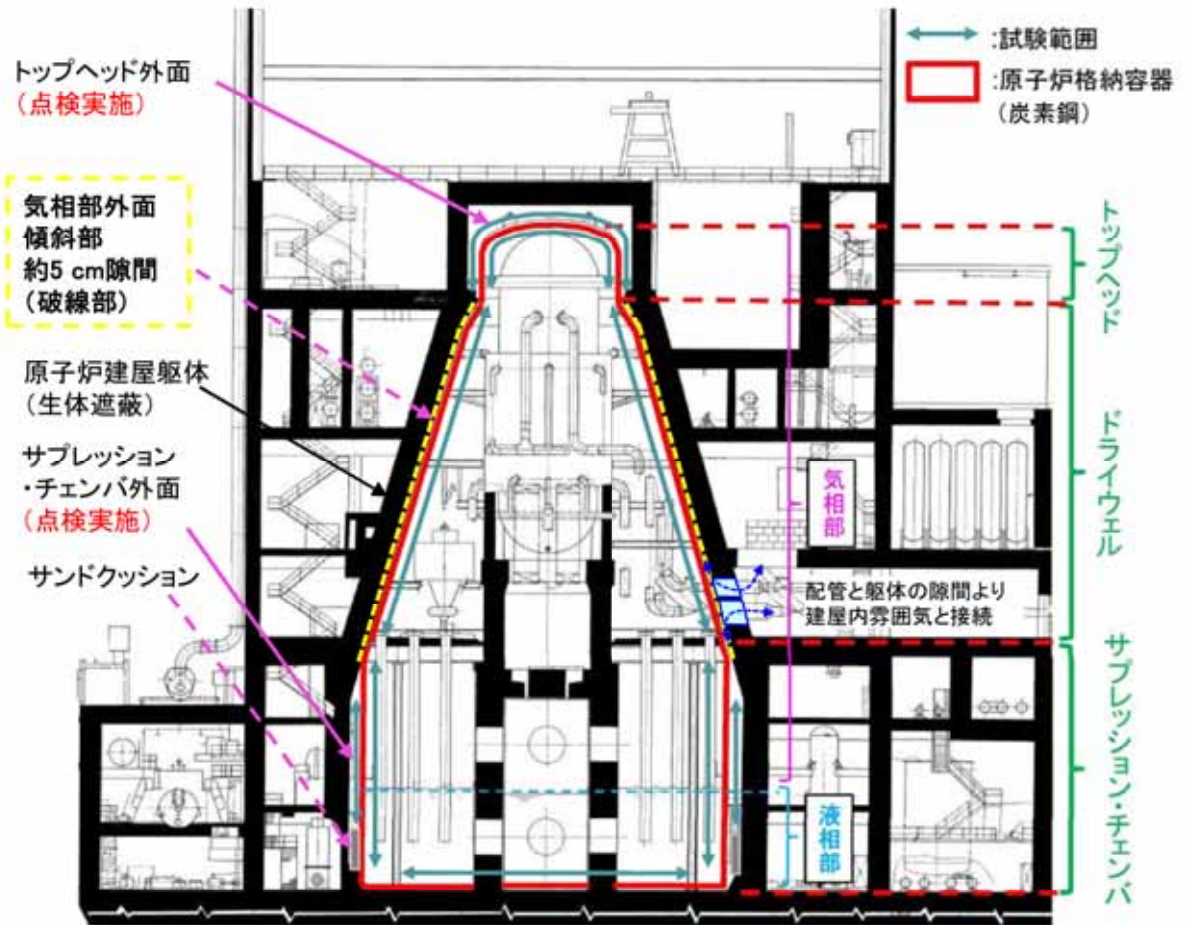
【腐食・劣化に影響する空間雰囲気共通性】

- ・当該傾斜部は、サンドクッション部上部の**入域・点検可能な範囲と繋がった空間**であり、空間雰囲気は共通
- ・また、当該部の配管貫通部は躯体と配管との間に隙間がある。これにより**当該傾斜部は原子炉建屋内とも繋がっており、建屋内の雰囲気温度及び湿度の空気との換気が発生**

【周辺の点検部位の代表性】

周辺の点検部位として、以下の点検を行うことにより、当該傾斜部の環境条件等を包含して**代表性があると判断**

- ・**トップヘッド外面** (約144℃*1)
⇒原子炉圧力容器に近いことで**比較的溫度が高く、塗膜の劣化の観点で厳しい。**
- ・**サプレッション・チェンバ外面** (約13℃*2)
⇒サプレッション・チェンバの保有水があることで**比較的溫度が低く、湿分上昇・結露等による塗膜の劣化・発錆等の観点で厳しい。**



原子炉建屋 断面図

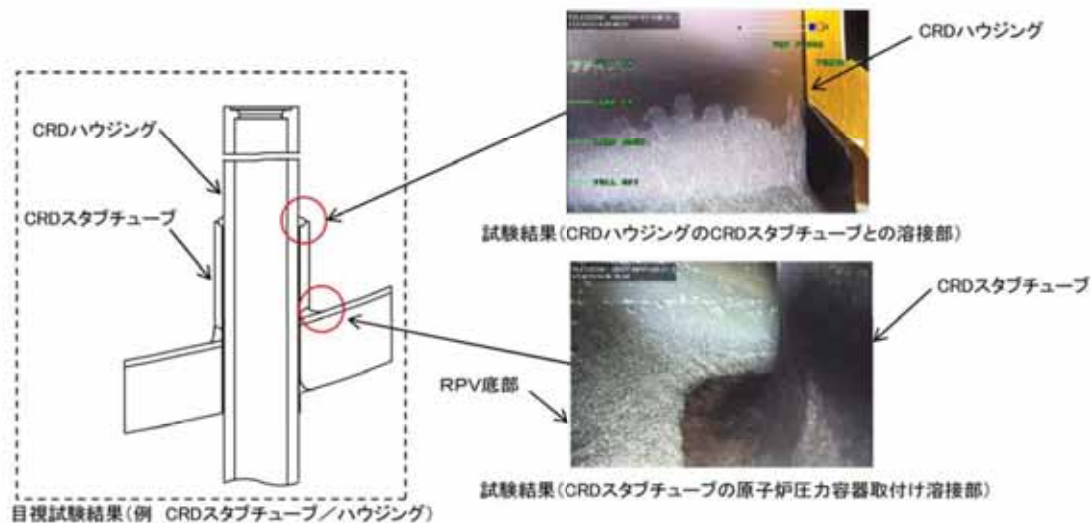
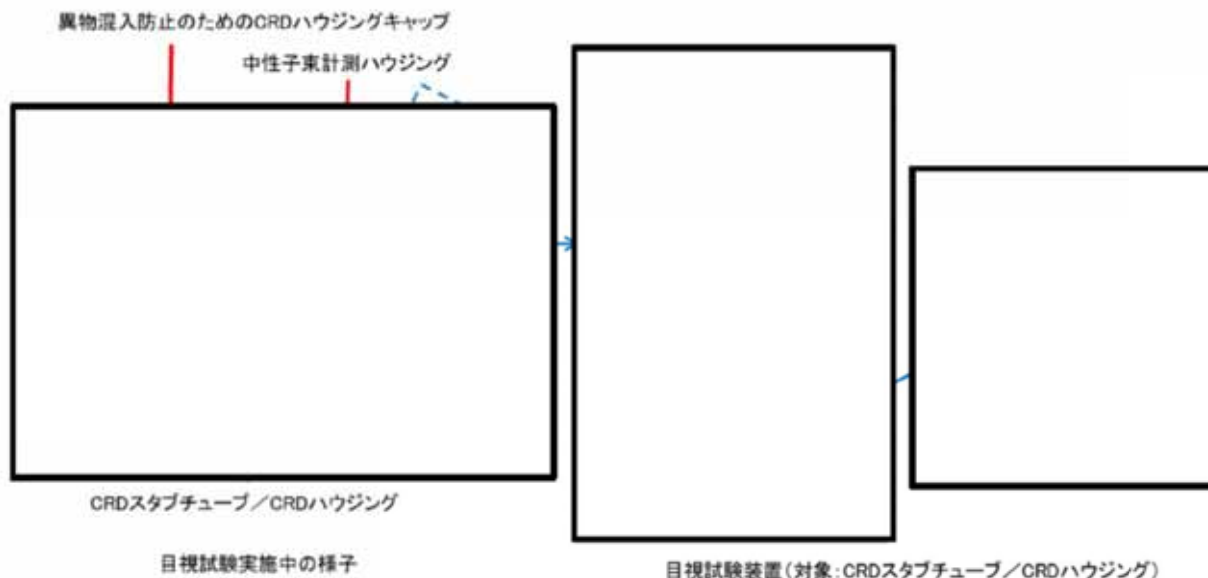
□ : 配管貫通部(例)

*1 東北地方太平洋沖地震時の格納容器頂部の到達温度
*2 至近の運転サイクルのサプレッション・プール水最低温度

(2) 原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(1/2)

➤制御棒駆動機構スタブチューブ他目視試験

点検対象部位や形状に合わせた試験装置を適用したことにより、点検が不可能な部位はなかった。

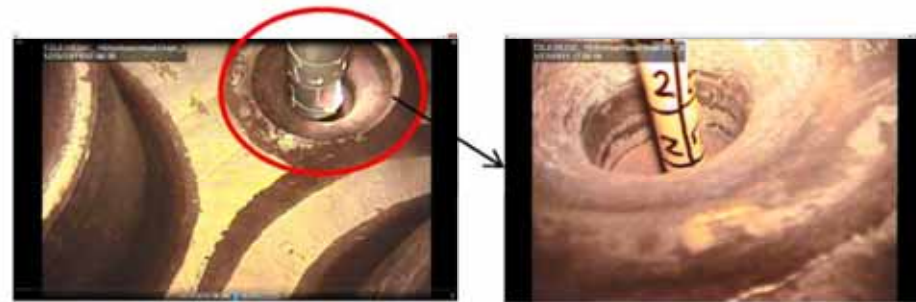
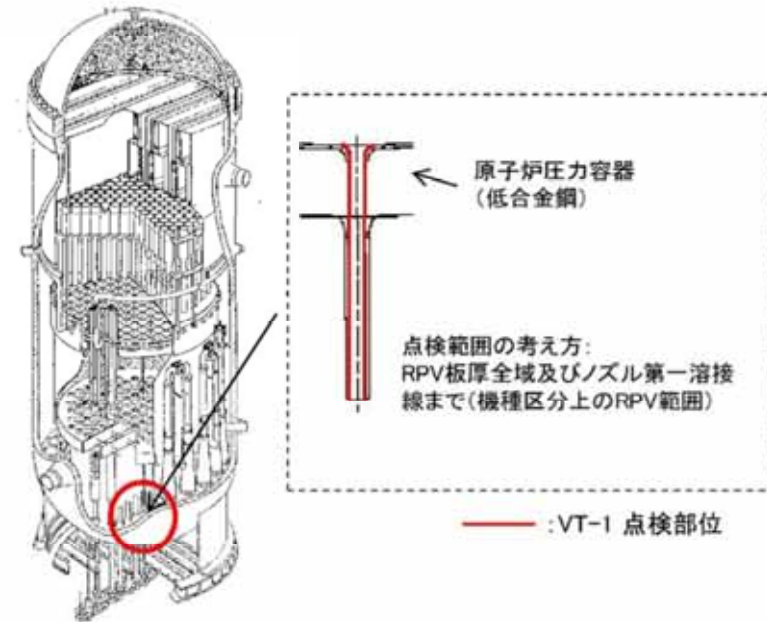


論点No.167-4

(2) 原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(2/2)

➤ドレンノズル目視試験

点検対象部位に合わせた試験装置を適用したことにより、**点検が不可能な部位はなかった。**



目視試験の様子

【論点No.167】

接近ができず、直接の目視点検等が不可能な部位に対する健全性の確認方法及び判断基準等について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.154

東海第二発電所の格納容器はMARK-II型であり、狭隘であるため、アクセスできない場所が多いと考えられるが、そのような部分の健全性を、どのように評価しているか。

P.2-5

No.155

格納容器ドライウェル部の点検において、目視点検のためのアクセスができないところが結構あるが、近辺の環境と差がない代替部位の点検で大丈夫というロジックについて、環境が同じというのは具体的にどのようなことを意味している、どう判断しているのか。温度条件や水分等もほぼ同じであるという判断を行っているのか。環境が均一になっているということは十分に確認できるのか、説明すること。

P.2.3

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.282

③経年劣化は人の眼・検査チェックにより、メンテナンスして寿命を延す説明でしたが、災害は人的ミスにより拡大します。この考え方は改めるべき！(点検出来ない場所も有る) P.2,3

No.824

〈設備の老朽化が考慮されていない〉

適合性審査は、設備が新品同様であること(難燃性ケーブルなども含め)が前提となっており、炉心内部の確認不可能な箇所の老朽化については考慮されていない。

No.836

P.4,5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針」特別点検参照

(6)テレビカメラによる炉内の目視検査(施設設備の老朽化)

P.4,5

原子炉内構造物の劣化状況を確認するため、主に水中テレビカメラを使って目視検査するようであるが、障害物あったり、場所が狭くて確認できない範囲が相当あるはずである。こうした確認できない部分は、どのように確認するのか心配である。また、水中の照明や画像の解像度に限界があるため、傷の大きさや割れの深さ等を確実に検査できるか疑問である。

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針」特別点検参照

No.1011

原子炉の製造に携った人の話では福島第一原発の原子炉と同型の東海の原子炉のペDESTALは30年耐応を前提とした物だそうです。8年も使わず、しかも老朽化しているはずの炉にシビアアクシデントに耐える完全さが望めるのでしょうか。現に原子力圧力容器の特別点検の結果有意な欠陥は認められなかったとありますが、母材及び溶接部は点検可能な炉心領域すべて、そして基礎ボルトも試験可能なボルトの強度だけだとしています。これでは一番肝心な点検(つまり点検不可能な箇所の点検＝危険をはらんでいる)が抜け落ちていると言えませんか。

P.4,5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針」特別点検参照

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

検査結果等の客観的な信頼性の確保について(第三者における評価・検討等を含む)

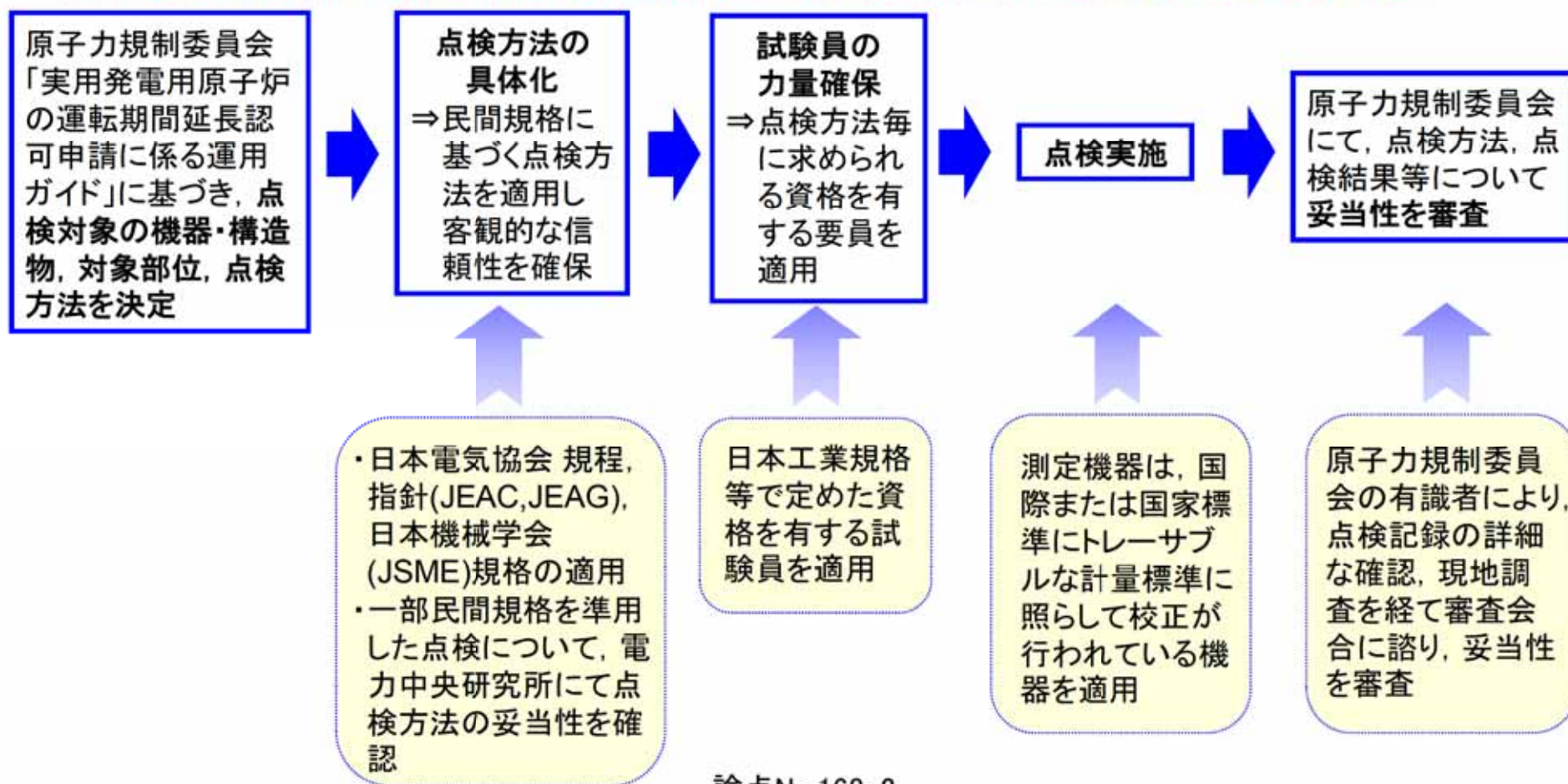
【説明概要】

特別点検の実施にあたっては、民間規格に基づく点検方法の適用、日本工業規格等で定めた資格を有する試験員を適用することで客観的な信頼性を確保している。一部民間規格を準用した点検については、第三者である電力中央研究所により点検方法の妥当性を確認しており、客観的な信頼性を確保している。

また、運転期間延長認可申請に伴う原子力規制委員会の審査においては、点検方法、点検結果等について、有識者による点検記録の詳細な確認、現地調査を経て審査会合に諮り、客観的に妥当性が確認されている。

客観的な信頼性の確保(1/3)

- 特別点検の実施にあたっては、民間規格に基づく点検方法の適用、日本工業規格等で定めた資格を有する試験員を適用することで客観的な信頼性を確保している。
- 一部民間規格を準用した点検については、第三者である電力中央研究所により点検方法の妥当性を確認しており、客観的な信頼性を確保している。
- また、運転期間延長認可申請に伴う原子力規制委員会の審査において、点検方法、点検結果等について、有識者による点検記録の詳細な確認、現地調査を経て審査会合に諮り、客観的に妥当性が確認されている。



東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(1/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
1	母材及び溶接部 (炉心領域)	超音波探傷試験 (UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
2	給水ノズルコーナー部 全数6箇所 (最も疲労累積係数が高い部位)	渦電流探傷試験 (ECT)	<p>JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」準用</p> <p>給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり, 一般的には磁性体は磁気的特性のバラつきが大きく, 非磁性体の場合と比較すると磁気ノイズによりSN比が低下し亀裂の検出が困難となることが知られている。そのため, 給水ノズルコーナー部におけるECTの欠陥検出性を確認するために, 実機と同材質(基礎試験は同等品)の試験体を用いて基礎試験及び実機適用試験を実施した。また, 実機適用試験では実機給水ノズル形状試験体に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適用試験の成果を踏まえ, 試験要領及び欠陥判定方法を設定した。</p> <p>点検方法は, 実機適用試験について, 試験計画の内容確認, 試験データの確認, 試験結果の評価, 及び実機適用にあたっての試験手順, 判定基準について, 電力中央研究所*に立会いを依頼し, 評価を頂き妥当であることが確認されている。</p>	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」

* 電力中央研究所
原子力発電所設備に係る非破壊検査に精通しており, 中立的かつ専門性の高い評価を得ることができる組織

東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(2/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
3	制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」 JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
4	ドレンノズル	目視試験(VT-1)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
5	基礎ボルト	超音波探傷試験(UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」 JANTI-SANE-G2「地震後の機器健全性評価ガイドライン[検査手法-配管・基礎ボルト等]」	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A

【論点No.168】

検査結果等の客観的な信頼性の確保について(第三者における評価・検討等を含む)

【委員からの指摘事項等】

No.156

特別点検における非破壊検査等の結果について、客観的に第三者にも評価してもらい、総合的な結果を説明してもらえないか。

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義の明確化について

【説明概要】

特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義は、各点検部位・点検項目の特徴に応じて適用される規程・指針等に基づき、それぞれ設定している。

○東海第二発電所の特別点検の各点検部位・点検項目における「有意な欠陥」の定義については、各部位・点検項目の特徴に応じて適用される規程・指針等に基づき設定しており、下表のとおり。

No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥
1	母材及び溶接部(炉心領域)	超音波探傷試験(UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し、検出されたエコーに供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
2	給水ノズルコーナー部 全数6箇所(最も疲労累積係数が高い部位)	渦電流探傷試験(ECT)	渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。 ⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。
3	制御棒駆動機構スタブチューブ、 制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング及び 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)	目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。 渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。 ⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。

注 JEAC/JEAG : 日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針
JSME : 日本機械学会

No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥*
4	ドレンノズル	目視試験(VT-1)	目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。
5	基礎ボルト	超音波探傷試験(UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し、検出されたエコーに供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	塗膜の割れ、欠け、剥がれ、膨れが認められ、下塗りが健全でなく、母材へ影響を及ぼす腐食を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」及び「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」(原子力規制委員会)に基づき設定した。

* 原子炉格納容器にあつては、「有意な塗膜の劣化や腐食」について定義する。

注 JEAC/JEAG : 日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針
JSME : 日本機械学会

No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工 事 名：原子炉圧力容器点検工事
設 備 名：原子炉本体
機 器 名：原子炉圧力容器

No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

(4) 評価

- ・距離振幅補正曲線の 20%を超える指示エコーについて、「JFAC4207」(2712 試験結果に基づく反射源の位置及び種類の解析) に記載の要領に基づき欠陥エコーか否かを判別する。
- ・容器の距離振幅補正曲線の 20%を超える指示について欠陥エコーか否かを判別できない場合には、製造時検査、供用前検査又は至近の供用期間中検査の記録と比較するとともに、必要に応じ他の屈折角や振動モードあるいは 2 次クレーピング波法又はその他の非破壊検査を行うことにより、欠陥エコーか否かを判別する。
- ・欠陥エコーについては、欠陥の種類を特定し、ひび又は割れ等の有害な欠陥か否かを判別する。

V 判定基準

以下のいずれかを満足すること。

- ・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の 20%以下であること。
- ・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の 20%を超える場合には、その欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと。

No.2 給水ノズルコーナー部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工事件名：給水ノズルコーナー部点検工事
設備名：原子炉本体
機器名：原子炉压力容器

No.2 給水ノズルコーナ一部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

渦電流探傷試験は、社団法人 日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年度版)」(以下「維持規格」という)及び社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAG 4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG4217」という)を参考に、給水ノズルコーナ一部に対する渦電流探傷試験の適用性を確認した「給水ノズルコーナ一部点検検討委託 平成26年度報告書」(以下「委託報告書」という)に基づき実施する*。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。

※ 別紙「給水ノズルコーナ一部点検検討委託 平成26年度報告書」(抜粋) 参照

(1) 試験要領

基準感度及び位相角の設定及び確認

①時期

- a. 基準感度及び位相角の設定は、検査開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 検査終了時に、基準感度及び位相角の確認を行う。ただし、長時間連続して検査を行う場合は、検査終了時に加えて、検査期間内にも基準感度及び位相角の確認を適宜必要に応じて実施する。

②方法

- a. 基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人工きずに対して直交する方向にプローブを走査して得られたリサージュ波形を用いて、基準感度、位相角の設定及び確認を行う。
- b. プローブの試験コイルの一部が故障した場合は故障した試験コイルによる検査結果を無効とし、無効になった検査範囲について正常な試験コイルにより再検査を行う。ただし、評価に影響を及ぼさない場合は再検査を省略できる。

(2) 試験

- ①プローブは給水ノズルコーナ一部を周方向に走査する。
- ②プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。
- ③検査部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。

(3) 記録

①指示部の記録(記録を要する指示)

委託報告書に基づき指示部の位置及び最大振幅値を求め、記録する。

(4) 判定

- ①委託報告書に基づき欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定する。

V 判定基準

欠陥の疑いのある指示部がないこと。

欠陥の疑いのある指示部があった場合、その指示部が有意な欠陥によるものではないこと。

- No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング,
中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル
目視試験(MVT-1), 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋
- No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工 事 件 名：制御棒駆動機構スタブチューブ等点検工事
設 備 名：原子炉本体
機 器 名：原子炉圧力容器

No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル 目視試験(MVT-1), 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

検査は社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」及び JEAG4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG-4217」という)に準拠して実施する。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。

1. 目視試験

MVT-1

水中テレビカメラを用いた遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常の有無を確認する。

VT-1

遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常の有無を確認する。

2. 渦流探傷試験

渦流探傷試験により、欠陥の有無を確認する。検査手順は添付資料-3のとおり。

(1) 試験要領

基準感度及び位相角の設定及び確認

①時期

- a. 基準感度及び位相角の設定は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 基準感度及び位相角の確認は、試験終了時及び試験員が交替したとき、また適宜必要に応じて実施する。

②方法

基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人口きずを交差する方向にプローブを操作し、その際に検出されるきず信号の振幅及び位相角を基準値に設定する。

(2) 試験

- ①プローブは制御棒駆動機構ハウジング内面を円周方向及び軸方向に走査する(中性子計測ハウジング内面は軸方向にのみ走査する)。
- ②プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。
- ③試験部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。

(3) 記録

①指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において20%以上の指示部の位置及び最大高さを求める。

(4) 判定

- ①欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定する。試験部で予想される欠陥以外の信号は以下の通りである。
 - a. リフトオフ信号
 - b. 表面うねり信号
 - c. 形状信号
 - d. 電磁気的信号

V 判定基準

1. 目視試験

MVT-1

表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

VT-1

表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

2. 渦流探傷試験

基準感度の20%以上の指示部がないこと。

基準感度の20%以上の指示部があった場合、その指示部が欠陥によるものではないこと。

No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工 事 件 名：原子炉格納容器内面他点検工事
設 備 名：原子炉压力容器支持構造物
機 器 名：原子炉压力容器基礎ボルト

No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

超音波探傷試験

超音波探傷試験は、社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAC 4207-2008「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(以下「JEAC4207」という)及び社団法人 日本原子力技術協会 JANTI-SANE-G2-第1版「地震後の機器健全性評価ガイドライン【検査手法-配管・基礎ボルト等】」に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

1. 使用機材

(1) 超音波探傷器

パルス反射式の超音波探傷器を用いる。

(2) 探触子

- ① 探触子は、使用する探傷器の仕様適合するものを使用する。
- ② 探触子は、垂直探触子を用いる。
- ③ 超音波の伝ばをよくするために、くさび(探触子シュー)を用いてよい。この場合、試験に使用するくさびをつけて校正を行う。
- ④ 周波数は、0.4MHz～15MHz、超音波のモードは横波又は縦波とし、後述する基準感度に調整できるものを選択する。
- ⑤ 振動子の大きさは、試験部の形状及び寸法に対して適合しており、超音波が十分透過するものを選択する。

(3) 接触媒質

水、油、グリセリン、ひまし油又はソニコート等超音波の伝ば性がよく、試験部に対して有害でないものを使用する。またメーカーの品質保証期限があるものについては有効期限内にあるものを使用する。

2. 試験要領

(1) 時間軸、基準感度の調整及び確認

① 時間軸の調整及び確認

1) 時期

- a. 時間軸の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、探触子、くさび、接触媒質、ケーブル及、部品など)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 時間軸の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。

2) 方法

時間軸の調整及び確認は、JIS Z 2345 に規定された標準試験片、図面、記録などにより寸法を確認できる試験対象ボルト、又は試験対象ボルトと超音波特性(主として音速と減衰)の同等な材料で作られた既知の寸法の試験片を用いて行う。

② 基準感度の調整及び確認

1) 時期

- a. 基準感度の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、探触子、くさび、接触媒質、ケーブルなど)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 基準感度の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。
- c. 上記 b 項の確認で 2dB 以上の感度変動が確認された場合は、最後に確認された時点以降の試験は無効とし、新たな調整を実施し、無効になった試験対象ボルトについて再試験を行う。

2) 方法

- a. 基準感度の調整は、原則、試験対象ボルトの設置面中央付近で行う。但し、設置面中央付近に溝などの超音波の伝ばへの影響要因が存在する場合は、設置面外周付近の探触子が安定する部分で基準感度を設定してもよい。
- b. 探触子設置側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせた時の感度とする。
- c. 底面側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせ、その4倍の感度とする。

(2) 試験

- ① 探触子はボルト端面の周辺付近を円周方向に走査する。
- ② 探触子の走査速度は 150mm/秒以下とする。
- ③ 試験時の探傷感度は基準感度の2倍以上とする。

(3) 記録

① Aスコープ表示の記録

- a. 表示の範囲は、底面エコーを含む試験対象ボルトの全範囲とする。
- b. 各試験範囲の試験で調整した基準感度で表示する。

② 指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において5%以上のエコーを有する指示部の位置及び最大エコー高さを求める。

(4) 判定

① 上記の記録を要する指示は、次の場合を除き、欠陥とみなす。

- a. 試験対象ボルトの設置面外周付近で基準感度の調整を行った場合
 - b. 試験対象ボルトの設置面に探触子が密着しない状態で基準感度の調整を行った場合
- ② 上記 a 及び b 項に該当する場合は、試験対象ボルトの設置面を平坦に仕上げ、中央付近で基準感度を調整し、再試験を行う。
- ③ 欠陥とみなした場合でも、次の判定に有効な方法により、指示エコーが欠陥によるものかどうかを判定する場合は、別途手順を定める。
- a. ねじ溝を起点とする表面欠陥によるものかどうかの判定
 - b. 形状によるものかどうかの判定

V 判定基準

基準感度による表示器目盛において5%以上のエコー(欠陥によるエコーに限る)がないこと。

No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書
(目視試験)

検査の属性：その他の評価検査
工 事 名：原子炉格納容器内面点検工事
設 備 名：原子炉格納施設
機 器 名：原子炉格納容器本体

No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

III 検査項目 非破壊検査

IV 検査方法 目視試験(VT-4)

目視試験は、社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」(以下「維持規格」という)に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

[VT-4]

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)を検出するための目視試験を直接目視試験あるいは遠隔目視試験にて実施する。

直接目視試験では、視角、欠陥識別度を改善するため、試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字(0.105inch)、気中部は Test Card の18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できることを確認する。

遠隔目視試験では、その欠陥の判別能力が直接目視試験と同等以上であることを確認するために、試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字(0.105inch)、気中部は Test Card の18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できることを確認する。

V 判定基準

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)がないこと。

【論点No.169】

特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義の明確化について

【委員からの指摘事項等】

No.157

原子炉圧力容器の超音波探傷試験による点検結果をはじめ、様々なところで「有意な欠陥はない」という表現が多数みられるが、「有意な欠陥」の定義を明確にすること。

P.2, 3

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

劣化状況評価における運転時の異常な過渡変化及び事故に関する考慮について

【説明概要】


劣化状況評価における低サイクル疲労評価では、運転時の異常な過渡変化等を考慮した評価とするため、これまでの運転経験より通常の発電所の起動・停止による過渡に加え、トラブル事象等による過渡についても実績過渡回数の中でカウントしている。

また運転開始後60年までの推定過渡回数については、前述の実績過渡回数をもとに余裕を考慮した回数を設定している。

【低サイクル疲労評価手法】

- プラント運転中に、運転時の異常な過渡変化や事故等のプラント過渡事象が発生した場合には、原子炉スクラム等に伴う冷却材の温度・圧力及び流量の変化により、材料内部で繰り返し応力が蓄積し、**システムに低サイクル疲労が発生する。**
- 低サイクル疲労評価では、学会標準に基づき、**通常の発電所の起動・停止による過渡に加え、トラブル事象等によるプラント過渡についても過渡条件及び過渡回数を設定した上で、疲労評価を行っている。**

No.	STEP	適用規格等	資料
1	過渡条件及び過渡回数を設定する。	社団法人日本原子力学会標準原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008(以下、「実施基準」という)の規定により実施	別紙
2	疲労累積係数(Uf)を算出し、許容値1を下回ることを確認する。	実施基準及び社団法人日本機械学会発電用原子力設備規格設計・建設規格(JSME S NC1-2005(2007年追補版を含む)(以下、「設計・建設規格」という)の規定により実施	—
3	原子炉冷却材に接液する部位については、環境疲労評価手法に基づく環境を考慮した疲労累積係数(Uen)を算出し、許容値1を下回ることを確認する。	実施基準及び社団法人日本機械学会発電用原子力設備規格環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)(以下、「環境疲労評価手法」という)の規定により実施	—

 :本資料説明範囲

○運転(過渡)条件の設定

- ・評価期間は、延長しようとする期間を踏まえて60年時点の評価を実施する。
- ・疲労評価で用いる過渡条件は下表に示すとおり、発電所の様々な運転条件による過渡事象をカウントする。

No.	運転条件	内容
1	ボルト締付け	原子炉圧力容器復旧(上蓋閉止)作業をカウントする。
2	耐圧試験	施設定期検査(トラブル含む)の原子炉圧力容器、耐圧試験をカウントする。
3	起動(昇温)	ホットエントリーを含めた一連操作をカウントする。
4	起動(タービン起動)	タービン起動から定格出力までの一連操作をカウントする。
5	夜間低出力運転(出力75%)	制御棒パターン変更、及びそれ以外の事象で出力75%以上での出力低下・復旧をカウントする。
6	週末低出力運転(出力50%)	制御棒パターン変更、及びそれ以外の事象で出力50%以上での出力低下・復旧をカウントする。
7	制御棒パターン変更	制御棒パターン変更のうち、出力変動(出力調整分)をカウントする。保守的に当該作業時の出力変動に応じて、上記5.又は6.もカウントする。
8	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	スクラムの事象毎に整理しカウントする。
9	給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	
10	スクラム(タービントリップ)	
11	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	
12	スクラム(その他スクラム)	
13	停止	施設定期検査に伴う停止、計画停止、スクラム停止をカウントする。
14	ボルト取外し	原子炉圧力容器開放(上蓋開放)作業をカウントする。

8-12: 運転時の異常な過渡変化等を考慮した運転条件
 論点No.170-3

○過渡回数の策定方針

- ・各過渡条件の繰り返し回数は、以下に示す「①実績過渡回数策定方針」と「②推定過渡回数策定方針」に基づき算出し、**今後の運転期間に対して余裕を考慮した設定**としている。疲労評価に用いた過渡回数を添付に示す。

①実績過渡回数策定方針

No.	項目	内容
1	試運転時の実績過渡回数	試運転時特有のものであり、実績過渡発生頻度には含めない。
2	取替機器の実績過渡回数	取替後の実績過渡回数を用いる。 ・スタッドボルトは第16回定期検査(1997年度)に取替を実施 ・原子炉再循環ポンプ出口弁は第24回定期検査(2009年度)に取替を実施

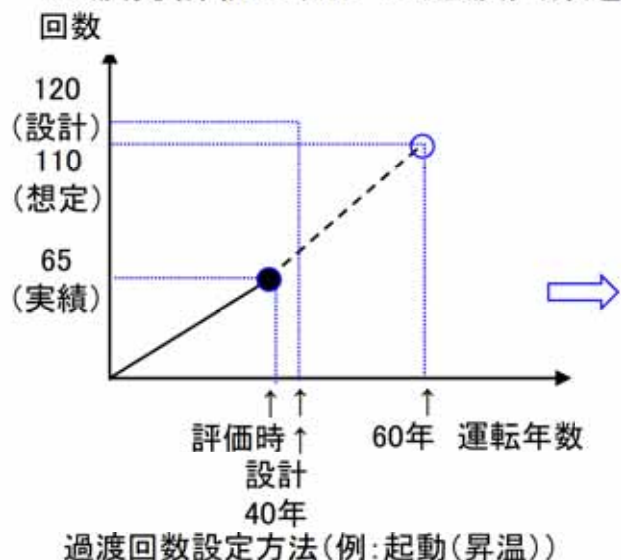
②推定過渡回数策定方針

- ・過渡回数の想定に当たっては、下表に示す推定過渡回数策定方針に基づき設定し、**今後の運転期間に対して発生回数に余裕を考慮した設定**を行っている。

No.	項目	内容
1	未経験過渡回数	運転実績で未経験過渡事象に対しては、推定過渡回数算出において1回と仮定し、発生頻度を求める。
2	今後の過渡回数設定の考え方	実績過渡発生頻度に1.5を乗じて、これに試運転時及び運転開始後の過渡回数を加算する。
3	取替機器の実績過渡発生頻度	未取替機器と同様に算出する。

<添付>

○疲労評価に用いた過渡回数を以下に示す。(運転時の異常な過渡変化等を考慮した運転条件を“→”で示す。)



【定義】
 設計過渡回数: 建設・設計時に運転年数40年を考慮して設計
 実績過渡回数: 評価時点までの発電所の運転実績から積上げ
 推定過渡回数: 評価時点以降の運用(前述した推定過渡回数策定方針を含む)を考慮し推定する。

【保守管理に関する方針書】
 今後の発電所の運転においては「疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。」

※1: 評価時点は2016年11月を評価時点に設定
 ※2: 耐圧試験では設計過渡回数を上回っているが、この推定過渡回数を用い疲労評価しても、十分許容値内にあることを確認済
 ※3: 発生実績がない場合(未経験過渡)は1回と仮定

運転条件	評価時点 ^(※1) までの実績過渡回数	運転開始後60年時点までの推定過渡回数	(参考)設計過渡回数
ボルト締付け	26	48	123
耐圧試験	72	132 ※2	130
起動(昇温)	65	110	120
起動(タービン起動)	65	110	120
夜間低出力運転(出力75%)	67	120	10000
週末低出力運転(出力50%)	115	165	2000
制御棒パターン変更	96	176	400
→給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	0	1 ※3	10
→給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	0	1 ※3	70
→スクラム(タービントリップ)	16	22	40
→スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	3	6	10
→スクラム(その他)	20	24	140
停止	65	111	111
ボルト取外し	26	49	123

原子炉圧力容器中で最も厳しい給水ノズル部の環境を考慮した疲労累積係数(接液部) 0.6146 < 1(許容値)

【論点No.170】

劣化状況評価における運転時の異常な過渡変化及び事故に関する考慮について

【委員からの指摘事項等】

No.158

運転時の異常な過渡変化や事故による影響について考慮しているか。 P.2-5

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

中央制御室空調換気系ダクトの腐食を踏まえた対応について

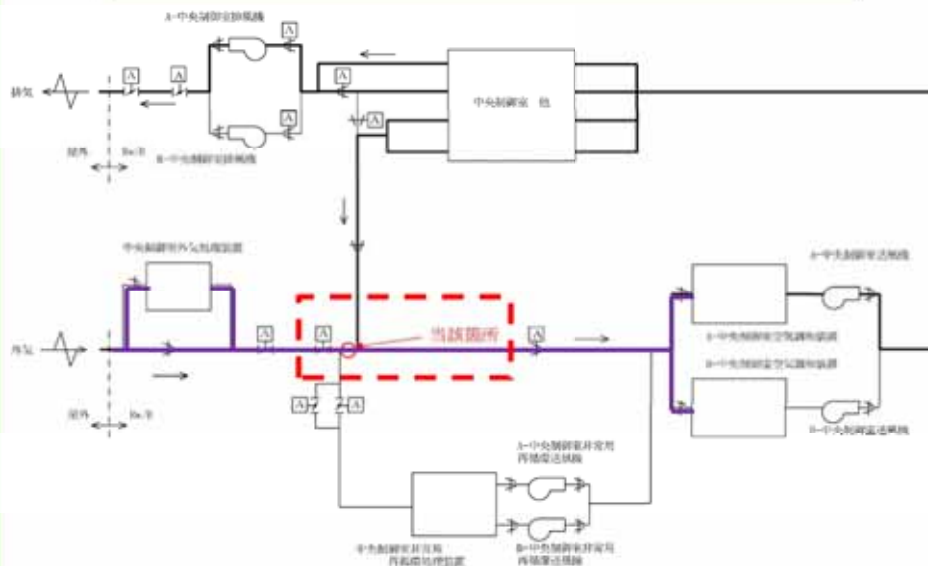
【説明概要】

他プラント及び東海第二発電所で発生した中央制御室空調換気系ダクト他の腐食事象を踏まえて、ダクト点検頻度の見直し、点検口の追加、速やかな補修対応等の是正処置を図っている。

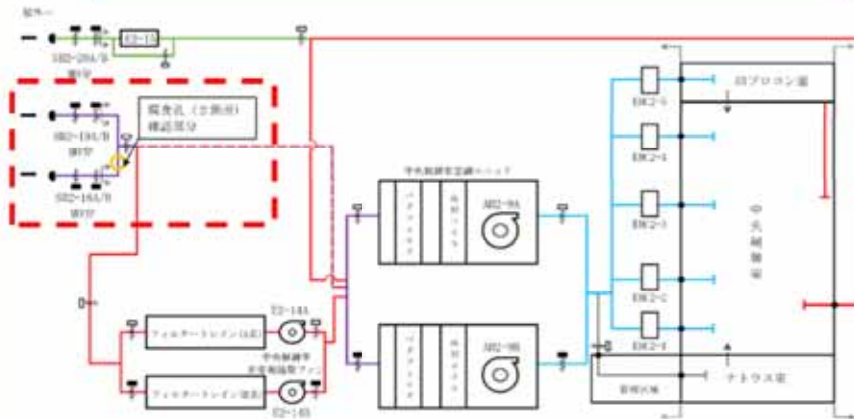
中央制御室換気系ダクトの腐食事象(概要)



他プラント 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



東海第二 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



- : ダンパ (開)
- : ダンパ (閉)
- : 外気取入口
- : マット
- ← : 進行線
- : 設置点
- : 事故発生時監視時に必要と判断

ダクト点検範囲	
空調機棟立	中央制御室
■ 外気取入ライン (7箇所)	■ 給気ライン (30箇所)
■ 送風ライン (14箇所)	■ 排風ライン (66箇所)
■ 送風ライン(空調機棟立) (47箇所)	
■ 排風ライン (24箇所)	
■ 排風ライン (7箇所)	
■ 外気取入/排風ライン	

当該箇所 拡大



法令・技術基準等への適合判断

実用炉規則の安全重要な機器等※1

該当

該当

システムに要求される必要な機能※2

満足しない

満足している

当該箇所



当該箇所 拡大



※1: 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく安全上重要な機器等を定める告示(平成15年経済産業省告示第327号)における「上欄:(十)安全上特に重要な関連機能 2換気設備(中央制御室換気空調設備に限る。)」が該当。

※2: 事故発生時には、事故が収束するまでの間、中央制御室に運転員がとどまって監視や操作が行えるように、外気の取り入れを遮断し、空気フィルタを介して内部循環させる機能。

中央制御室換気系ダクト腐食部位等の比較結果

比較項目	他プラント	東海第二
腐食発生部位	外気取入ライン(ローポイント部)	同左
開孔サイズ	①約100cm×約30cm	①約9mm×約4mm ②約4mm×約6mm
使用材料	亜鉛めっき鋼板ダクト (一部ステンレス鋼板)	亜鉛めっき鋼板ダクト
保温施工の有無	有	無
外観点検の可否	否(保温取外しが必要)	可
原因	ダクト内部で発生した結露ならびに外気とともに取込まれた水分および海塩粒子が、ダクト内の構造物や気流の方向が変わる箇所でダクト内面に付着し、腐食を発生(※)	外気とともに取り込まれた水分及び塩分が付着したことによるもの(※)
再発防止対策	①点検頻度見直し(内部点検口の追加) ②ダクト仕様見直し ③外気処理装置の運用を常時使用に見直し ④ダクト形状・構造見直し	①同左 ②無し ③無し(外気処理装置は未設置のため) ④無し ⑤発錆、腐食等確認時の迅速な補修塗装対応

※他プラントとの比較

開孔(腐食)サイズの違いについては、他プラントと東海第二発電所で比べると系統設計風量(外気取入れ量)に大きな差異があり、そのため開孔サイズに違いがあると推定

● ダクトの保全内容

①従来の点検方法

中央制御室換気系ダクトについては、これまでの自・他プラントでの不具合事象を受け、設備の重要性を認識し、適切に保全を実施している。 ＜別紙＞

- 1) 定期的な点検(目視点検)については、他プラントの不具合事象を受け、保全内容の見直しを実施している。
 - ・点検周期: 1回/10年→1回/5年 **＜点検頻度を増加＞**
 - ・点検内容: 機器の取替・点検時に合わせたダクト内面及び外面の目視点検 **＜点検範囲を拡大＞**
- 2) その他の点検等については、上記の点検の実施結果を踏まえた補修や他プラントの不具合事象の原因を踏まえた点検を適切な時期に実施している。

②他プラント及び東海第二の開孔事象の比較

1) 他プラントの開孔事象

- ・腐食孔サイズ: **100cm × 30cm他**
- ・部位: 外気取入れ口から再循環ライン合流部
- ・材質: 亜鉛めっき鋼板, 一部ステンレス鋼
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

2) 東海第二の開孔事象

- ・腐食孔サイズ: **①9mm × 4mm ②4mm × 6mm**
- ・部位: 外気取入れライン(水平ダクトローポイント部)
- ・材質: 亜鉛めっき鋼板
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

- 3) **開孔事象の共通事項として、事象発生部位、材質、腐食の形態は同様であった。差異としては、開孔サイズ(外気取込み量)に大きな違いが確認された。**

③是正処置(見直し項目)

①従来の点検方法と、②自他プラントにおける開口事象を踏まえ、以下の3項目を是正処理として保全内容に反映する。

- 1)ダクト点検計画を全数点検(外面及び内面)／3カ年(※)に見直した。
点検結果を踏まえた保全の有効性評価を実施し、適時改善する。
- 2)腐食により開口した部位は、ダクトの新製交換(同仕様・同材質)にする。
またダクトのローポイント部は点検範囲の拡充のため、点検口を追加する。
- 3)発錆、腐食等が確認されたら速やかに補修塗装を計画する。

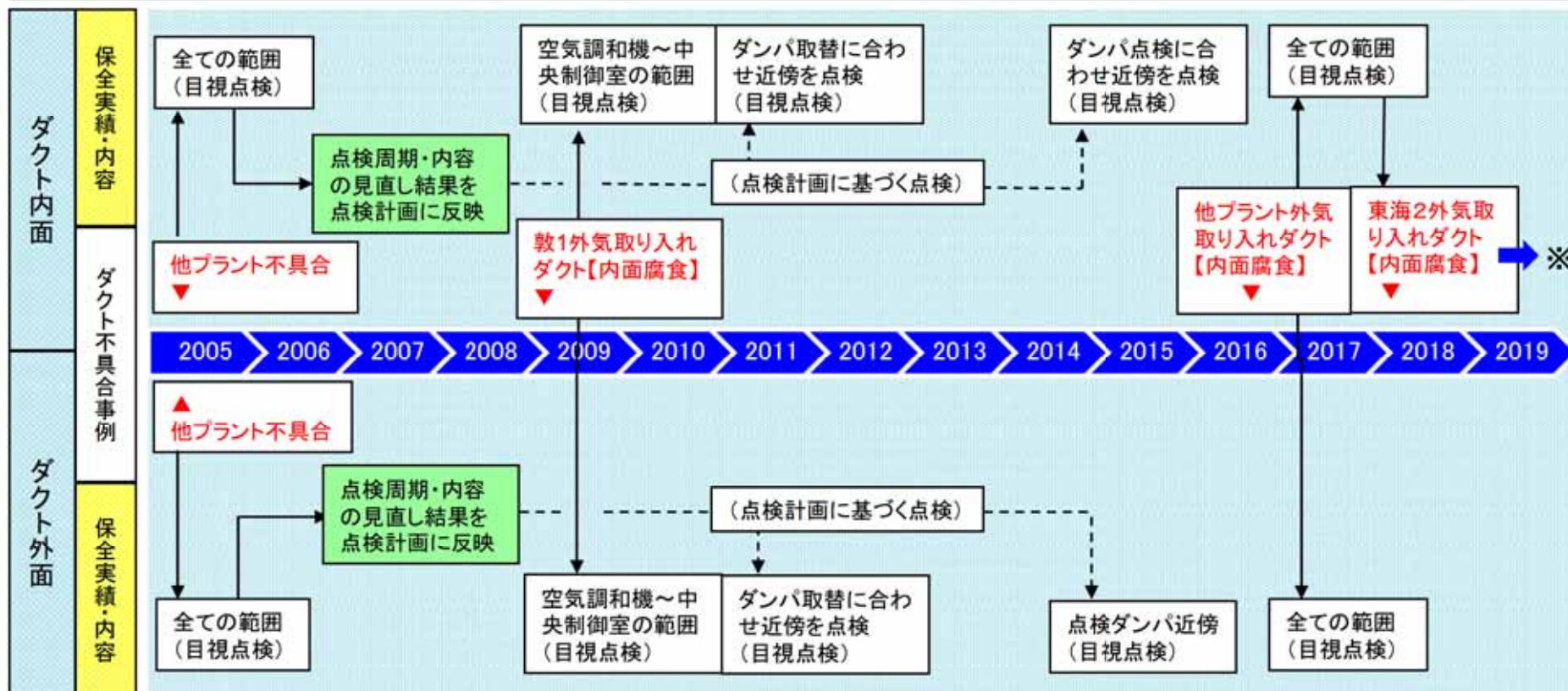


これらの是正処置を保全内容に反映し今後適切にダクトの点検等を展開していくことにより、中央制御室換気系のダクトは、**腐食の早期検知が可能となり、健全性が維持されることから、中央制御室換気系ダクトに要求されるバウンダリー機能は維持可能と判断している。**

※今回のダクト開孔事象は、東海第二発電所営業運転開始後、ダクトの交換の交換履歴がないことから、約39年間の供用期間を経て開孔しており、腐食の進展速度は早いものではない。

今回ダクトは同仕様で新製交換するため、約39年間の健全性が確保できると考えるが、今後の環境変化(=腐食の進展速度アップ)の可能性及び安全上重要な系統のダクトであることを鑑み、従前の点検頻度に余裕を持たせた設定とした。

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について



※ ◆ダクト開口事象の是正処置◆

1. ダクト点検計画の見直し⇒全数点検(外面及び内面)／3カ年に見直し
2. ダクト修繕及び改造 ⇒ダクト交換(一部点検口の追設(ローポイント部点検拡充))
3. 日常点検結果への迅速な対応 ⇒発錆, 腐食等が確認されたら速やかに補修塗装

【論点No.171】

中央制御室空調換気系ダクトの腐食を踏まえた対応について

【委員からの指摘事項等】

No.159

P.2-5

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

ダクトの腐食について、国内のBWRでは、腐食による穴などの事例が見られ、東海第二でも一部腐食が見られたということであるが、それはどのような状況で、どのような対策を講じたのか。また、PWRでは、フィルタを通して外気を入れているので腐食がなかったということだが、材質的な対策やフィルタなどの対策は特にとらないのか。

P.4,5

①原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【説明概要】

原子炉圧力容器については、高経年化技術評価上着目すべき劣化事象である「中性子照射脆化」が懸念される。

そのため、監視試験片による試験結果のみならず中性子照射量が高い箇所の圧力容器母材及び溶接金属について60年時点を想定した劣化評価を行い、最も評価結果が厳しい部位の最低使用温度が十分管理可能であることを確認した。

②監視試験の代表性及び保守性について

【説明概要】

監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用している。監視試験の結果に加えて、試験結果を包含するような保守性を有する国内脆化予測法を用いて、材料成分の異なる各部位ごとに評価を実施している。

③5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【説明概要】

東海第二発電所では、建設時に装荷した監視試験片4カプセルについて適切に評価を行っている。

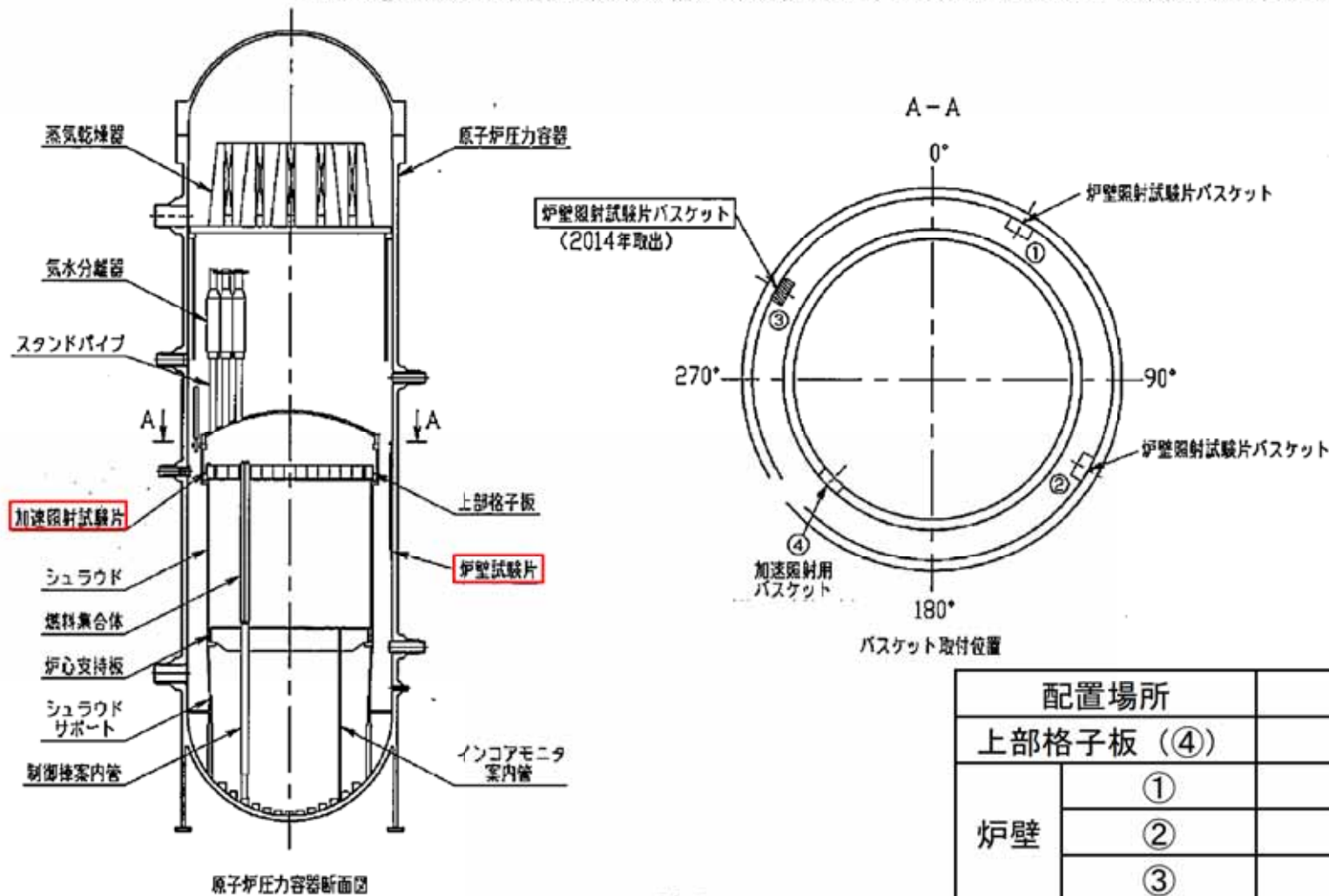
今後、50年目高経年化技術評価の実施に当たり、5回目の監視試験として再生監視試験片の母材における評価で代表できるものと判断しており、保守管理に関する方針に基づいて今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画としている。

(1)原子炉压力容器胴部の中性子照射脆化 — 監視試験片の取付位置 —



○東海第二発電所の原子炉压力容器は日立製作所製であり、中性子照射脆化の状況を確認するための監視試験片は、発電所建設時に原子炉压力容器内面に4カプセル(加速照射試験片1カプセル含む)装荷している。*

*「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日、通商産業省告示501号)」に基づき実施



配置場所		取出時期
上部格子板 (④)		1981年9月
炉壁	①	1986年2月
	②	1998年1月
	③	2014年2月

論点No.173,174,175-2

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化 — 監視試験結果 —




○原子炉圧力容器内面に装荷した監視試験片を使用して、JEAC4201等の規程に従い、これまで計4回の監視試験を実施している。監視試験結果を以下に示す。

原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化に対する監視試験結果

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1 MeV]	関連温度及び関連温度移行量(°C)						上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材		溶接金属		熱影響部		母材	溶接金属	熱影響部
			関連温度移行量	関連温度	関連温度移行量	関連温度	関連温度移行量	関連温度			
関連温度初期値	—	0	-25*2		-25*2		-25*2		202	188	205
第1回 (加速)	1981.9	5.30 (29.9EFPY*1)	4	-21	2	-23	11	-14	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986.2	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998.1	2.64 (21.4EFPY*1)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014.2	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

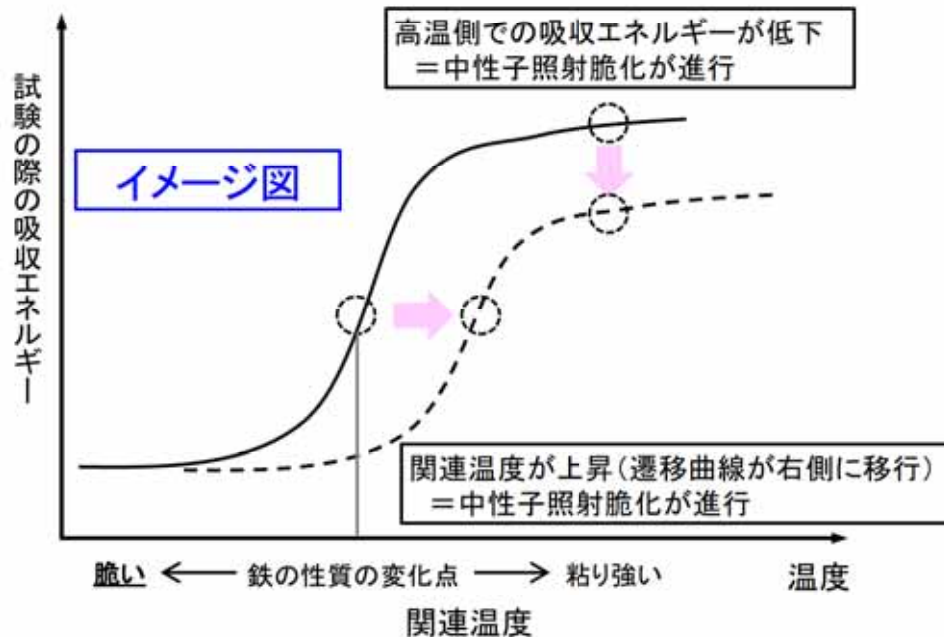
*1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

*2: 建設時にRT_{NDT}を計測していないため、JEAC4206 E-5000に基づき推定した母材、溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値の中での最高値を適用

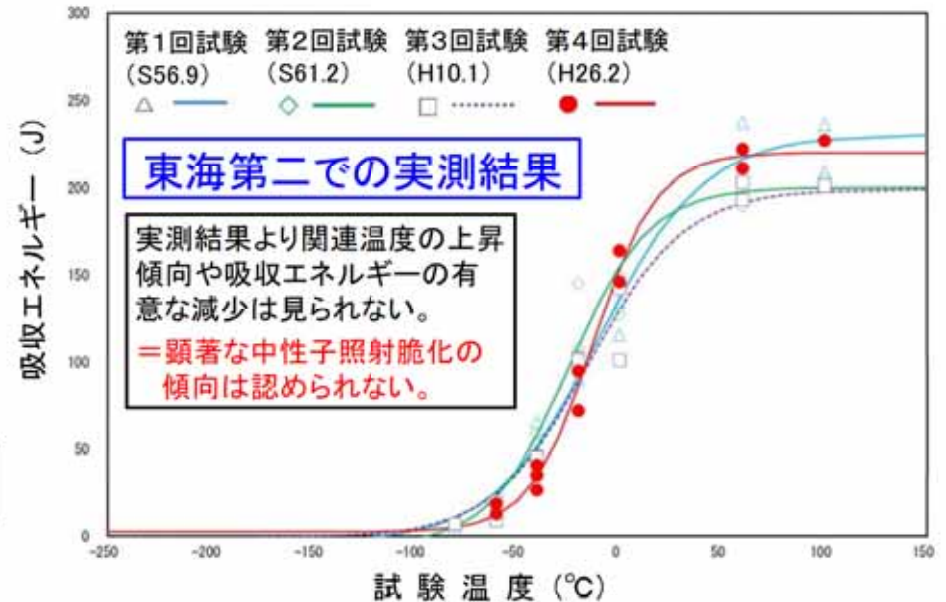
(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化 —シャルピー—衝撃試験結果— 

- 一般に、中性子照射量が多くなるにつれて原子炉圧力容器の中性子照射脆化が進み、関連温度*¹の移行量*²が増加するなどして**関連温度が上昇し、遷移曲線が右側に移行する**。また、高温側での**上部棚吸収エネルギー*³が低下**するとされている。
- 一方で、東海第二発電所の監視試験片による**シャルピー衝撃試験結果より、関連温度の上昇傾向及び上部棚吸収エネルギーの有意な減少は見られず、顕著な中性子照射脆化の傾向は認められない結果が得られている。**

- *1 関連温度(遷移温度) :低温側から高温側の間で吸収エネルギーが変化する領域の代表点であり、金属破壊の挙動が延性から脆性に遷移する温度
- *2 関連温度の移行量 :未照射材と照射材の関連温度(遷移温度)の差
- *3 上部棚吸収エネルギー :高温側での吸収エネルギー



中性子照射に伴う関連温度と粘り強さ、吸収エネルギーの関係



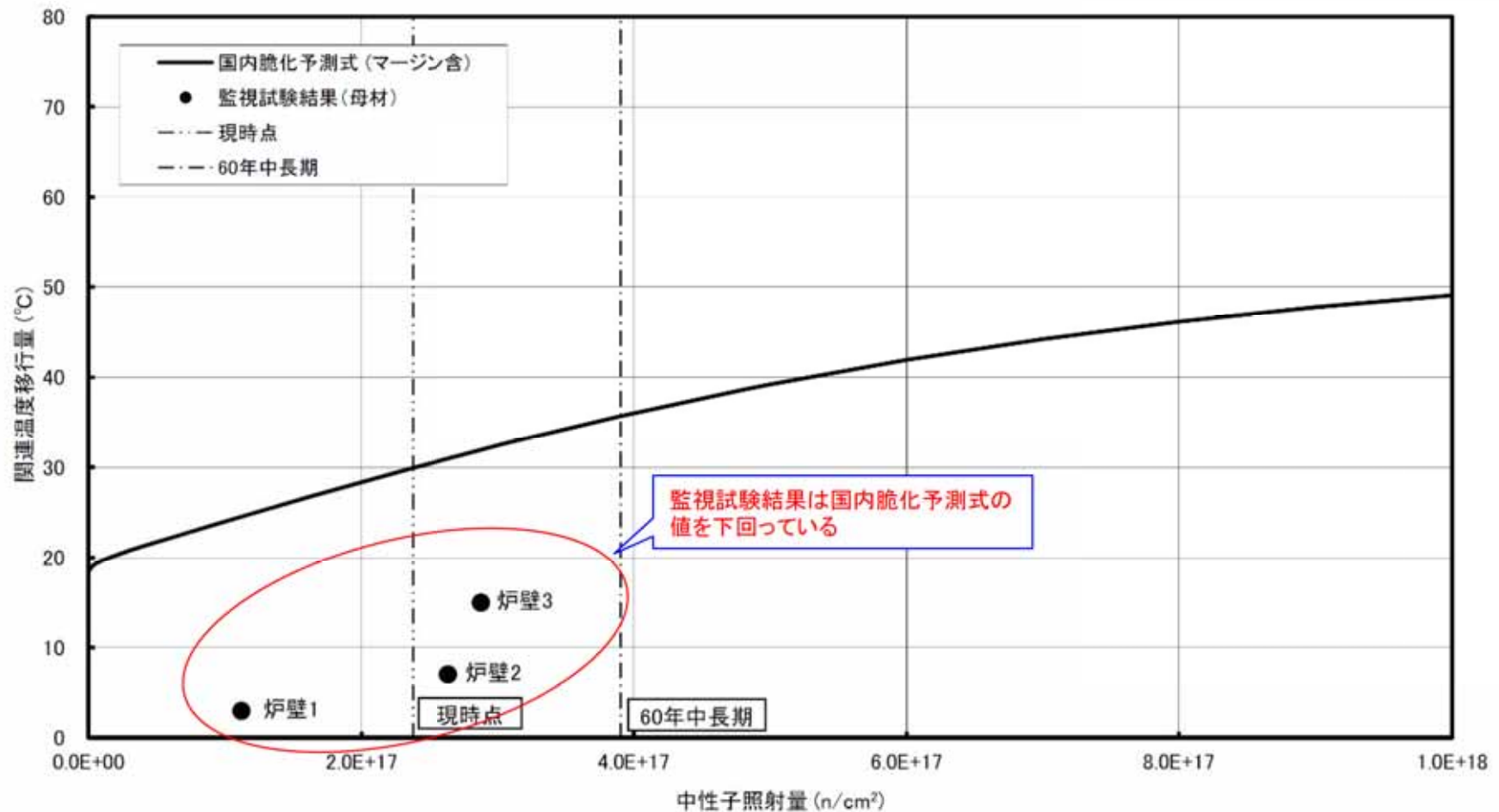
監視試験片の実測結果※(母材)

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化

—国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(1/3)—



○監視試験結果と関連温度予測値の結果から、原子炉圧力容器の各部位(母材, 溶接金属, 熱影響部)について、中性子照射脆化は国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認している。

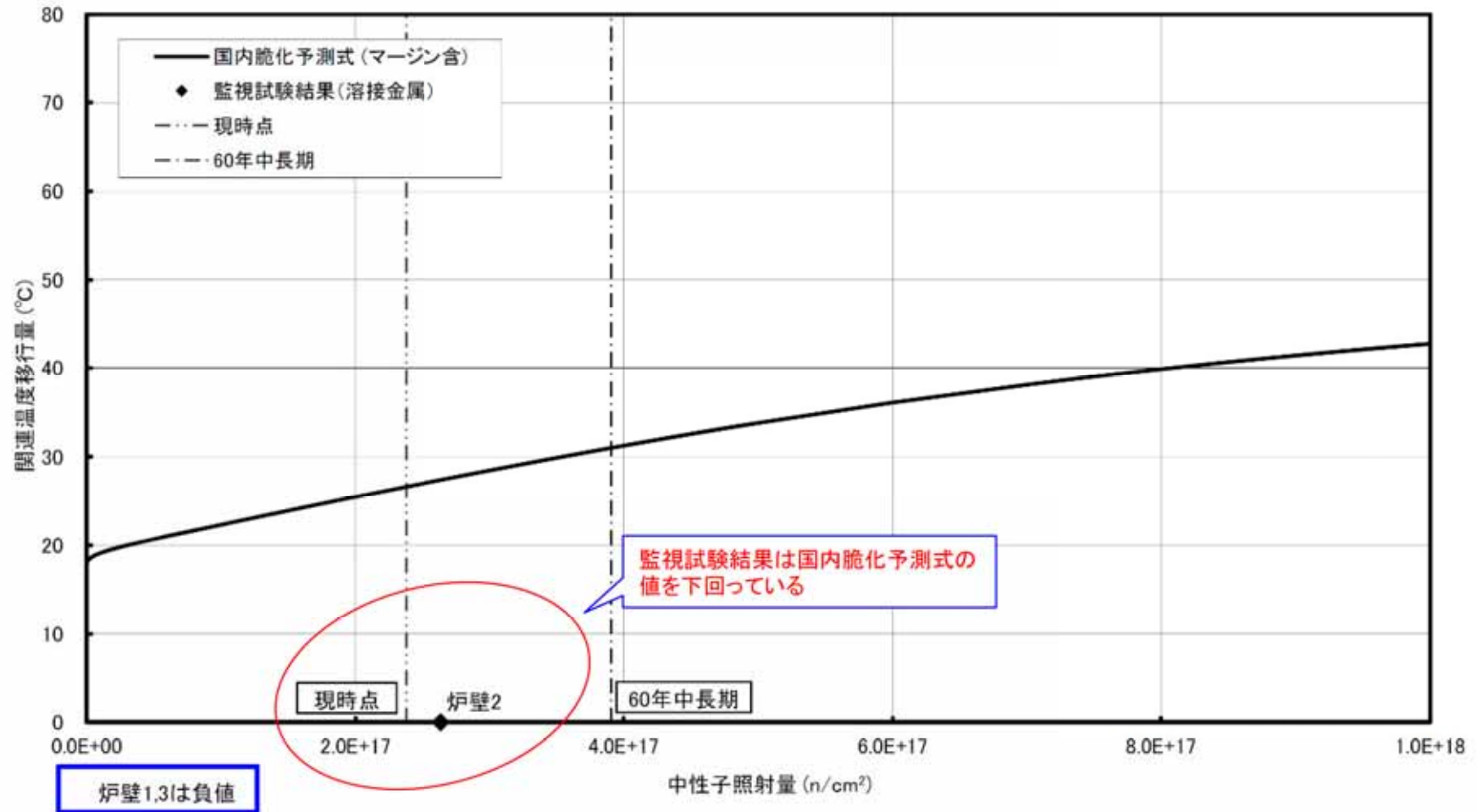


監視試験結果は国内脆化予測式の値を下回っている

JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(母材)

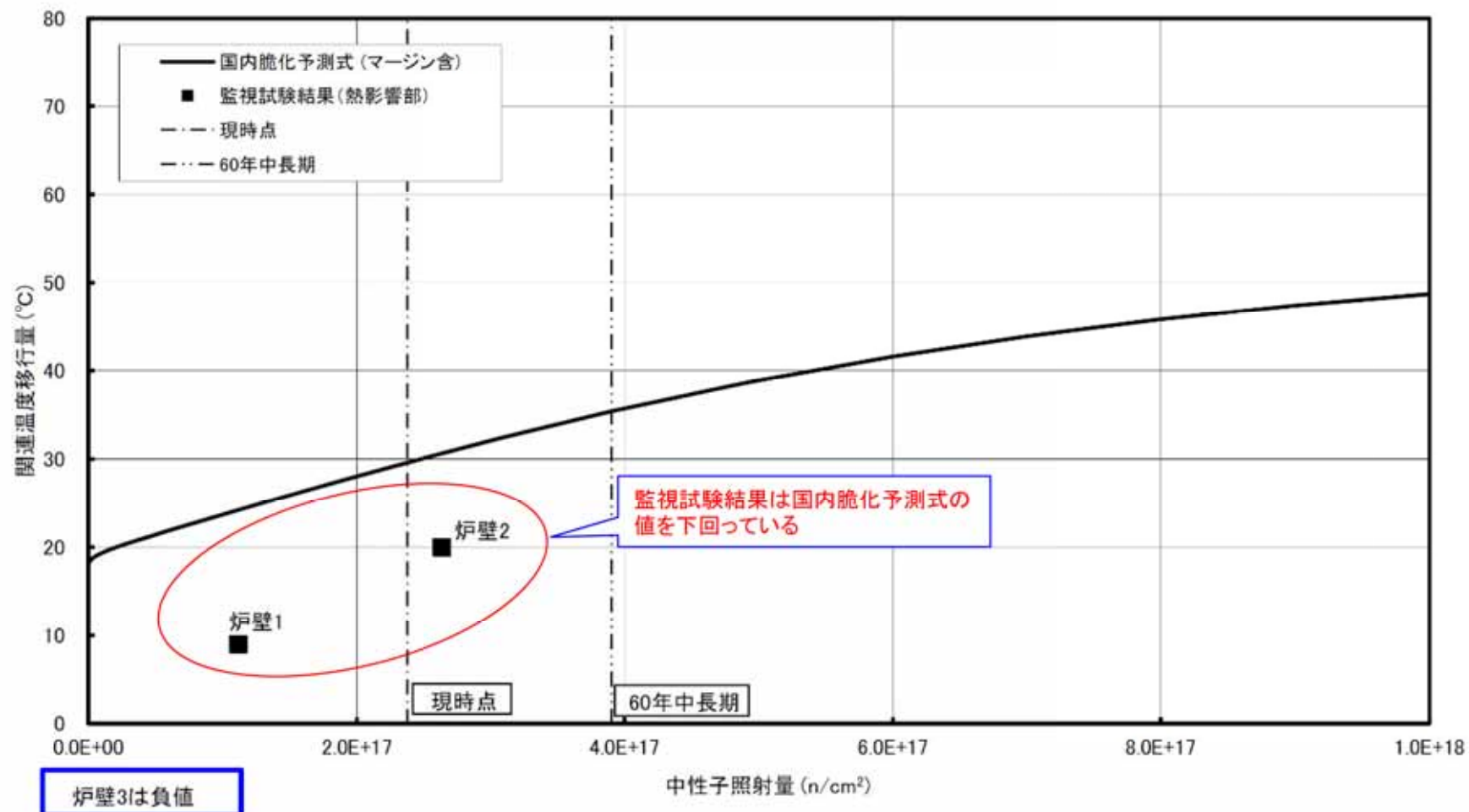
論点No.173,174,175-5

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化
 —国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(2/3)—



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(溶接金属)

(1) 原子炉压力容器胴部の中性子照射脆化
 —国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(3/3)—



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(熱影響部)

論点No.173,174,175-7

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化

—監視試験結果に基づく60年時点における胴の最低使用温度—



○前頁に示した監視試験結果と国内脆化予測法の関係より、試験結果を包含する国内脆化予測法を用いて原子炉圧力容器胴部の最低使用温度を算出する。(別紙2参照)

○原子炉圧力容器の胴の関連温度は、2016年11月時点で約5°C、**運転開始後60年時点で約11°C**。これにより、胴の最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージンとして**余裕26°C**を考慮して、2016年11月時点で31°C、**運転開始後60年時点で37°C**となった。

監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の評価結果(国内脆化予測法)

部位		A 関連温度 初期値(°C)	B 関連温度 移行量(°C)※	C=A+B 関連温度(°C)	D 余裕* T-RT _{NDT} (°C)	C+D 胴の最低 使用温度 (°C)
2016年 11月時点	母材	-25	30	5	26	31
	溶接金属	-25	27	2		
	熱影響部	-25	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25	36	11	26	37
	溶接金属	-25	31	6		
	熱影響部	-25	36	11		

* : 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお、特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

※関連温度移行量については、保守的に小数点以下を切り上げて評価している。

<2016年11月時点> 母材:30.0 °C, 溶接金属:26.6 °C, 熱影響部:29.6 °C

<運転開始後60年時点> 母材:35.7 °C, 溶接金属:31.0 °C, 熱影響部:35.3 °C

(2) 監視試験の代表性及び保守性－ 60年時点の最低使用温度評価－



○監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用しているが、原子炉圧力容器や溶接金属の部位ごとに関連温度移行量に影響する化学成分量が異なるため、**部位ごとの関連温度移行量を規格*に基づき算出し、最低使用温度を評価する。**

＜母材＞

部位	識別番号
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2 7C298-1-2
	3-3 7C330-1-2
	4-4 7C788-1-2
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1 7C204-1-2
	4-2 7C234-1-2
	4-3 7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A 10596-1-3
	B, C 11035-1-3*2

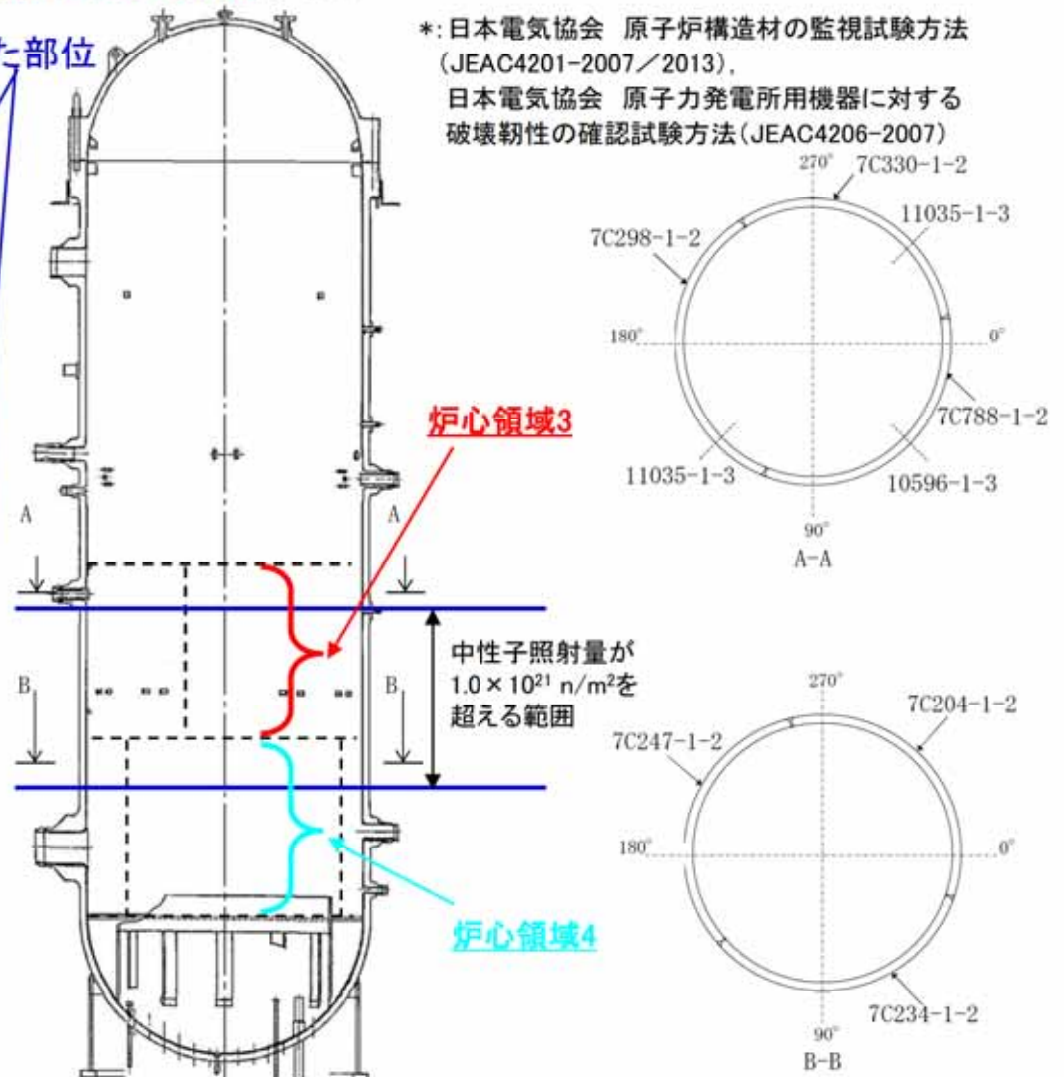
*1:ノズルコーナー部は $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり、Bノズルを代表として実施

＜溶接金属＞

部位	溶接金属	
	識別番号①	識別番号②
原子炉 圧力容器胴	D51852	2X23-02205
	D53040	1810-02205
	D57310	2X23-02205
	D57310	3330-02205
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205
	D60468	3818-02205

監視試験片を取り出した部位



*:日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),

日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)

論点No.173,174,175-9

(2) 監視試験の代表性及び保守性—各部位の材料成分—

○各部位の材料成分は以下のとおりであり、最低使用温度の評価に適用している。
原子炉压力容器を構成する材料の材料成分(母材)

部位	チャージNo	化学成分 (mass%) *				
		Cu	Ni	P	Si	
原子炉压力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2				
	3-3	7C330-1-2				
	4-4	7C788-1-2				
原子炉压力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2				
	4-2	7C234-1-2				
	4-3	7C247-1-2				
低圧注水ノズル	A	10596-1-3				
	B,C	11035-1-3				

*1: Bノズル及びCノズルは同一チャージであり、Bノズルを代表として実施

原子炉压力容器を構成する材料の材料成分(溶接金属)

部位	溶接材料		化学成分 (mass%) *			
	Y-204	YF-200	Cu	Ni	P	Si
原子炉压力容器胴	D51852	2X23-02205				
	D53040	1810-02205				
	D57310	2X23-02205				
	D57310	3330-02205				
低圧注水ノズル	D53040	3818-02205				
	D60468	3818-02205				

論点No.173,174,175-10

監視試験片を取り出した部位

※原子炉压力容器を構成する材料の材料成分は、比較的の不純物が少ない。
JISによる化学成分は以下のとおり。

	Cu	Ni	P	Si
SS400*2				
SQV1A*3				

*2: 一般構造用圧延鋼材(JIS G 3101(2015))

*3: 压力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及びマンガンモリブデンニッケル鋼鋼板(JIS G 3120(2014))

(2) 監視試験の代表性及び保守性－60年時点の関連温度の算出－



○評価手法: 炉心領域にある全ての部位について60年時点の関連温度を算出した。

○評価結果: 低圧注水ノズル(コーナー部)が最も高い部位(最高値27℃)として抽出された。

原子炉压力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

部位	母材 識別番号	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
原子炉压力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2	-32	19
	3-3	7C330-1-2	-32	4
	4-4	7C788-1-2	-25	17
原子炉压力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2	-32	8
	4-2	7C234-1-2	-32	24*3
	4-3	7C247-1-2	-32	23
低圧注水ノズル (コーナー部)	A	10596-1-3	-28	24
	B, C	11035-1-3*2	-28	27*3

部位	溶接金属		関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
	識別番号①	識別番号②			
原子炉圧力 容器胴(炉心 領域3, 4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9
	D53040	1810-02205	-43	54	11*3
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12
	D57310	3330-02205	-43	42	-1
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205	-28	36	8
	D60468	3818-02205	-28	36	8

*1: 原子炉压力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値, ただし低圧注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値
(JEAC4201-2007/2013, JEAC4206-2007)

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり, Bノズルを代表として実施

*3: 部位ごとに最も高い関連温度を用いて最低使用温度を評価する。

論点No.173,174,175-11

(2) 監視試験の代表性及び保守性－ 60年時点の評価結果まとめ－



- 評価手法: 炉心領域にある全ての部位*について最低使用温度を算出した。
- 評価結果: 下表に示す通り, 60年時点での最低使用温度は低圧注水ノズルが一番高く53°Cと算出された。
- 保守性 : 監視試験の結果を包含する国内脆化予測法を用いて, 材料成分の異なる各部位ごとに関連温度を評価し, 最も高い最低使用温度を算定するとともに, 特別点検において炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったものの, き裂が発生したことを仮定した評価を行っていることから, 評価には保守性を有する。

*: 中性子照射量が最も大きい圧力容器胴と, 中性子照射量は小さいものの構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施

部位ごとの原子炉圧力容器の最低使用温度の評価結果(まとめ)

部位			識別番号	A 関連温度 初期値(°C)	B 関連温度 移行量(°C)	C=A+B 関連温度 (°C)	D 余裕* $T-RT_{NDT}$ (°C)	C+D 胴の最低 使用温度 (°C)
母材	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53
溶接 金属	原子炉圧力容器胴 (炉心領域3, 4)		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
熱影 響部	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53

*: 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお, 特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

論点No.173,174,175-12

(3) 最低使用温度の選定と運転管理への反映

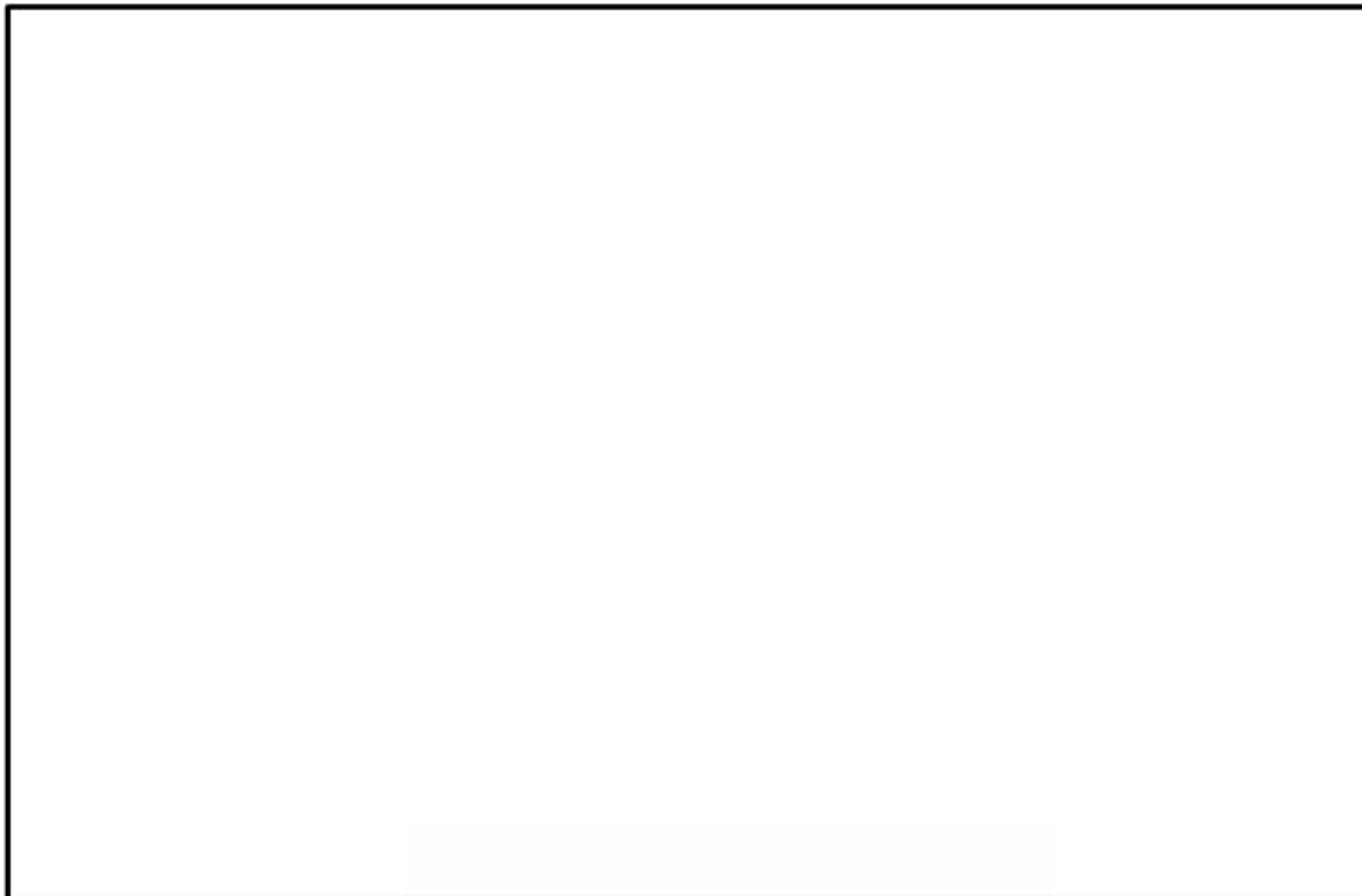
- (1)の監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴部の評価結果と、(2)の監視試験の代表性及び保守性の比較により、**運転開始後60年時点の最低使用温度は、(2)の部位ごとの評価結果に基づく53°Cが最も高いことを確認した。**
- 本結果に基づき、**原子炉圧力容器等の最低使用温度を53°Cと決定している。**
- 今後の発電所の運転管理において、プラントの起動時・停止時等で原子炉圧力容器温度が低温かつ原子炉圧力の昇圧前又は降圧後において、**この最低使用温度(53°C)を上回る温度管理は十分に可能であることを確認している。(次頁参照)**

60年時点の原子炉圧力容器の最低使用温度の
監視試験結果に基づく評価結果と部位ごとの評価結果の比較

	関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量(°C)	関連温度 (°C)	余裕 $T-RT_{NDT}$ (°C)	最低使用温度 (°C)
監視試験結果に 基づく評価結果 (母材, 熱影響部)	-25	36	11	26	37
部位ごとの評価結果 〔低圧注水ノズル〕 (コーナー部)	-28	55	27	26	53

プラントの起動時における最低使用温度管理について

- 東海第二発電所はBWRであり、原子炉水の温度上昇に伴い昇圧することから、最低使用温度が100°C未満であれば管理可能であるが、原子炉起動時は原子炉圧力容器(原子炉水)の加温に長時間を要する場合が想定される。
- 至近の運転サイクルの起動曲線実績より、原子炉水温度の実績は60年時点の最低使用温度53°Cを上回る約58°C～約60°Cに上昇できていることから、今後最低使用温度53°Cを設定しても運用上問題ないと判断する。



(4) 5回目の監視試験を行う場合の対応方針

○今後の50年目の高経年化技術評価の実施にあたり、5回目の監視試験については、試験済みの監視試験片を再生して実施*する。

* 日本電気協会電気技術規程「JEAC4201-2007 原子炉構造材の監視試験方法」に基づき実施

○5回目の監視試験の実施時期については、保守管理に関する方針に基づき、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画とする。

○なお、最も照射を受けた4回目の監視試験結果より、母材の方が熱影響部よりも関連温度が高いことを確認しており、全体の脆化傾向として母材で代表できるものとする。

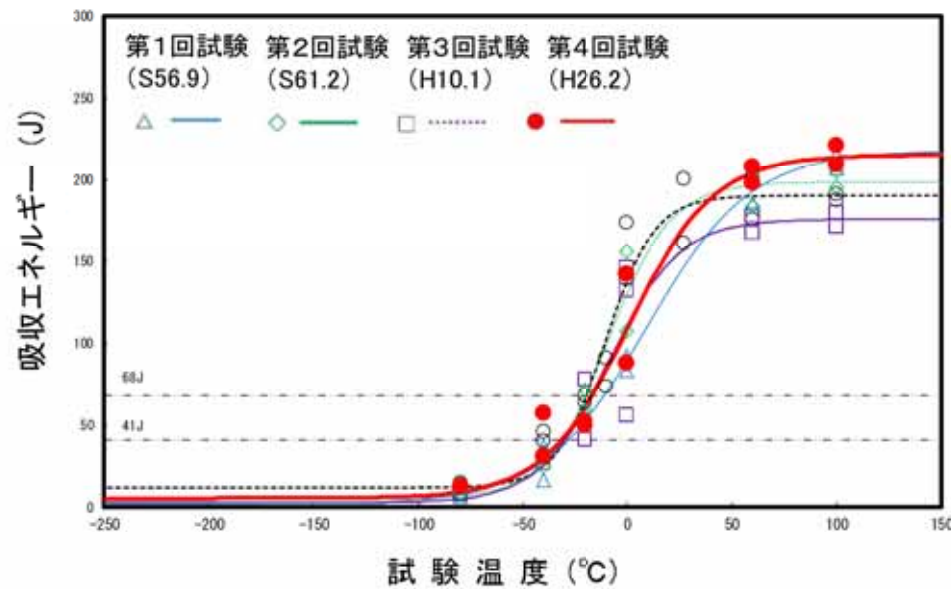
最も照射を受けた4回目の監視試験結果等より、母材、溶接金属及び熱影響部の評価については母材の評価で代表することが妥当と判断している。

○(1)に示した監視試験結果のとおり、関連温度移行量は、4回目(炉壁3)の溶接金属及び熱影響部について負の値であり、脆化の影響を受けていない。

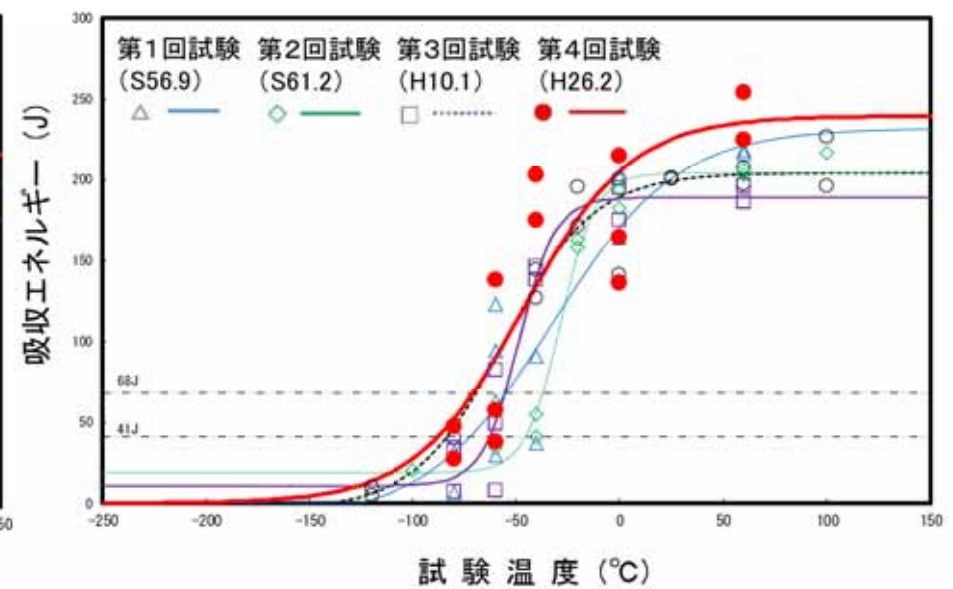
○(2)に示した60年時点の関連温度評価より、熱影響部の関連温度移行量が母材より低いことを確認していることから、熱影響部の破壊靱性は母材と同等以上と考えられる。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。

○ 監視試験片の実測結果



実測結果(溶接金属)



実測結果(熱影響部)

別紙2: 原子炉圧力容器胴の最低使用温度算出の流れ

- 規格*1には、供用期間中の原子炉圧力容器材料の破壊靱性の要求について関連温度を基準として規定されているとともに、関連温度予測値の算出方法についても規定されている。
- 圧力容器胴の最低使用温度算出にあたっては、60年時点の関連温度を算出した上で、供用期間中の圧力容器胴の破壊靱性要求を満足する温度(最低使用温度)を算出する。流れを以下に示す。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),
日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)

① 圧力容器胴の60年時点の関連温度を算出 (JEAC4201-2007/2013)・・・(C=A+B)

60年時点の関連温度(C) = 関連温度初期値(A) *² + 60年時点の関連温度移行量予測値(B) *³

*2: JEAC4206-2007附属書Eに基づき算出 *3: JEAC4201-2007/2013附属書Bに基づき算出



② 圧力容器胴に仮想的に欠陥を想定した際の破壊靱性に対する要求温度を算出・・・(D)

(1) 関連温度を基準にした温度の関数として、破壊靱性値 K_{IC} が規定されている。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$$

(2) 最大仮想欠陥の深さとして「板厚 t の1/4」を想定した際の、応力拡大係数 K_I を算出する。

(3) 想定欠陥による脆性破壊が生じないためには、(2)で得た応力拡大係数 K_I と破壊靱性値 K_{IC} の関係は、 $K_I \leq K_{IC}$ を満足する必要がある。(1)の式を変形して $K_I \leq K_{IC}$ を満足する余裕 $(T - RT_{NDT})$ として算出する。

$$T - RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln((K_I - 36.48) / 22.78)$$



③ 胴の最低使用温度を算出・・・(C+D)

最低使用温度として、①で得た圧力容器胴の60年時点の関連温度と、②で得た圧力容器胴の破壊靱性に対する要求温度を足し合わせる。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(1/2)

○規格*に基づき、中性子照射による関連温度移行量の予測方法が以下のとおり規定されている。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013)

1. 関連温度移行量の予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値 + M_R
2. ΔRT_{NDT} 計算値を、附属書表B-2100-2(沸騰水型原子炉压力容器に対する ΔRT_{NDT} 計算値)を用いて、以下手順で求める。
 - ① 計算に使用する中性子束 Φ_c に最も近い中性子束 Φ_a, Φ_b ($\Phi_a \leq \Phi_c \leq \Phi_b$)の表を選定。
 - ② 両表に対して、計算に使用するEFPY $_c$ に最も近いEFPY $_1, EFPY_2$ ($EFPY_1 \leq EFPY_c \leq EFPY_2$)における ΔRT_{NDT} 計算値を計算。銅及びニッケルの含有量に対しては比例法で補完して計算。
 - ③ EFPY $_1, EFPY_2$ における中性子束 Φ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{NDT1,c}, \Delta RT_{NDT2,c}$)を求める。

$$\Delta RT_{NDT i,c} = \Delta RT_{NDT i,a} + \frac{\Delta RT_{NDT i,b} - \Delta RT_{NDT i,a}}{\log \Phi_b - \log \Phi_a} (\log \Phi_c - \log \Phi_a)$$

- ④ EFPY $_c$ に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{NDT c}$)を求める。

$$\Delta RT_{NDT c} = \Delta RT_{NDT 1,c} + \frac{\Delta RT_{NDT 2,c} - \Delta RT_{NDT 1,c}}{\log EFPY_2 - \log EFPY_1} (\log EFPY_c - \log EFPY_1)$$

3. 求めた ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{NDT c}$)に $+M_R$ を足し合わせる。(規格に基づき, $M_R = 22^\circ\text{C}$)

次ページに、一例として、運転開始後60年時点における原子炉压力容器胴(炉心領域4:部位4-2)の関連温度移行量の算出過程を示す。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(2/2)

評価条件及び附属書表B-2100-2の「EFPY」「Cu」読み値並びに「Ni」を比例補間した値は以下のとおり。

- EFPY: 38.94
- 化学成分: Cu··%, Ni··%,
- 関連温度初期値: -32 °C
- 板厚t: t= mm
- 板厚t の1/4深さ位置a mm
- 板厚t の1/4深さ位置での中性子束: $\phi_c = 3.18 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$

JEAC4201[2013年追補版]の脆化予測評価表 (対応する中性子束 n/cm ² /s)	EFPY	Ni (mass%)			
		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
附属書表 B-2100-2(3/14)	32 (EFPY ₁) 40 (EFPY ₂)	<input type="text"/>	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$
附属書表 B-2100-2(4/14)	32 (EFPY ₁) 40 (EFPY ₂)				

EFPY₁, EFPY₂における中性子束 ϕ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}1,c}$, $\Delta RT_{\text{NDT}2,c}$)を算出。

$$\Delta RT_{\text{NDT}1,c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,a} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}1,b} - \Delta RT_{\text{NDT}1,a}}{\log \Phi_b - \log \Phi_a} (\log \Phi_c - \log \Phi_a)$$

$$\Delta RT_{\text{NDT}1,c} = \text{} + \frac{\text{}}{\log(4 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)} (\log(3.18 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)) = \text{}^{\circ}\text{C}$$

同様に $\Delta RT_{\text{NDT}2,c}$ を計算。 $\Delta RT_{\text{NDT}2,c} = \text{}^{\circ}\text{C}$

$$\begin{aligned} \ast \Delta RT_{\text{NDT}c} &= \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1) \\ &= \text{} + \frac{\text{}}{\log 40 - \log 32} (\log 38.94 - \log 32) = \text{} \doteq 34^{\circ}\text{C} \end{aligned}$$

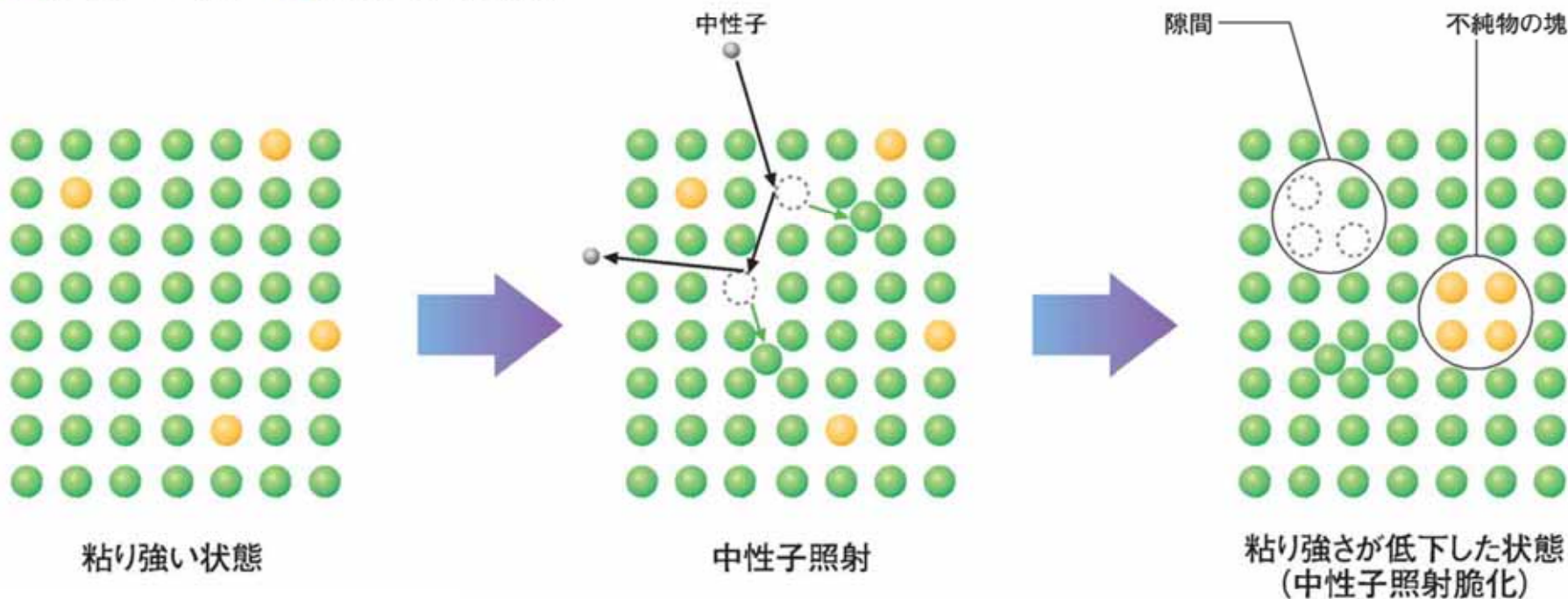
よって、関連温度移行量の予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}c}$) + $M_R = 34 + 22 = 56^{\circ}\text{C}$

<参考>中性子照射脆化のメカニズム

鉄は、**中性子を受けると粘り強さが低下(脆化)する**ことがわかっています。これは、鉄を原子レベルで見ると、鉄原子は粘り強い状態では規則正しく並んでいます。が、**中性子を受けると、鉄原子がはじき出されて隙間ができた**り、**不純物の塊ができた**りすることにより、**規則正しさが乱れるため**です。これを「中性子照射脆化」といいます。

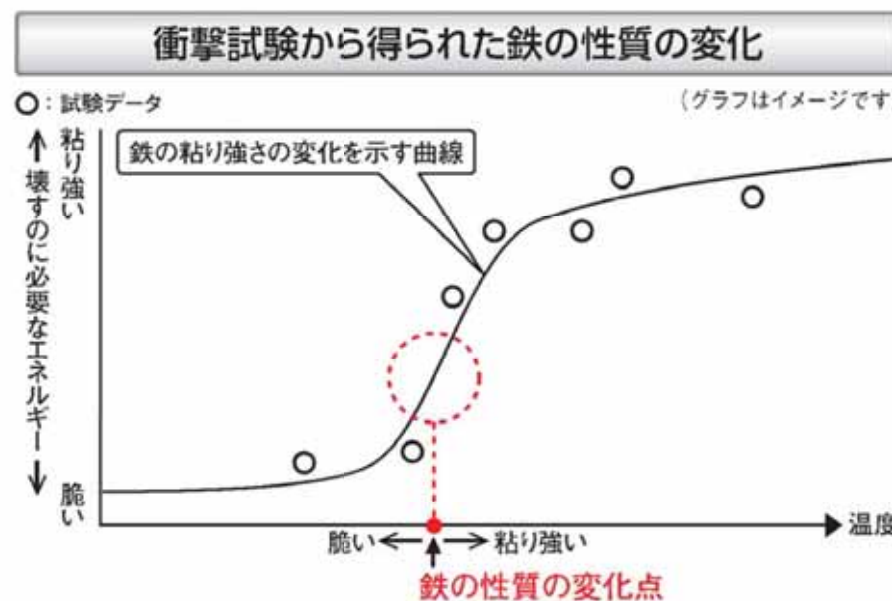
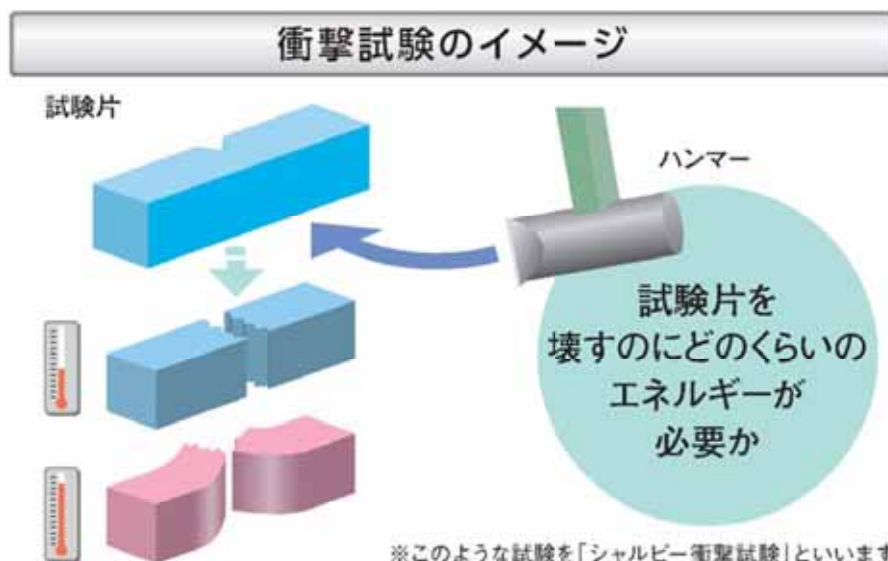
中性子照射に伴う原子構造の変化(イメージ)

● 鉄原子 ○ 空孔 ● 銅原子(不純物原子)

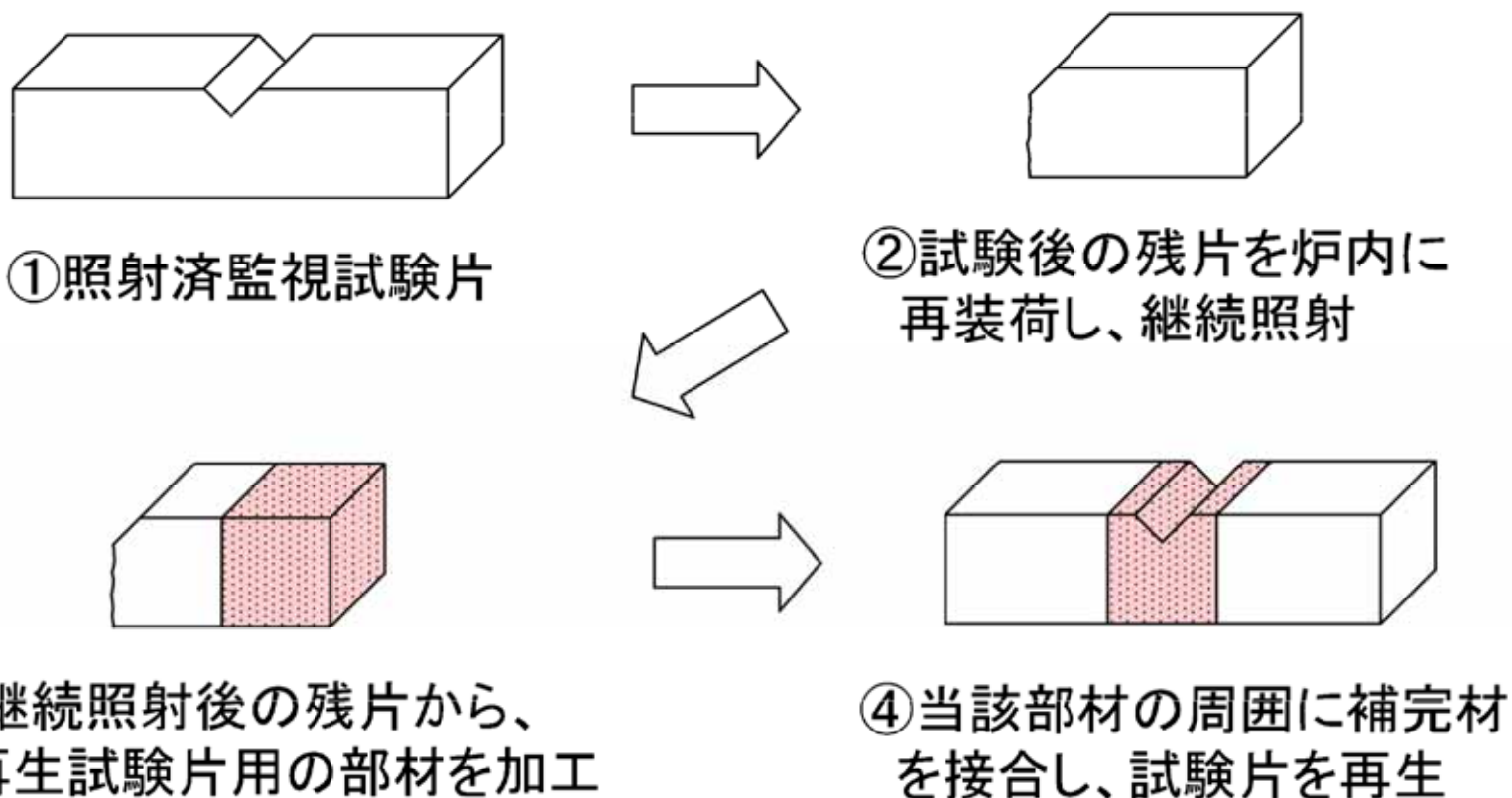


鉄などの金属は、ある温度以下になると粘り強さが低くなる性質があり、この性質が変わる温度を「脆性遷移温度」といいます。試験片を使ってこの温度を調べることで粘り強さの変化を確認できます。

具体的には、取り出した試験片の温度を様々に変え、衝撃を加えて壊す試験※を行い、試験片を壊すのに必要なエネルギーの量を測定することで確認できます。



○日本電気協会電気技術規程「JEAC4201－2007 原子炉構造材の監視試験方法」にて、監視試験片の再生が導入されている。再生例は以下のとおり。



※出典：JEAC4201-2007の記述に基づき図示化

【論点No.173】

原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【委員からの指摘事項等】

No.161

原子炉圧力容器の最低使用温度の評価に関して丁寧に説明すること。 P.2-14,16-19

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.252

・圧力容器自体の劣化状況 P.2-14,16-19

No.342

5. 劣化状況評価 とくに中性子照射脆化 P.71.72(40年超の安全は不明) P.2-14,16-19

No.353

原子炉圧力容器の経年劣下評価 P.2-14,16-19

No.406

金属疲労、脆化、破断についての説明が不十分であり、超音波で安全といえるのか

P.2-14,16-19

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」
特別点検参照

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.753

P.2-14,16-19

原子炉圧力容器は中性子の照射により脆くなっていく。その目安が「脆性遷移温度」である。脆さが増すと脆性遷移温度は高くなり、原子炉事故時に注水される水の温度や圧力容器内面のき裂の大きさによっては圧力容器が破壊されてしまう。照射脆化の調査を行うため監視試験片を炉内にいれている筈だが、高経年化評価、および特別点検で検査した結果を単に「特に重要となる内表面近傍の欠陥がないことを確認した」的な曖昧表現でなく、本来あるべき管理値に対し、劣化傾向をトレンド的に示し20年の運転延長に耐えられるかを明らかにすること。現に欧州原発で40年を超過した原子炉圧力容器にひび割れが見つかり、東海第二もGEからの輸入品であることを考えれば、ひび割れの可能性が考えられる。特に東海第二は第一世代と言われる70年代の原発であり、容器の材質が非常に悪い。銅などの不純物がたくさん入っているとも言われており、中性子が当たると不純物が固まって脆くなる可能性を秘めている。参考までに、原子炉圧力容器の設計寿命は40年となっている。東電1F-1の原子炉設置許可申請書にも40年と出している。また、BWRではシュラウドにひび割れが見つかり、1F-3、敦1、島根1では交換している。評価結果により、運転延長する場合は、原子炉圧力容器、シュラウド等の交換も実施することを検討のこと。

No.837

P.2-14,16-19

(7)炉心シュラウド等の応力腐食割れ(施設設備の老朽化)

炉心シュラウド及び上部格子板の応力腐食割れが発生すると推定しているが、どのような根拠で、いつごろ発生すると推定しているか、また、それが問題にならない理由を知りたい。

No.929

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」
劣化状況評価参照

意見

安全性で問われている問題の中で、中性子線による脆性破壊のリスクにたいしての説明や沸騰水型改良標準化適用格納容器でMARK-IIは、容器がコスト面で小型化したことの欠点等が指摘されています。それらの安全面に対しての説明等一切なかったのですが、問題ないと断言できるのでしょうか？それともリスクも把握しているが現状問題なしとのことなのか説明すべきと思いました。

P.2-14,16-19

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.930

当初原子力発電所は40年と決めて、進めたはずなのに20年延長という事が出た背景は、どこまで検証されたのか、説明もないのですが、脆性破壊の劣化予測モデルが実際とあっていないことなど、明確にしてもらわないと安心できない。また、専門性が高すぎて意見をだせと一般県民に説いてもなかなか意見も言えないのが現状だと思われます。沸騰水型の第一号であれば、しっかり検証し、予測値との差などでいていないかなど見極めて進めていただきました。

No.968

P.2-14,16-19

40年もたってしまった機械は古くなり劣化します。周囲の部品はとりかえられるにしても、肝心の圧力容器や格納容器はとりかえることも修理することもできません。

P.2-14,16-19

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」参照

No.991

2、稼働して40年経過したということは核燃料の燃焼による炉への経年疲労は相当なものがあると思われます。

No.1183

P.2-14,16-19

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」劣化状況評価参照

事故・故障の未然防止対策

○圧力容器、シュラウドなどは30年余の中性子照射・脆化により耐用年数は超過したので熱衝撃で破損の恐れが大い。

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」劣化状況評価参照

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.174】

監視試験の代表性及び保守性について

【委員からの指摘事項等】

No.162

中性子照射脆化の問題となる胴部では板が3つあり、それぞれ化学成分が異なる。例えば、7C330-1-2は監視試験片を取り出した部位とのものであるが、これは他の板に比べて、化学成分の代表性はきちんと担保されているか。化学成分が違ふと関連温度移行量の変化も違ふので、一番厳しい材料を見ているか確認したい。

P.9-13

【論点No.175】

5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【委員からの指摘事項等】

No.163

監視試験片として4カプセル装荷して、4回監視試験を行っているが、5回目の監視試験のカプセルはどう対応するの
か。

P.2-8,15,22

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.500

③劣化状況評価が不十分なのに合格としたこと。(P.71ちゃんとしたテストピースはもうないのに)

P.2-8,15,22

No.834

(4)中性子照射等による炉内構造物の劣化予測(施設設備の老朽化)

中性子照射の影響を受けた炉内材料の劣化状況を確認するため、圧力容器内に設置している材料試験片は、定期的に取り出して監視試験を実施しているが、この試験片が残り1点だけで、今後は、新しいものを入れるようであるが、十分に信頼できる評価ができるか疑問である。

P.2-8,15,22

No.925

p71に関連して、原子炉圧力容器の中性子照射脆化についてJEACで監視試験が基定されているが、東海第二では監視試験片(4対)がすでに実施され試験が出来ない。

再生試験片を入れたと聞いたが母材は出来ても、溶接金属、HAZの試片は再生出来ない。

JEAC(法)にていしょくするのは

P.2-8,15,22

No.1184

東海第二はテストピースが極端に少ないか又は無きに等しいので、審査は誠に不十分。圧力容器は再審査する必要あり。

P.2-8,15,22

フェライト量の具体的な算出方法及びその根拠・保守性について

【説明概要】

2相ステンレス鋼の脆化に関して、フェライト量の算出は、製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTMA800/A800M-14)」に示される線図より決定した。フェライト量の算出結果の最大値は、仕切弁：原子炉再循環ポンプ入口弁(F023A)の弁箱が最大(約24.3%)であった。

評価においては、フェライト量が量が多くなるような化学成分の取り扱いや、靱性値係数の下限値を用いる扱いにより、保守性を確保している。

フェライトの算出方法

○フェライト量は、下表に示す製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM A800/A800M-14)」に示される線図(図1)より決定した。

表 ミルシートによる材料成分

対象機器・部位	材質	化学成分(溶鋼分析)[%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量 F[%]
		C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb*	N*		
原子炉再循環ポンプのケーシング	ASME SA351 CF8M							—	—	約1.41	約21.1
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	ASTM A351 CF8M							—	—	約1.45	約24.3

*: Nb, Nの化学成分は規格上の規定値がなく、製造時のミルシートに記載がないため、当該化学成分値を0%として評価している。
 (参考)Nb, Nの化学成分による影響は、文献値や他プラントの材料データを用いて試算するとフェライト量が少なくなることを確認。➡ **保守的な評価を目的としてフェライト量が多くなる0%に設定。**

○図1のとおり、フェライト量は上・下限値がありばらつきが発生し得る。

これを踏まえ、各フェライト量毎の靱性値(熱時効時間無限大時)係数の算出に際しては、図2のとおり各材料データに基づく係数の**平均値(実線)-2S(Sは標準偏差)の下限値(破線)を用い評価を行うことで、保守性を確保している。**

- ・平均値(実線): Predicted Ave. Value
- ・下限値(破線): Lower bound(-2S)

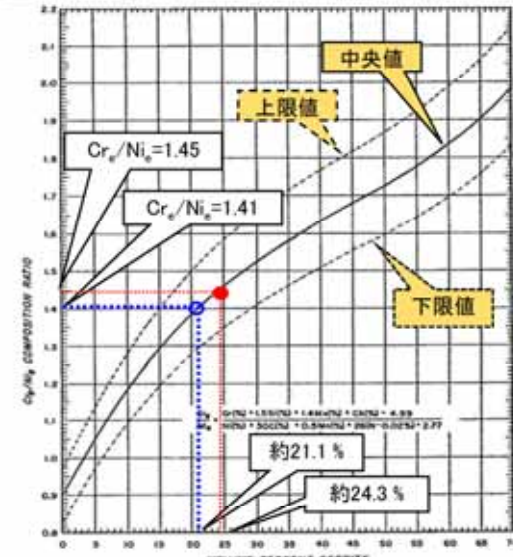


図1 フェライト量導出図

- : 原子炉再循環ポンプケーシング
- : 原子炉再循環ポンプ入口弁

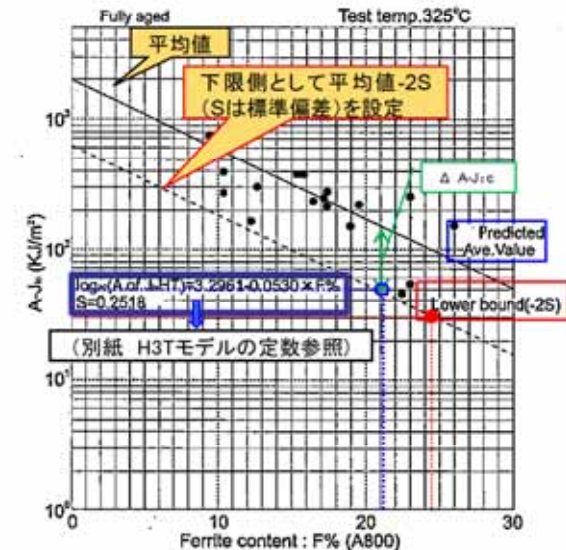


図2 靱性値(熱時効時間無限大時)

フェライトの算出結果

○フェライトの算出結果は下表のとおりとなり、**フェライト量が最も多いのは「原子炉再循環ポンプ入口弁」となり、また、発生応力が最も大きいのは「原子炉再循環ポンプケーシング」となった。**

熱時効の代表評価対象部位の選定表

機種分類	対象機器	対象部位	機器番号	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 [MPa]	重大事故等時の機能要求	選定結果
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	C001A	約21.1	285	198.5	無し	○
			C001B	約19.6	285	190.7	無し	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	F023A	約24.3	285	146.7	無し	○
			F023B	約20.1	285	142.6	無し	
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	F067A	約19.3	285	119.4	無し	
			F067B	約22.6	285	128.4	無し	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁箱	F008	約12.9	285	65.2	有り	
			F009	約11.6	285	67.2	有り	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	F090A	約14.7	285	39.9	有り	
			F090B	約13.0	285	41.6	有り	
			F091	約8.5	285	63.5	有り	
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	F013	約12.6	285	111.0	有り	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	F001	約13.8	285	158.3	無し	
			F004	約14.3	285	195.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	F100	約13.1	285	126.8	無し	
F106			約14.1	285	115.1	無し		
原子炉圧力容器底部ドレン弁	弁箱	F101	約12.0	285	146.9	無し		
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器管側入口弁	弁箱	F105	約8.4	285	—	無し		
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	F060A	約23.1	285	140.1	無し	
			F060B	約15.9	285	155.8	無し	

○上記に基づく評価対象部位の選定の結果、**フェライト量が最も多い原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱をフェライト量の代表評価対象部位として選定した。**

○また、**発生応力が最も大きい原子炉再循環ポンプのケーシングを発生応力の代表評価対象部位として選定した。**

<別紙1> フェライト量による靱性への影響

○フェライトとは、酸化鉄(Fe_2O_3)を主成分とする磁性酸化物であり、溶接時の高温割れ防止のため金属組織中に含有させる。一般に、フェライト含有量が多い材料は、温度が上昇すると硬くなり、粘り強さが低下する。これを靱性が低下するという。

○フェライト含有量による靱性への影響

- ・図3のとおり、**靱性への影響**はグラフの凡例記載のF23 > F15 > F8の順。F8は靱性の顕著な低下が認められない。
- フェライト含有量が **高い** = 靱性の感受性が高く、機械的性質(シャルピー衝撃値)が低下する。
ただし、靱性低下単体の劣化では、材料に亀裂の発生・進展がなければ問題とはならない。
- ⇒設備の保全にて、亀裂の有無を確認していく。

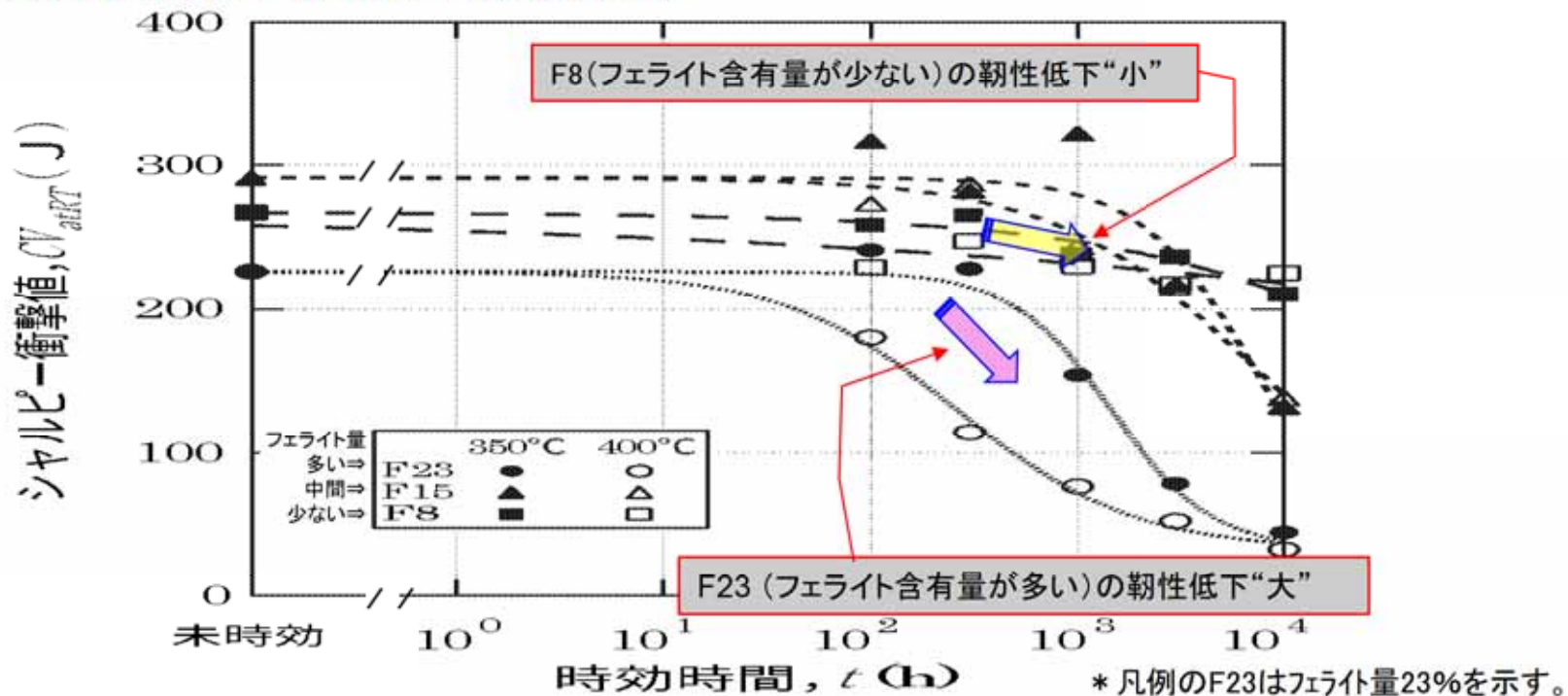


図3 時効時間によるシャルピー衝撃値の変化

出典:「2相ステンレス鋼の熱時効機構に関する研究」山田 卓洋, 根岸 和生, 工藤 大介, 桑野 寿<抜粋>

<別紙2> フェライト量による脆性予測モデルへの影響

○フェライト含有量による脆性予測モデルへの影響

- ・熱時効評価は「図4 熱時効評価の流れ」により実施する。
- ・破壊靱性値の評価においてフェライト量が支配的に影響するのは「亀裂進展抵抗」の算出が該当。(図4の赤枠部)
- 亀裂進展抵抗の予測式(H3Tモデル)にて、フェライト量は破壊靱性値を低下させる定数として考慮されている。

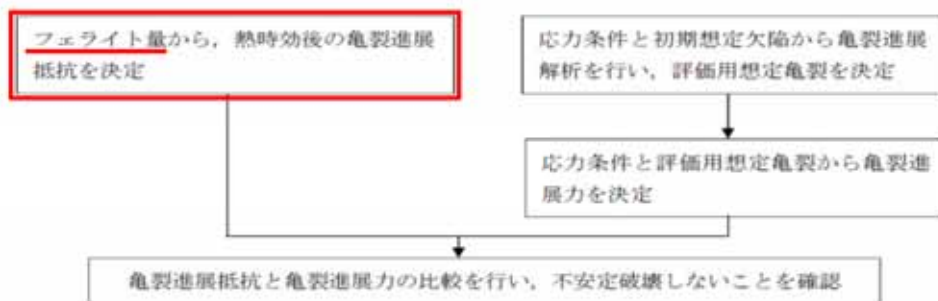


図4 熱時効評価の流れ

$$M_K = A + \frac{B_i \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right]}{t + (t_{Fi} + C_i) \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right] - t_{Fi} \exp\left[\frac{F}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right]}$$

M_k : 熱時効時間 t 後の破壊靱性値 [kJ/m²]
 (J_{IC} : 破壊靱性値, J_0 : $\Delta a=6$ mm における破壊靱性値)
 A : 熱時効時間無限大での靱性値 [kJ/m²]
 B_i : 温度 T_i (325 °C) における熱時効温度に関連する定数
 t : 熱時効時間 [h] (= 341,079 h)
 T_k : 評価対象の使用温度 [K] (= 285 °C+273.2 = 558.2 K)
 t_{Fi} , $t_{Fi} + C_i$: 温度 T_i (325 °C) における時間定数
 Q, F : 活性化エネルギー [kJ/mol] (=100 kJ/mol)
 R : ガス定数 [kJ/(mol · K)] (=0.008368 kJ/mol · K)
 Δa : 亀裂進展量 [mm]

H3Tモデルの定数 * 1 (J_{IC} の箇所<抜粋>)

		Predicted equation	S
J_{IC-HT} (J_{IC} at 325°C, kJ/m ²)	A	$\text{Log}_{10}(A \text{ of } J_{IC-HT}) = 3.2961 - 0.0530 \times F\%$	0.2518
	B_{325}	$\text{Log}_{10} B_{325} = 5.7869 + 0.9256 \times Mn$	0.1514
	t_{F325}	$\text{Log}_{10} t_{F325} = 4.3047 - 19.1095 \times N$	0.2732
	$(t_F + C)_{325}$	$\text{Log}_{10} (t_F + C)_{325} = 1.5354 + 0.2062 \times Ni$	0.1417

S: 標準偏差

亀裂進展抵抗(破壊靱性値)の予測式(H3Tモデル)

出典:「S.Kawaguchi et al., "PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING", ASME PVP 2005-71528]

論点No.176-5

【論点No.176】

フェライト量の具体的な算出方法及びその根拠・保守性について

【委員からの指摘事項等】

No. 164

2相ステンレス鋼の脆化のところで、フェライト量を計算値で小数点第1位まで求めているが、フェライト量は材料の中でかなりばらつく。実測データはないか。化学成分から求めていると思うが、実際のポンプやケーシングでフェライトメーターで測っているといったものではないのか。フェライト量の決定に用いているASTM800/A800Mに示される線図では、化学成分を入れると、上限値や下限値は出てこないのか。仕切弁が一番フェライト量が多いのか。他にもっとフェライト量が多い部位はないのか。

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

P.2

P.3

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

①止水ジョイント部の具体的な構造, 止水シート等の材質及び耐津波設計(耐候性, 構造強度等。試験結果を含む。)について

【説明概要】

止水ジョイントは, 地震時における防潮堤の構造上の境界部及び構造物間に生じる相対変位に対して追随し, かつ津波時の波圧に対応できる仕様であり, 防潮堤内への津波の有意な漏えいを生じさせない構造としている。

止水ジョイントは, 遮水シート(止水)と土木シート(強度)を折り畳み, その両側を遮光シート(耐候性)で保護した多層構造であり, 防潮堤の堤内側及び堤外側の2か所に設置する。2か所に設置することから交換作業時においても津波防護機能を保持することができる。

変位に追従することを引張試験により, 止水機能を保持することを耐圧試験により, 促進耐候試験機に入れたシートの引張強度により耐候性試験を実施し, 止水ジョイントの機能を確認している。

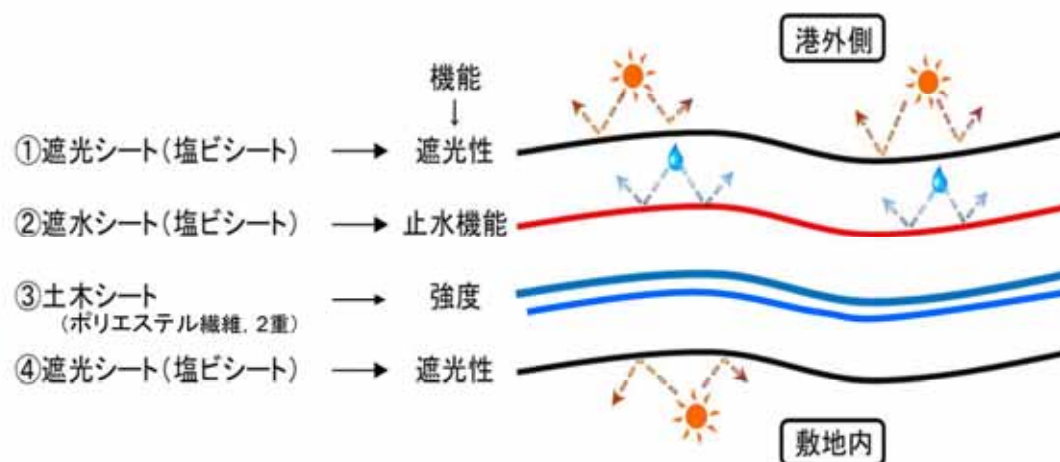
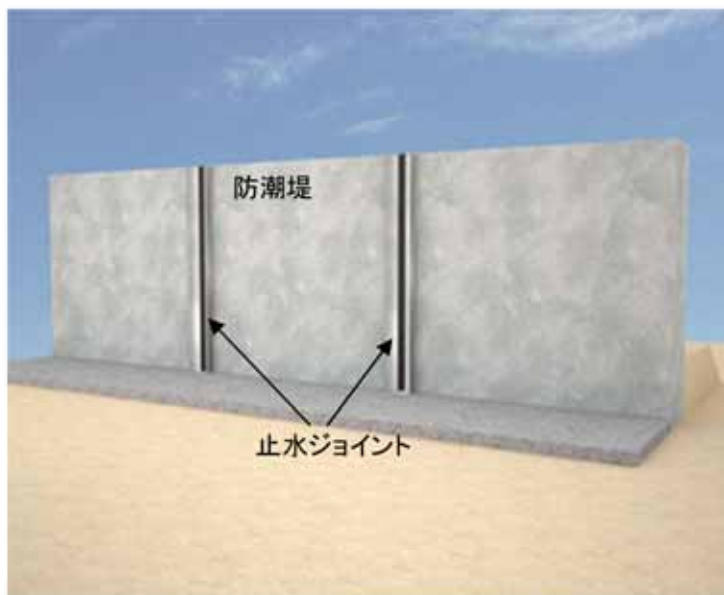
②止水シート等経年劣化が見込まれる部位の耐用年数及び交換等メンテナンスの方法について

【説明概要】

止水ジョイントの耐候性試験結果から耐用年数を15年と設定したことから, 交換頻度は15年に1回を基本とする。しかし, 定期的に目視により点検を実施する。

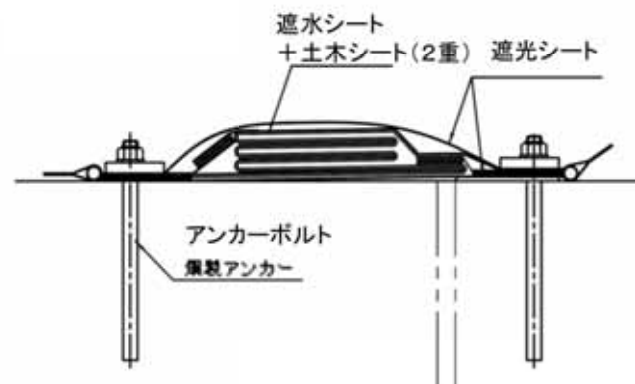
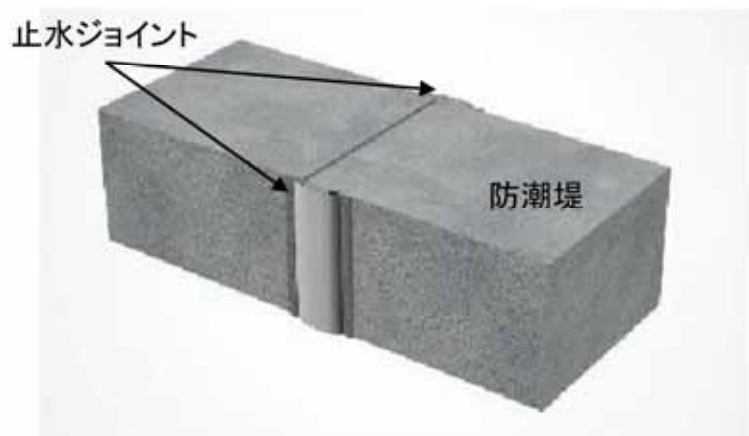
止水ジョイントの概要(1/2)

- 止水ジョイントは、地震時における防潮堤の構造上の境界部及び構造物間に生じる相対変位に対して追随し、かつ津波時の波圧に対応できる仕様であり、防潮堤内への津波の有意な漏えいを生じさせない構造としている。
 - 止水ジョイントは、遮水シートと土木シートを折り畳み、その両側を遮光シートで保護した多層構造である。
 - 遮水シートは塩ビシートであり、止水機能を担う。
 - 土木シートはポリエステル繊維であり、2重とし、強度を担う。
 - 遮光シートは塩ビシートであり、紫外線による劣化から保護する。遮水シートと土木シートのそれぞれの外側を構成する。



止水ジョイントの概要(2/2)



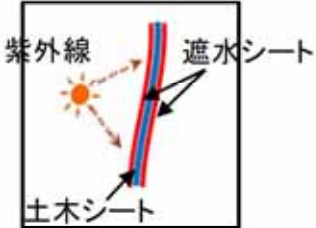
- 止水ジョイントは、防潮堤の堤内側及び堤外側の2か所に設置する。2か所に設置することから交換作業時においても津波防護機能を保持することができる。
- 両端部をアンカーボルトを用いて固定する。



止水ジョイントの設計評価(1/6)

【止水ジョイントの試験概要】

- 地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認する。(①引張試験)
- 津波時+余震時に相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認する。(②耐圧試験)
- 土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ、15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認する。(③耐候性試験)

試験目的	地震時	津波時+余震時	耐候性試験装置	
	 <p>地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認。</p>	 <p>相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認。</p>	 <p>土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ、15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認。</p>	
	変位追従性の確認	①引張試験	-	-
	止水性の確認	-	②耐圧試験	-
耐久年数の確認	-	-	③耐候性試験	

止水ジョイントの設計評価(2/6)

【止水ジョイントの許容限界】

- ・ 防潮堤の構造上の境界部および構造物間の相対変位量を解析により算定
- ・ 算定した最大相対変位量は止水ジョイントの許容限界以下であることを確認した。

評価項目	許容限界
止水ジョイント(遮水シート, 土木シート)	相対変位: 2m

【試験条件】

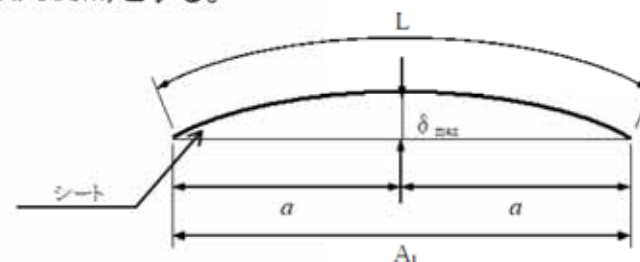
試験水圧

- ・ 津波の最大遡上高さとして設置地盤高さの差の1/2を浸水深として朝倉式から基準津波時および敷地に遡上する津波時の波圧を算定
- ・ 算定結果を用いて保守的に試験時の水圧を設定
基準津波時: 0.26MPa 敷地に遡上する津波時: 0.55MPa

引張荷重

- ・ 作用する引張力が最大となるのは、敷地に遡上する津波時の防潮堤天端部のシートジョイントの開きが許容限界 (2m) に達した時である。
- ・ その際の引張力を算定し、試験時の引張荷重は188.18kN/m(56.45kN/30cm)とする。

$$T_s = \frac{W \cdot a}{2 \cdot \delta_{\max}} \cdot \sqrt{a^2 + 4 \cdot \delta_{\max}^2}$$



シートジョイントの引張荷重の算定概要

論点No.33, 178-5

止水ジョイントの設計評価(3/6)

【試験方法および結果】

①引張試験

- 防潮堤の構造上および構造物間の最大相対変位は止水ジョイントの許容限界以下であり、津波時に想定される最大波圧が作用時に最大張力が作用する。
- 止水ジョイントの両端の固定部は、ボルト径、設置間隔の実際の設置状態を模擬している。
- 試験は、最大張力荷重(56.45kN/30cm)を10回繰り返し載荷と10回繰り返し載荷後同荷重を10分間継続して載荷することで行った。
- 載荷後、供試体に有意な漏えいを生じない変形に留まることを確認した。

引張荷重(kN/30cm)	載荷方法	変形	判定
56.45	10回繰り返し載荷	無	良
56.45	10回繰り返し載荷後10分間継続して載荷	無	良

②耐圧試験

- 直径300mmの筒状の止水ジョイント(遮水シートを内側、土木シートを外側)を円筒状鋼管に取り付け、両端部を固定した状態で、鋼管と止水ジョイントの間に水圧を負荷する。
- 水圧は基準津波時(0.26MPa)および敷地に遡上する津波時の波圧(0.55MPa)とする。
- 加圧中および10分以上加圧後において止水ジョイントからの有意な漏えいがないことを確認した。

負荷水圧(MPa)	加圧保持時間	漏えい	判定
0.26	10分以上	無	良
0.55	10分以上	無	良

止水ジョイントの設計評価(4/6)

③耐候性試験

(試験の目的)

- ・防潮堤に設置される止水ジョイントの経過に対して、各々の部材の劣化状況を確認し、耐用年数について検討
- ・止水ジョイントの耐用年数に基づき、維持管理方針を設定

(試験方法)

- ・止水ジョイントの耐候性試験は、紫外線及び降雨に露出される遮光シートと津波の波圧に対して強度を発揮する土木シートに対して行う。
- ・試験体は、遮光シートによって土木シート(ポリエステル繊維, 2重)を包んだ(19cm×20cm×厚さ2cm)もの
- ・試験体に紫外線を照射することにより劣化程度を評価する促進耐候性試験と、促進耐候性試験実施後の土木シートの強度変化を測定する引張強さ試験を実施
- ・促進耐候性試験時間は、特殊光源ランプによる照射時間と屋外暴露経過時間との関係から求めた試験時間に安全率1.5を乗じることにより設定
- ・促進耐候性試験は「膜材料の品質及び性能試験方法」(社)日本膜構造協会)に準じて実施
- ・引張強さ試験はJIS L 1096に準じて実施

促進耐候性試験諸元	
使用機種	スーパーUVテスター
放射照度	1500 (W/m ²)
ブラックパネル温度	63±3 (°C)
槽内湿土	50±5 (%)
水スプレー	120分中18分間降雨
試験時間(15年経過相当)	540 (hr)

引張強さ試験諸元	
試料名	土木シート (#800, 2重)
試験試料幅	30 (mm)
引張速度	200 (mm/min)
標線間	200 (mm)
試験供試体	3個

①促進耐候性試験

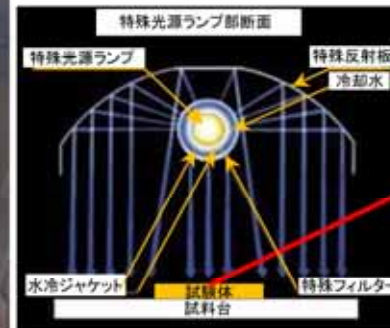


促進耐候性試験概念図



促進耐候性試験機(スーパーUVテスター, 光源装置)

特殊光源ランプにて紫外線を試験体に照射するとともに、降雨状態を考慮して一定時間間隔で水分を噴霧

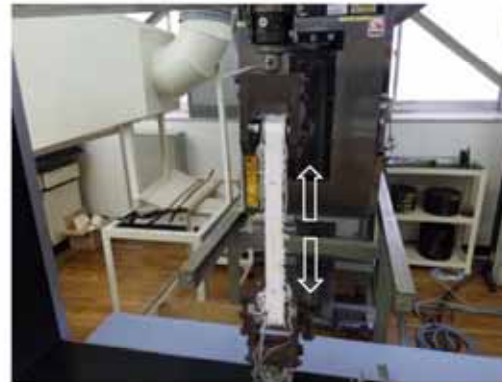


促進耐候性試験の試験体
(土木シートを遮光シートで包んでる状態)

②引強さ試験 (①試験実施後の土木シート試験体を使用)



土木シート引張試験供試体(タテ, ヨコ)作成前



引張強度試験実施

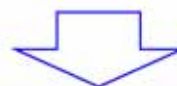
促進耐候試験後の土木シートを
タテ, ヨコ方向に引張り, 強さを計測

止水ジョイントの耐候性試験試験結果

促進耐候性試験時間	供試体数(個)		①促進耐候性試験結果(遮光シート)	②引張強さ試験結果(土木シート)
				平均値(N/3cm)
オリジナル(新品)	タテ	3	—	18,652
	ヨコ	3	—	17,307
540時間(15年相当)	タテ	3	破損無	18,904
	ヨコ	3	破損無	19,392

⇒促進耐候性試験(540時間, 15年相当)は, 劣化等による破損は無かった。

⇒促進耐候性試験後の土木シートのタテ及びヨコの引張強さは, オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかった。



止水ジョイント(シートジョイント)は, 紫外線及び降雨を考慮した耐候性試験(15年相当)の結果, 破損も無く, オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかったことから保守的に耐用年数は15年と設定した。

止水ジョイントの交換等メンテナンス

- 止水ジョイントの耐候性試験結果, 15年経過しても健全であることが確認できた。
- この試験結果を基に, 止水ジョイントの維持管理方針は以下の通りとする。

【止水ジョイントの維持管理方針】

- ・耐用年数を15年と設定したことから交換は15年に1回を基本

- ・しかし, 定期的に見視により点検を実施

- * 止水ジョイントは防潮堤の堤外側と堤内側の両面に設置している。交換時は片面を残した状態での作業を行うことから, 万が一, 津波が襲来しても, 津波が敷地内に浸入することはない。

- * 止水ジョイントの交換は, 防潮壁のアンカーボルトに取り付けたナットを外してシートを取り替える作業であり, この作業で防潮壁の躯体に影響を与えることはない。

【論点No.33】

止水ジョイント部の具体的な構造, 止水シート等の材質及び耐津波設計(耐候性, 構造強度等。試験結果を含む。)について

【委員からの指摘事項等】

No.27

P.2, 3

P.10

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

止水ジョイントとはどのようなものか, 止水シートはどのくらいの期間, 交換なしで使えるのか, 具体的に説明すること。
また, 止水シートがどのように水圧に耐えるような構造になっているのか, 力学的な検討結果について説明すること。

P.4-9

【論点No.178】

止水シート等経年劣化が見込まれる部位の耐用年数及び交換等メンテナンスの方法について

【委員からの指摘事項等】

No.166

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

津波防護施設のうち, 止水シート等経年劣化が見込まれる部位の耐用年数及び交換時期(交換可能か否かを含む)等について説明すること。

P.7-10

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

