

高浜発電所1、2号炉 審査会合における指摘事項の回答 (運転期間延長認可申請関係)

平成28年3月3日
関西電力株式会社

高浜発電所1、2号炉 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
1210-1 特別点検	高浜1, 2号炉の長期供用を経た原子炉格納容器の塗装に対して実施した付着力等の試験データから性能について確認した結果を示すこと。	平成28年〇月〇日 P2~P4
1210-2 特別点検	原子炉格納容器の塗装について、塗装時の施工が塗装の性能に与える影響について整理すること。	平成28年〇月〇日 P6
1210-3 特別点検	原子炉格納容器の塗装(DBA試験に合格した仕様のもの)の重大事故等時(SA時)の温度等環境下での性能維持について示すこと。	平成28年〇月〇日 P8~P15
1210-4 特別点検	原子炉格納容器の塗装の点検に対し、米国で適用されている規格(ASTM)の力量要件に対する評価について整理すること。	平成28年〇月〇日 P17
1210-5 低サイクル疲労	今後発生する過渡回数を1回としている事象が疲労累積係数に与える影響を示すこと。	平成28年〇月〇日 P19~21
1210-6 中性子照射脆化	高浜1号炉の第4回試験片の照射量(約51EFPY)が原子炉容器の約72年に相当するとした計算内容を説明すること。	平成28年〇月〇日 P23
1210-7 中性子照射脆化	上部棚吸収エネルギー(USE)予測値と実測値の関係を整理すること。	平成28年〇月〇日 P25~P28

1. 高浜1, 2号炉の原子炉格納容器鋼板塗装に対する試験結果(1/3)

1. 検討経緯

原子炉格納容器鋼板内面塗装の点検方法(目視点検)の有効性について、EPRIによる米国実機PWRプラントでの塗膜付着性試験結果*を踏まえ、目視点検により異常の認められない塗膜面については一定の付着力を有しているものと考えられる。

* EPRI Report No.1014883 "Plant Support Engineering: Adhesion Testing of Nuclear Coating Service Level I Coatings"

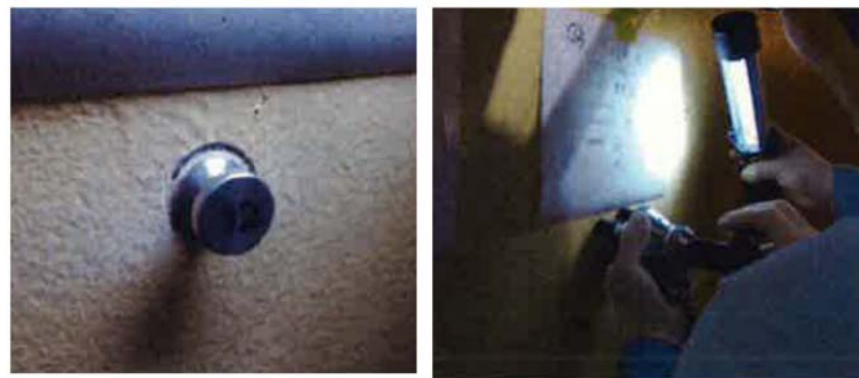
高浜1, 2号炉については、塗装の種類が同一であること等からEPRIの試験結果が適用可能と考えられるものの、高浜1, 2号炉それぞれのCV鋼板内面塗装に対してJISに基づく付着性試験(プルオフ法・クロスカット法)を実施した。

2. 試験方法(プルオフ法)

高浜1, 2号炉の原子炉格納容器鋼板内面から、至近に塗装実績のない箇所及び至近に塗装実績のある箇所を各々2部位選定し、JIS K 5600-5-7:1999「付着性(プルオフ法)」に基づき付着性試験を実施した。



プルオフ法の試験機材
(左: 付着力試験器、中: ドリーカッター、右: ドリー)



プルオフ法の試験状況

1. 高浜1, 2号炉の原子炉格納容器鋼板塗装に対する試験結果(2/3)

3. 試験結果(プルオフ法)

プルオフ法により得られた試験結果は以下の通り。

高浜1, 2号炉の原子炉格納容器鋼板内面塗装は建設時と比較し大きな劣化は認められない。

試験で確認された付着力は、いずれもEPRIの試験で適用されているANSI N5.12-1972の判定基準200psi(約1.4MPa)を満足する(上回る)ものであった。

実機CVに対して実施した付着力試験結果

試験部位	高浜1号炉		高浜2号炉	
	平均値※	最大／最小	平均値※	最大／最小
至近に塗装実績のない箇所	3.7 MPa(6点)	5.5 / 2.0 MPa	5.8 MPa(6点)	7.0 / 5.0 MPa
至近に塗装実績のある箇所	3.7 MPa(6点)	5.0 / 2.8 MPa	3.0 MPa(6点)	4.0 / 2.0 MPa
	3.7 MPa(12点)		4.4 MPa(12点)	

※括弧内は試験箇所数

建設時にメーカーにて実施された付着力試験結果

	引張り強さ	(SI単位換算値)
高浜1号炉用塗装		
高浜2号炉用塗装		

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

1. 高浜1, 2号炉の原子炉格納容器鋼板塗装に対する試験結果(3/3)

4. 試験方法及び結果(クロスカット法)

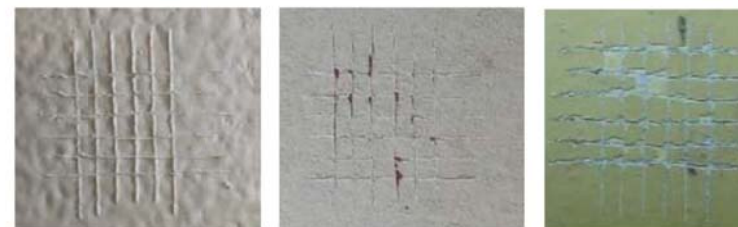
高浜1, 2号炉の原子炉格納容器鋼板内面から、至近に塗装実績のない箇所及び至近に塗装実績のある箇所を各々2部位選定し、JIS K 5600-5-6:1999「付着性(クロスカット法)」に基づき付着性試験を実施した。

試験結果は以下の通りであり、JISに規定する結果分類(分類0～5までの6段階)のうち、「一般目的に適合する範囲(分類0～2)」に合致するものであった。

実機原子炉格納容器に対して実施した付着力試験結果

試験部位	高浜1号炉	高浜2号炉
	評価分類※	評価分類※
至近に塗装実績のない箇所	0～2(6点)	0, 1(6点)
至近に塗装実績のある箇所	0, 1(6点)	0, 2(6点)

※括弧内は試験箇所数



試験結果の例
(左から、評価分類0、1、2)

5. 試験結果のまとめ

高浜1, 2号炉の原子炉格納容器鋼板内面塗装に対して付着性試験(プルオフ法、クロスカット法)を実施し、塗装は適切な付着力を有していること、及び、建設時と比較して大きな劣化は認められないことが確認できた。

この結果から、高浜1, 2号炉において現状実施している保守管理(目視点検、劣化確認時の修繕)方法は妥当であり、今後も現状保全を継続することで原子炉格納容器鋼板塗装の性能が維持されることが考えられる。

高浜発電所1、2号炉 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
1210-1 特別点検	高浜1, 2号炉の長期供用を経た原子炉格納容器の塗装に対して実施した付着力等の試験データから性能について確認した結果を示すこと。	平成28年〇月〇日 P2~P4
1210-2 特別点検	原子炉格納容器の塗装について、塗装時の施工が塗装の性能に与える影響について整理すること。	平成28年〇月〇日 P6
1210-3 特別点検	原子炉格納容器の塗装(DBA試験に合格した仕様のもの)の重大事故等時(SA時)の温度等環境下での性能維持について示すこと。	平成28年〇月〇日 P8~P15
1210-4 特別点検	原子炉格納容器の塗装の点検に対し、米国で適用されている規格(ASTM)の力量要件に対する評価について整理すること。	平成28年〇月〇日 P17
1210-5 低サイクル疲労	今後発生する過渡回数を1回としている事象が疲労累積係数に与える影響を示すこと。	平成28年〇月〇日 P19~21
1210-6 中性子照射脆化	高浜1号炉の第4回試験片の照射量(約51EFPY)が原子炉容器の約72年に相当するとした計算内容を説明すること。	平成28年〇月〇日 P23
1210-7 中性子照射脆化	上部棚吸収エネルギー(USE)予測値と実測値の関係を整理すること。	平成28年〇月〇日 P25~P28

2. 塗装時の施工が塗装性能に与える影響について

1. 塗装施工について

一般的に、塗装の性能は、塗料自体の性能に加えてその施工による影響も受けうるものであるが、塗装方法・条件については塗料の仕様書等で指定されているものである。

塗料カタログに記載されている項目(例)

- ・主剤・硬化剤混合比
- ・適正塗装方法(スプレー、はけ等)
- ・塗装環境条件(温度・湿度)
- ・使用可能時間(ポットライフ)
- ・乾燥時間
- ・塗装間隔

2. 塗装施工者による影響の確認

塗装施工時には上記の方法に従うことから、施工が塗装性能に影響を及ぼすものではないと考えられるが、参考として、その方法への熟練度の観点で施工者の違いについて確認試験を実施した結果、塗装施工者の違いによる有意な差異は認められなかった。

確認試験の方法

- ・鋼材(SS400)試験片に対して、2名の塗装施工者がCV鋼板内面用塗装を実施
- ・塗装施工において、塗料カタログの指定事項(主剤・硬化剤混合比等)に従うとともに、施工者以外の条件は同等とした
- ・試験片作成後、付着性試験(プルオフ法)により塗料の付着性能を確認

試験結果

塗装施工者A: 塗装施工経験年数18年
 塗装施工者B: 塗装施工経験年数 1年

試験片に対する付着性試験結果

	塗装施工者	
	A(経験18年)	B(経験1年)
付着性試験結果 (プルオフ法・3点計測平均値)	3.4MPa	3.8MPa

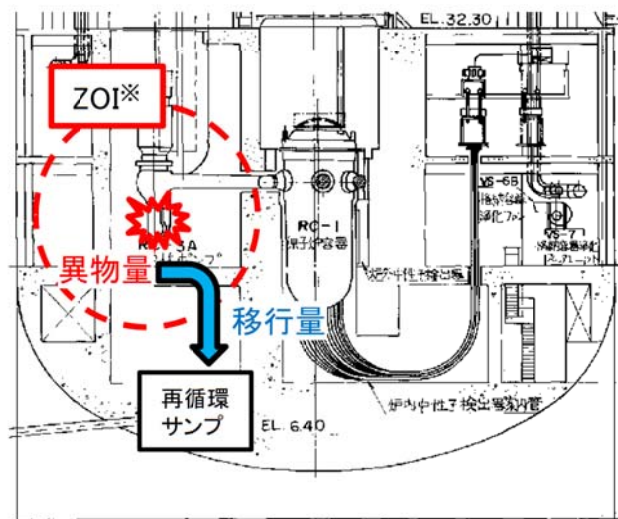
高浜発電所1、2号炉 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
1210-1 特別点検	高浜1, 2号炉の長期供用を経た原子炉格納容器の塗装に対して実施した付着力等の試験データから性能について確認した結果を示すこと。	平成28年〇月〇日 P2~P4
1210-2 特別点検	原子炉格納容器の塗装について、塗装時の施工が塗装の性能に与える影響について整理すること。	平成28年〇月〇日 P6
1210-3 特別点検	原子炉格納容器の塗装(DBA試験に合格した仕様のもの)の重大事故等時(SA時)の温度等環境下での性能維持について示すこと。	平成28年〇月〇日 P8~P15
1210-4 特別点検	原子炉格納容器の塗装の点検に対し、米国で適用されている規格(ASTM)の力量要件に対する評価について整理すること。	平成28年〇月〇日 P17
1210-5 低サイクル疲労	今後発生する過渡回数を1回としている事象が疲労累積係数に与える影響を示すこと。	平成28年〇月〇日 P19~21
1210-6 中性子照射脆化	高浜1号炉の第4回試験片の照射量(約51EFPY)が原子炉容器の約72年に相当するとした計算内容を説明すること。	平成28年〇月〇日 P23
1210-7 中性子照射脆化	上部棚吸収エネルギー(USE)予測値と実測値の関係を整理すること。	平成28年〇月〇日 P25~P28

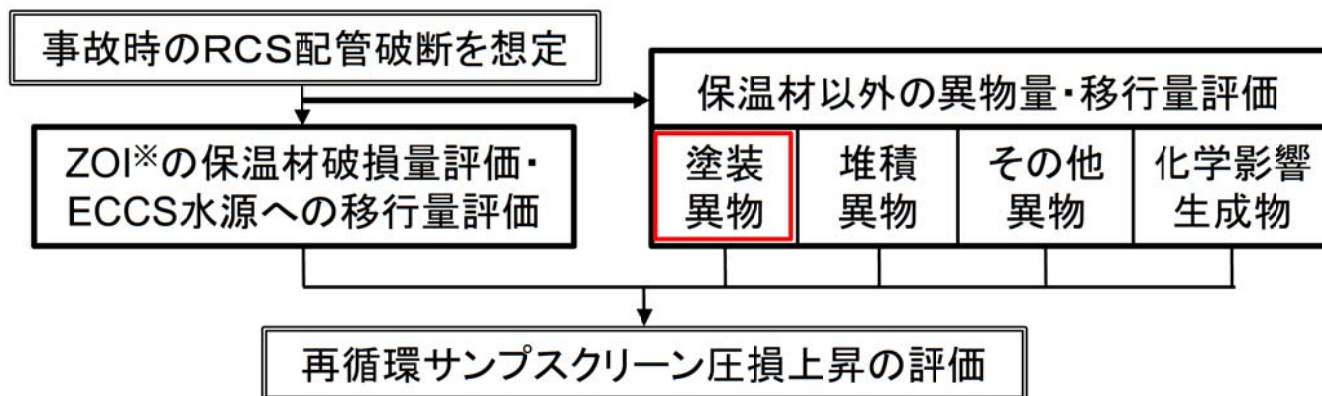
3. 原子炉格納容器塗装の重大事故等時の健全性について (1/8)

1. 原子炉格納容器内塗装の事故時性能

原子炉格納容器(CV)内面の塗装は、事故時の格納容器再循環サンプスクリーン性能評価の中で、格納容器再循環サンプスクリーン圧損を上昇させる要因(塗装異物)として評価する対象となっている。



【事故時の格納容器再循環サンプスクリーン性能評価概要】



※ZOI (Zone of influence): 破断配管からのジェットの影響を受ける範囲

【塗装異物量の評価】

塗装異物については、①配管破断口近傍の塗装が高温高圧の2相流ジェットの影響により剥離するケース、②CV内の温度・圧力等環境条件により塗料が劣化して剥離するケース、が考えられる。

①については10D (D: 破断想定配管の直径) の球形ZOI表面積相当を異物量として評価している

②についてはDBA試験により、耐DBA仕様であることが認められた塗装は異物量とせず、非DBA仕様塗装は当該塗料が異物となるものとして評価している

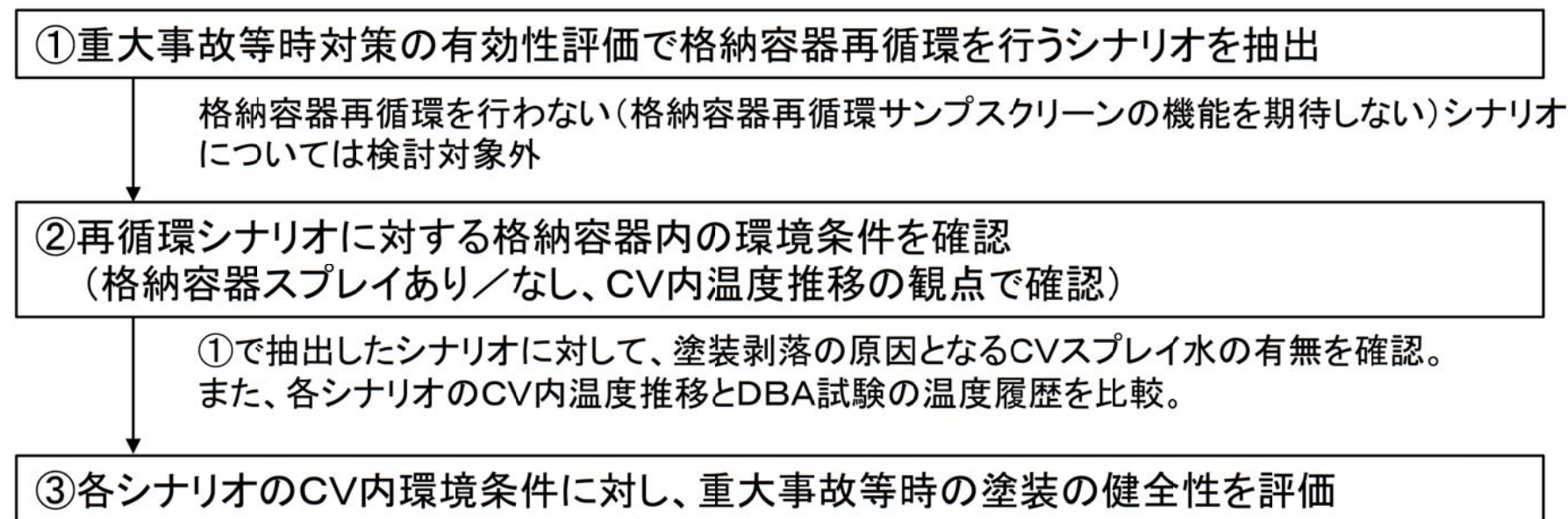
(高浜1, 2号炉のCV内面で使用している塗料は、DBA試験に合格した塗装であることが確認されている)

3. 原子炉格納容器塗装の重大事故等時の健全性について (2/8)

2. 塗装異物量評価における重大事故等時環境の考慮

高浜1, 2号炉の重大事故等時における塗装異物量の評価は、再循環サンプスクリーンの機能に期待するシナリオにおいてCV内環境条件がDBA試験条件と同程度又はDBA試験条件の方が過酷な環境であることから、設計基準事故時と同一の評価としている。

この評価の妥当性を確認するため、再循環サンプスクリーンの機能に期待する各シナリオに対して以下の観点でDBA試験条件との比較、CV鋼板内面塗装の健全性(塗膜が剥落しないこと)について検討を行った。



3. 原子炉格納容器塗装の重大事故等時の健全性について (3/8)

2. 塗装異物量評価における重大事故等時環境の考慮 (続き)

- 有効性評価シナリオのうち、CV再循環を行うシナリオとDBA試験条件の比較は下表の通りであり、
- ・CVスプレイを考慮するシナリオについては、DBA試験の試験条件に含まれる。
 - ・CVスプレイを考慮しないシナリオについては、一部の時間帯で温度がDBA試験を上回るものの、DBA試験条件と概ね同程度である。

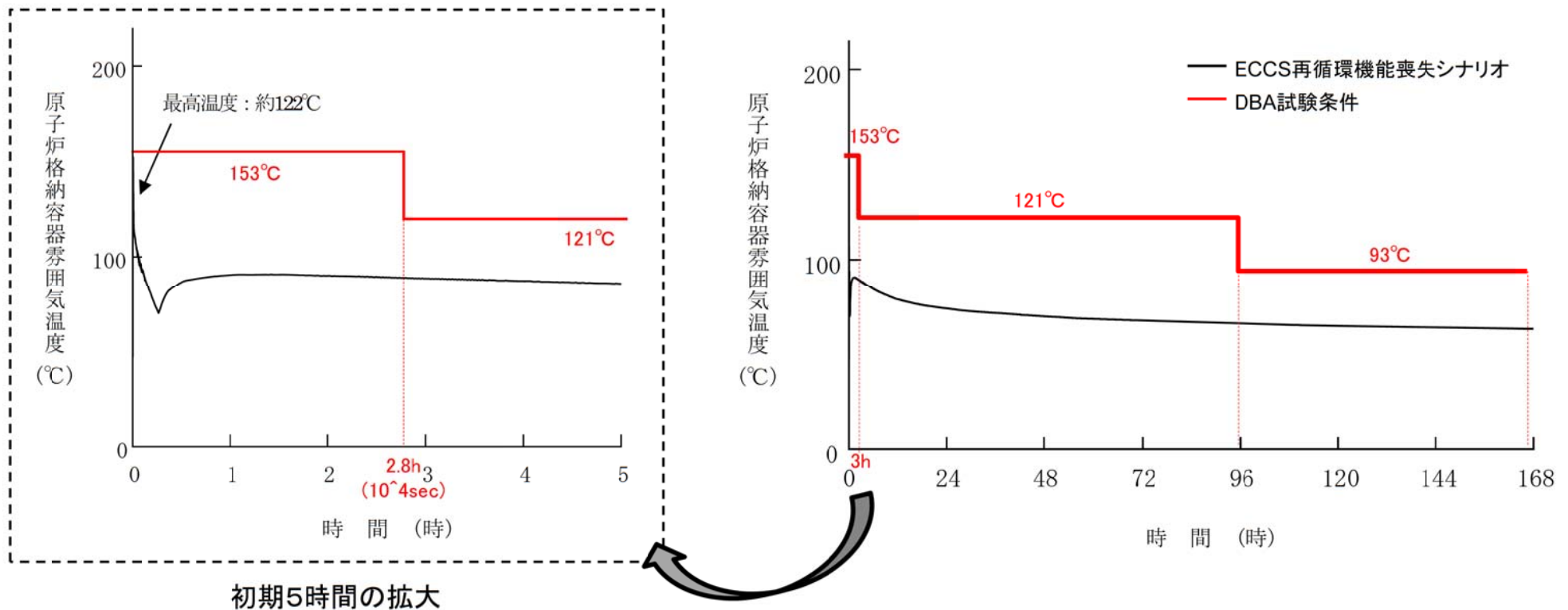
再循環のあるシナリオ	CV スプレイ	RCS 破断形態	塗装のDBA試験条件からの評価
ECCS再循環機能喪失	あり	大破断	○事故時の温度条件が塗装のDBA試験条件内にある。
全交流動力電源喪失	なし	破断 なし	○DBA試験の最高温度(153℃)はSA時の最高温度(110℃)を包含している。 ○事故発生96時間までのDBA試験温度(121℃)はSA時温度を包含している。 ○96時間以降7日までのDBA試験温度(93℃)は、SA時温度(約100～110℃程度)を若干下回っているものの、概ね同等。
原子炉格納容器の除熱機能喪失	なし	中小 破断	○DBA試験の最高温度(153℃)はSA時の最高温度(129℃)を包含している。 ○事故発生96時間までのDBA試験温度(121℃)は、SA時温度(約129～110℃)を一部で若干下回っているものの、概ね同等である。 ○96時間以降7日までのDBA試験温度(93℃)は、SA時温度(約110℃～100℃)を若干下回っているものの、概ね同等。

3. 原子炉格納容器塗装の重大事故等時の健全性について (4/8)

3. CVスプレイありのシナリオとDBA試験条件の比較及び塗装の健全性

CVスプレイを考慮するシナリオである「ECCS再循環機能喪失」シナリオにおけるCV内温度推移は以下の通り。

CVスプレイによる温度低下が期待できるため、各時間帯でのCV内温度はDBA試験条件に包絡されており、重大事故等時においても塗装の健全性が確認されている。



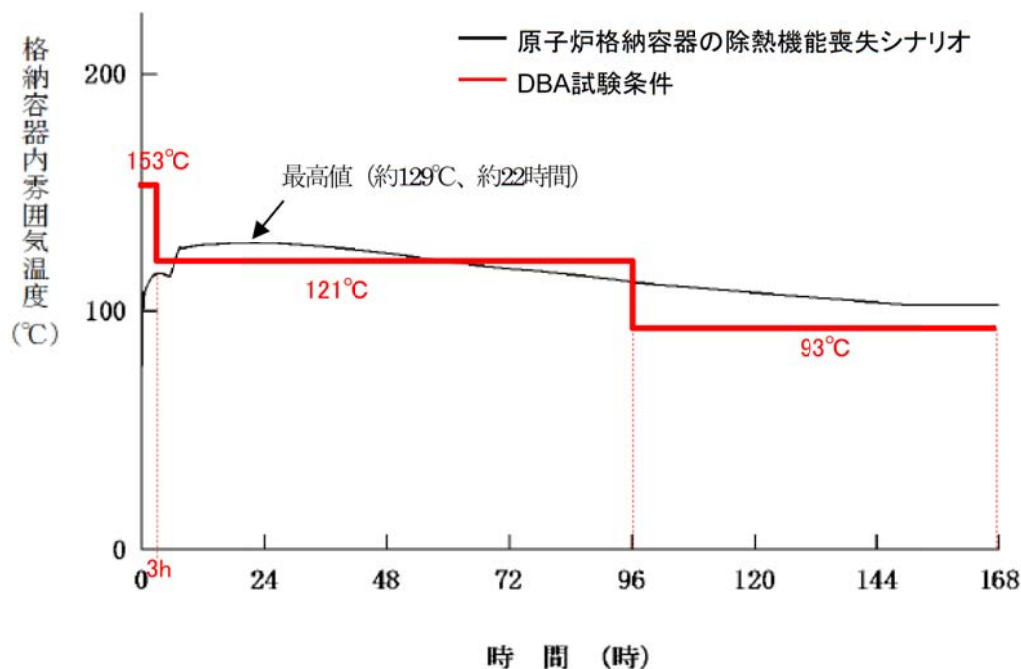
3. 原子炉格納容器塗装の重大事故等時の健全性について (5/8)

4. CVスプレイなしのシナリオとDBA試験条件の比較及び塗装の健全性

CVスプレイを考慮しないシナリオである「原子炉格納容器の除熱機能喪失」シナリオにおけるCV内温度推移は以下の通り。

高浜1, 2号炉のCV鋼板内面塗装はASTM D3911に記載される条件にてDBA試験を実施しているが、大破断LOCA時環境を包絡するDBA試験条件と比較して、CVスプレイを考慮しないシナリオ(中小破断LOCA又はRCS破断なし)では初期の温度過渡が緩やか。また、塗装がCVスプレイ水を受けないという面でも環境としては緩やかな条件。

さらに、SA有効性評価シナリオの最高到達温度はDBA試験条件の最高温度153°Cに十分含まれていることから、重大事故等時においても塗装は健全であると考えられる。

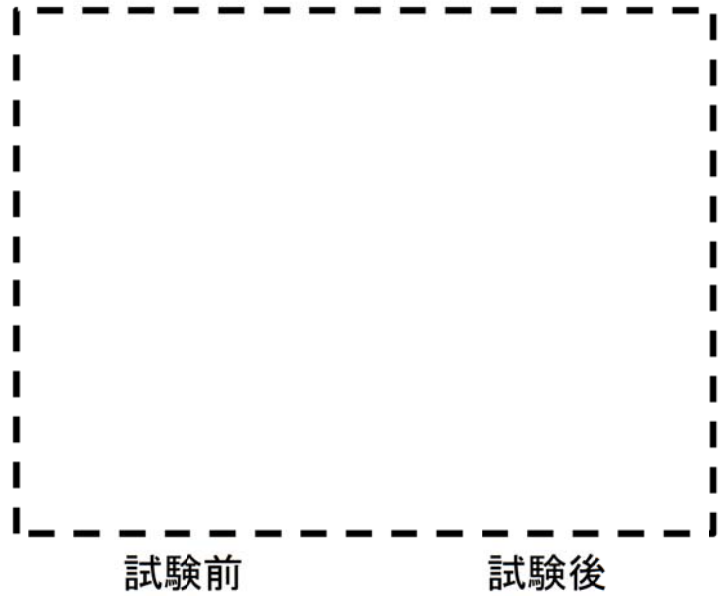


3. 原子炉格納容器塗装の重大事故等時の健全性について (6/8)

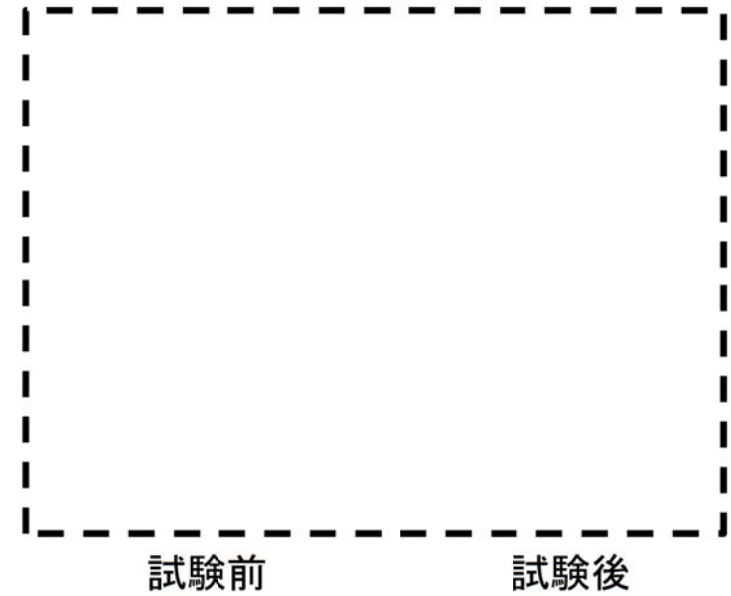
5. 高浜1, 2号炉CV鋼板塗装のDBA試験結果

高浜1, 2号炉で使用している塗装についてはDBA試験に合格しているものであり、試験後の観察結果では、環境条件として厳しい「スプレイ水を直接受ける面」についても塗装の剥落が確認されていない。

高浜1号炉 建設時塗装
観察面:表
(スプレイ水を直接受ける面)



高浜2号炉 建設時塗装
観察面:表
(スプレイ水を直接受ける面)



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

3. 原子炉格納容器塗装の重大事故等時の健全性について (7/8)

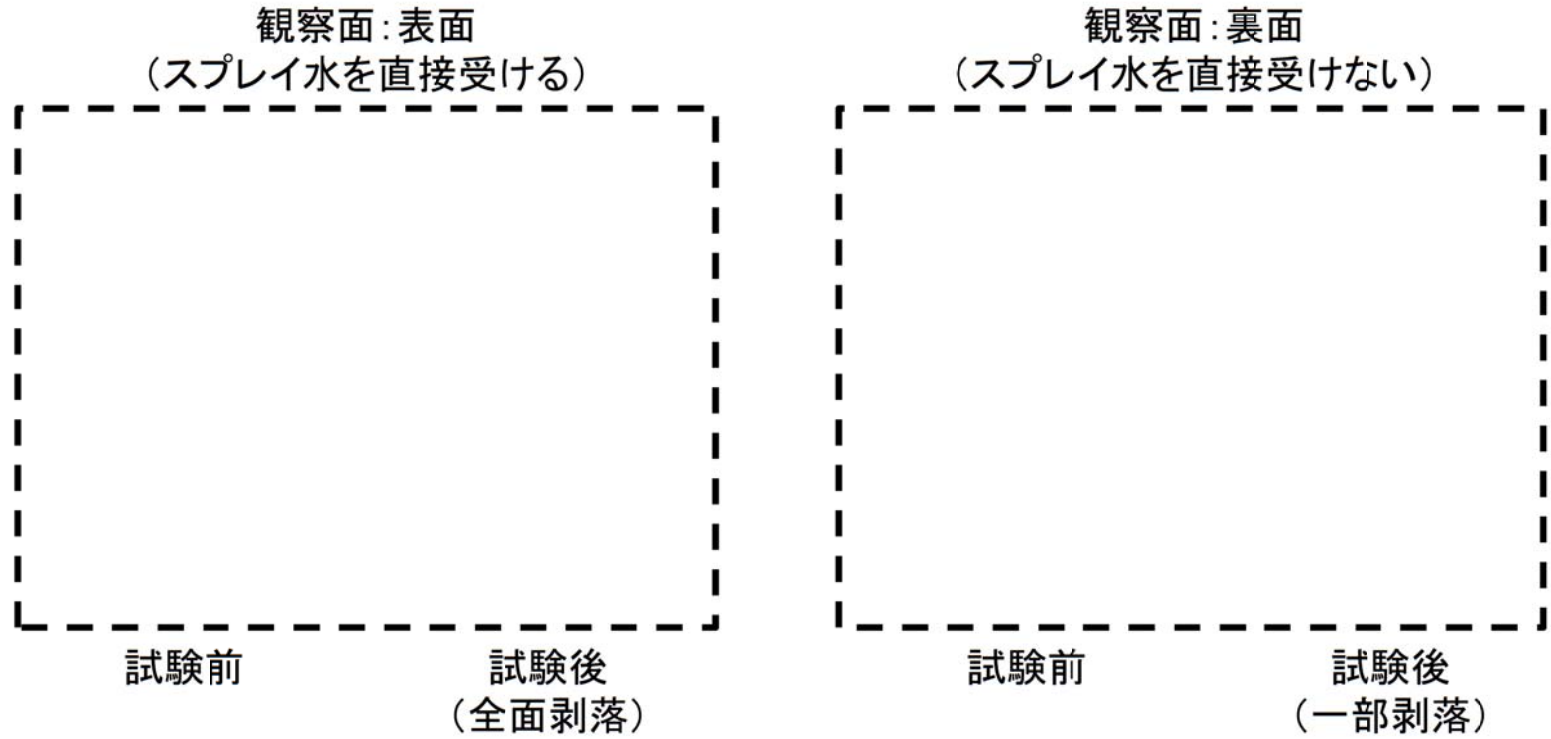
6. DBA試験におけるCVスプレイ水の有無による塗装影響

スプレイ水の有無による環境条件の差異として、下図にDBA試験において不合格となった塗装※試験片の例を示す。鋼板塗装の試験片は両面に塗装を実施しているが、スプレイ水を直接受ける表面とスプレイ水を直接受けない裏面において、塗装の剥落程度に差が見られた。

このことから、「スプレイ水を直接受ける」ことが剥落有無に影響を与えるものと言え、CVスプレイを考慮しないシナリオは、DBA試験条件と比較して緩やかな環境条件であると言える。

※当該の塗装は高浜1, 2号炉において使用しているものとは異なる

DBA試験において不合格となった塗装※の例



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

3. 原子炉格納容器塗装の重大事故等時の健全性について (8/8)

7. まとめ

- 高浜1、2号炉の原子炉格納容器鋼板内面の塗装(DBA試験に合格した仕様のもの)について、重大事故等時(SA時)の温度等環境下での性能を検討するため、格納容器再循環サンプスクリーン機能を期待するシナリオを抽出した
- 抽出したシナリオのうち、格納容器スプレイありのシナリオについては、SA時の温度条件がDBA試験に用いた条件内にあり、重大事故等時においても塗装の健全性が確認されている
- 抽出したシナリオのうち、格納容器スプレイなしのシナリオについては、一部の時間帯で温度がDBA試験を上回るものの試験条件と概ね同程度であり、また、CVスプレイを考慮しないSAシナリオと比較してDBA試験は過酷な設定(温度過渡、スプレイ水の模擬)となっていることから、重大事故等時においても塗装は健全であると考えられる
- 以上より、DBA試験に合格した塗装はSA時のCV内環境下においても大きな剥落が生じることはなく、事故時に期待される性能が維持できるものと考えられる
- 加えて、SA時のCV鋼板内面塗装の健全性実証については中長期的な知見拡充として引き続き取り組んでいく

高浜発電所1、2号炉 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
1210-1 特別点検	高浜1, 2号炉の長期供用を経た原子炉格納容器の塗装に対して実施した付着力等の試験データから性能について確認した結果を示すこと。	平成28年〇月〇日 P2~P4
1210-2 特別点検	原子炉格納容器の塗装について、塗装時の施工が塗装の性能に与える影響について整理すること。	平成28年〇月〇日 P6
1210-3 特別点検	原子炉格納容器の塗装(DBA試験に合格した仕様のもの)の重大事故等時(SA時)の温度等環境下での性能維持について示すこと。	平成28年〇月〇日 P8~P15
1210-4 特別点検	原子炉格納容器の塗装の点検に対し、米国で適用されている規格(ASTM)の力量要件に対する評価について整理すること。	平成28年〇月〇日 P17
1210-5 低サイクル疲労	今後発生する過渡回数を1回としている事象が疲労累積係数に与える影響を示すこと。	平成28年〇月〇日 P19~21
1210-6 中性子照射脆化	高浜1号炉の第4回試験片の照射量(約51EFPY)が原子炉容器の約72年に相当するとした計算内容を説明すること。	平成28年〇月〇日 P23
1210-7 中性子照射脆化	上部棚吸収エネルギー(USE)予測値と実測値の関係を整理すること。	平成28年〇月〇日 P25~P28

4. 原子炉格納容器の塗装の点検実施者に対する力量管理

高浜1, 2号炉の現状保全(定検毎の点検)と米国ASTM規格に基づく点検における、点検実施者に対する力量要件の比較を以下に示す。

高浜1, 2号炉における原子炉格納容器鋼板塗装の点検については、当社QMSに基づく保全活動により要員に対する必要な力量が確保されている。

点検に係る力量要件の比較

ASTM D5163-08	高浜1, 2号炉における点検
<p>塗装の点検に対し、「目視による評価や塗膜状態の評価は、専門家(Nuclear Coating Specialist)又は専門家により妥当と判断された要員が実施すべき」と規定しており、専門家は(例として)業務経験等を勘案して点検実施者を指定する。</p> <p>ASTMガイドでは、この専門家に対して学歴や実務経験*1等の要件を付しているが、専門家が指定する点検実施者に対しては特に規定はない。</p> <p>また、この専門家の業務範囲は点検の実施以外に、検査基準の策定、塗装に異常が確認された場合の処置等も含まれる。</p> <p>*1 大学卒(高校卒)で実務経験3年(7年)を有する等</p>	<p>当社QMSに基づく調達管理により、請負会社へは品質マネジメントシステムを要求、品質に係る仕事に従事する要員に対して教育訓練を要求している。</p> <p>特に、作業責任者へは同種工事の実務経年を要件とするとともに、定検時のCV塗装点検作業については当社の技能認定制度*2で認定された者が作業責任者となるよう調達要求している。</p> <p>実際の点検では作業責任者が点検実施者に対して工事前の教育、日々のTBMにおける作業内容確認を行っており、また点検実施者も発電所での機器点検や保修経験が長いメンバーを中心に構成されている。</p> <p>なお、ASTMがNuclear Coating Specialistの業務範囲として規定する塗装に異常が確認された場合の処置等は、当社が請負会社からの連絡を受け必要な評価や対応を判断することとなっている。</p> <p>*2 所定時間の講習受講や実務経験等が認定条件</p>

高浜発電所1、2号炉 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
1210-1 特別点検	高浜1, 2号炉の長期供用を経た原子炉格納容器の塗装に対して実施した付着力等の試験データから性能について確認した結果を示すこと。	平成28年〇月〇日 P2~P4
1210-2 特別点検	原子炉格納容器の塗装について、塗装時の施工が塗装の性能に与える影響について整理すること。	平成28年〇月〇日 P6
1210-3 特別点検	原子炉格納容器の塗装(DBA試験に合格した仕様のもの)の重大事故等時(SA時)の温度等環境下での性能維持について示すこと。	平成28年〇月〇日 P8~P15
1210-4 特別点検	原子炉格納容器の塗装の点検に対し、米国で適用されている規格(ASTM)の力量要件に対する評価について整理すること。	平成28年〇月〇日 P17
1210-5 低サイクル疲労	今後発生する過渡回数を1回としている事象が疲労累積係数に与える影響を示すこと。	平成28年〇月〇日 P19~21
1210-6 中性子照射脆化	高浜1号炉の第4回試験片の照射量(約51EFPY)が原子炉容器の約72年に相当するとした計算内容を説明すること。	平成28年〇月〇日 P23
1210-7 中性子照射脆化	上部棚吸収エネルギー(USE)予測値と実測値の関係を整理すること。	平成28年〇月〇日 P25~P28

5. 1回のみでの過渡事象が疲労累積係数に与える影響について (1/3)

(1) 今後発生する過渡回数を1回と想定している過渡

高浜発電所1号炉、又は2号炉の劣化状況評価において、今後の発生回数を1回のみ想定している過渡は以下のとおりである。これらの過渡事象による疲労累積係数への影響を示すこととする。

表1 低サイクル疲労評価において今後の発生回数を1回のみ想定している過渡事象

番号	過渡事象	評価用過渡回数※1 (括弧内は今後の発生回数)	
		高浜1号	高浜2号
1	90%から100%へのステップ状負荷上昇	5(1)	3(1)
2	100%から90%へのステップ状負荷減少	6(1)	3(1)
3	100%からの大きいステップ状負荷減少	4(1)	4(2)※2
4	1ループ停止/起動 I)停止 II)起動	1(1)	1(1)
5		1(1)	1(1)
6	負荷の喪失	4(1)	7(3)※2
7	1次冷却材流量の部分喪失	4(3)※2	1(1)
8	100%からの原子炉トリップ II)不注意な冷却を伴うトリップ III)不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	1(1)	1(1)
9		1(1)	1(1)
10	1次冷却系の異常な減圧	1(1)	1(1)
11	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	1(1)	1(1)
12	1次冷却系停止ループの誤起動	1(1)	1(1)
13	タービン回転試験※3	10(0)	8(0)

※1 60年時点の評価に用いた過渡回数(実績回数+推定回数)。実績回数には今後発生しない試運転時の回数を含む。
 ※2 今後の発生回数は2回以上であるが、1号炉(2号炉)に合わせて影響評価対象とする。
 ※3 試運転時のみの過渡であるため今後の発生回数は0回であるが、1回発生した場合の影響を確認すべき過渡事象とした。

5. 1回のみ の 過渡事象が疲労累積係数に与える影響について (2/3)

(2) 疲労累積係数に与える影響

表1に示す過渡事象が1回発生した場合の疲労累積係数に与える影響を確認する。既評価に対してこれらの過渡の想定回数を1回増加させた場合に、疲労評価で確認している健全性(疲労累積係数 ≤ 1)に対する影響を確認するが、疲労評価に与える影響は機器・部位毎に異なるため、下記の考えに従って、代表評価機器・部位を選定し数値的な影響を確認する。

<代表確認機器・部位>

劣化状況評価で表1の過渡を考慮した疲労評価を実施しているクラス1機器について60年時点の疲労累積係数[※]が最も高い部位(弁、ステンレス鋼配管は機種内で最も高い部位)を選定する。

選定した機器・部位を下表に示す。

表2 代表確認機器・部位

高浜1号		高浜2号	
機器・部位	疲労累積係数 [※]	機器・部位	疲労累積係数 [※]
1次冷却材ポンプ(ケーシング吐出ノズル)	0.337	1次冷却材ポンプ(ケーシング吐出ノズル)	0.267
蒸気発生器(給水入口管台)	0.235	蒸気発生器(給水入口管台)	0.658
原子炉容器(スタッドボルト)	0.334	原子炉容器(スタッドボルト)	0.331
加圧器(スカート溶接部)	0.216	加圧器(スカート溶接部)	0.158
ステンレス鋼配管(加圧器スプレ配管)	0.404	ステンレス鋼配管(加圧器スプレ配管)	0.267
1次冷却材管(加圧器サージライン用管台)	0.465	1次冷却材管(加圧器サージライン用管台)	0.147
弁(玉形弁:抽出水しゃ断弁)	0.403	弁(玉形弁:抽出水しゃ断弁)	0.373
炉内構造物(上部炉心支持板)	0.181	炉内構造物(上部炉心支持板)	0.160

※ 設計・建設規格による評価結果および環境疲労評価手法による評価結果のうち大きい方の値

5. 1回のみでの過渡事象が疲労累積係数に与える影響について (3/3)

(3) 疲労累積係数に与える影響の確認結果

表2に示した代表機器・部位の疲労累積係数の内訳を分析し、表1に示す過渡事象1回あたりの疲労累積係数に与えている影響(Uf値)のうち最大の値を整理した。

この結果より、表1に示す過渡事象の想定回数を1回増加させた場合に疲労評価結果に与える影響は極めて軽微であり、仮にこれらの過渡事象が今後発生しても疲労割れに対する健全性には影響がないことを確認した。

表3 過渡事象1回あたりの疲労累積係数に与える影響

高浜1号			高浜2号		
機器・部位	過渡1回あたりの疲労累積係数※1	疲労累積係数※	機器・部位	過渡1回あたりの疲労累積係数※1	疲労累積係数※
1次冷却材ポンプ(ケーシング吐出ノズル)	0.004(9)	0.341	1次冷却材ポンプ(ケーシング吐出ノズル)	0.004(9)	0.271
蒸気発生器(給水入口管台)	0.001(9)	0.236	蒸気発生器(給水入口管台)	0.004(9)	0.662
原子炉容器(スタッドボルト)	0.001(12)	0.335	原子炉容器(スタッドボルト)	0.001(12)	0.332
加圧器(スカート溶接部)	0.001(6)	0.215	加圧器(スカート溶接部)	0.001(6)	0.159
ステンレス鋼配管(加圧器スプレ配管)	0.007(10)	0.411	ステンレス鋼配管(加圧器スプレ配管)	0.004(10)	0.271
1次冷却材管(加圧器サージライン用管台)	0.001(9)	0.466	1次冷却材管(加圧器サージライン用管台)	0.001(11)	0.148
弁(玉形弁:抽出水しゃ断弁)	0.001(9)	0.404	弁(玉形弁:抽出水しゃ断弁)	0.001(9)	0.374
炉内構造物(上部炉心支持板)	0.004(9)	0.185	炉内構造物(上部炉心支持板)	0.004(9)	0.164

※1: 表1に示す過渡事象のうち、疲労累積係数への寄与が最大のものの値。なお、0.001は、0.001以下であることを示す。

()内の数字は表1の過渡事象の番号

※2: 表2に示す疲労累積係数に過渡1回あたりの疲労累積係数を加えたもの。(参考値)

高浜発電所1、2号炉 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
1210-1 特別点検	高浜1, 2号炉の長期供用を経た原子炉格納容器の塗装に対して実施した付着力等の試験データから性能について確認した結果を示すこと。	平成28年〇月〇日 P2~P4
1210-2 特別点検	原子炉格納容器の塗装について、塗装時の施工が塗装の性能に与える影響について整理すること。	平成28年〇月〇日 P6
1210-3 特別点検	原子炉格納容器の塗装(DBA試験に合格した仕様のもの)の重大事故等時(SA時)の温度等環境下での性能維持について示すこと。	平成28年〇月〇日 P8~P15
1210-4 特別点検	原子炉格納容器の塗装の点検に対し、米国で適用されている規格(ASTM)の力量要件に対する評価について整理すること。	平成28年〇月〇日 P17
1210-5 低サイクル疲労	今後発生する過渡回数を1回としている事象が疲労累積係数に与える影響を示すこと。	平成28年〇月〇日 P19~21
1210-6 中性子照射脆化	高浜1号炉の第4回試験片の照射量(約51EFPY)が原子炉容器の約72年に相当するとした計算内容を説明すること。	平成28年〇月〇日 P23
1210-7 中性子照射脆化	上部棚吸収エネルギー(USE)予測値と実測値の関係を整理すること。	平成28年〇月〇日 P25~P28

6. 第4回監視試験が約72年の照射量に相当するとした計算内容

高浜1号炉の第4回監視試験片の中性子照射量は、原子炉容器の板厚1/4深さ位置における約51EFPY相当の照射量となっている。

この約51EFPYという照射量は、暦年に換算すると約72年に相当する。以下にEFPYから暦年への換算に係る計算内容を示す。

第4回監視試験片の照射量:約 51 EFPY【実測値】	
現時点までの運転実績(1974年11月~2015年12月の実績値) EFPY : 25.7 EFPY (累積設備利用率62.9%) 暦年 : <u>約 41 年</u>	将来の運転予測(設備利用率80%と仮定) EFPY : $51 - 25.7 = 25.3$ EFPY 暦年 : $25.3 \div 0.8 =$ <u>約 31 年</u>

約41年 + 約31年 = 約 72 年

高浜発電所1、2号炉 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
1210-1 特別点検	高浜1, 2号炉の長期供用を経た原子炉格納容器の塗装に対して実施した付着力等の試験データから性能について確認した結果を示すこと。	平成28年〇月〇日 P2~P4
1210-2 特別点検	原子炉格納容器の塗装について、塗装時の施工が塗装の性能に与える影響について整理すること。	平成28年〇月〇日 P6
1210-3 特別点検	原子炉格納容器の塗装(DBA試験に合格した仕様のもの)の重大事故等時(SA時)の温度等環境下での性能維持について示すこと。	平成28年〇月〇日 P8~P15
1210-4 特別点検	原子炉格納容器の塗装の点検に対し、米国で適用されている規格(ASTM)の力量要件に対する評価について整理すること。	平成28年〇月〇日 P17
1210-5 低サイクル疲労	今後発生する過渡回数を1回としている事象が疲労累積係数に与える影響を示すこと。	平成28年〇月〇日 P19~21
1210-6 中性子照射脆化	高浜1号炉の第4回試験片の照射量(約51EFPY)が原子炉容器の約72年に相当するとした計算内容を説明すること。	平成28年〇月〇日 P23
1210-7 中性子照射脆化	上部棚吸収エネルギー(USE)予測値と実測値の関係を整理すること。	平成28年〇月〇日 P25~P28

7. 上部棚吸収エネルギー予測値と実測値の関係

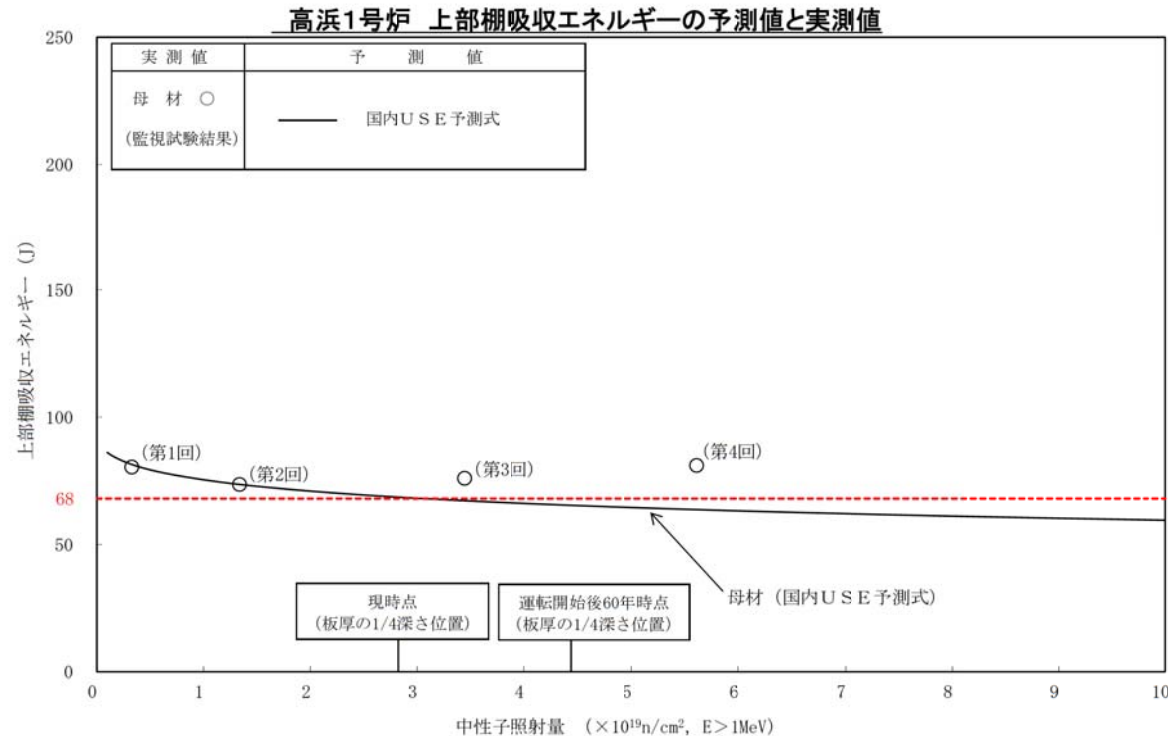
これまで実施した計4回の監視試験結果を基に、JEAC4201-2007/2013追補版に規定されている予測式によって評価した結果、高浜1号炉の60年時点の上部棚吸収エネルギーは65Jになるとの結果が得られたため、JEAC4206の規定により、68Jを下回る場合に要求されている破壊力学評価を実施した。

60年時点の上部棚吸収エネルギー予測値(65J)を用いて実施した破壊力学評価の結果、JEAC4206の要求事項を満足しており、原子炉容器の健全性に問題がないことを確認している。

(2015年12月10日審査会合資料参照)

なお、高浜1号炉は第4回監視試験までに上部棚吸収エネルギーの評価部位である板厚の1/4深さにおける約72年相当の照射量に値するデータが採取できているが、それらの実測データは68Jを下回っていない。

今後も監視試験によって得られる上部棚吸収エネルギー実測値を基に適宜再評価を実施し、原子炉の健全性を確認していく。

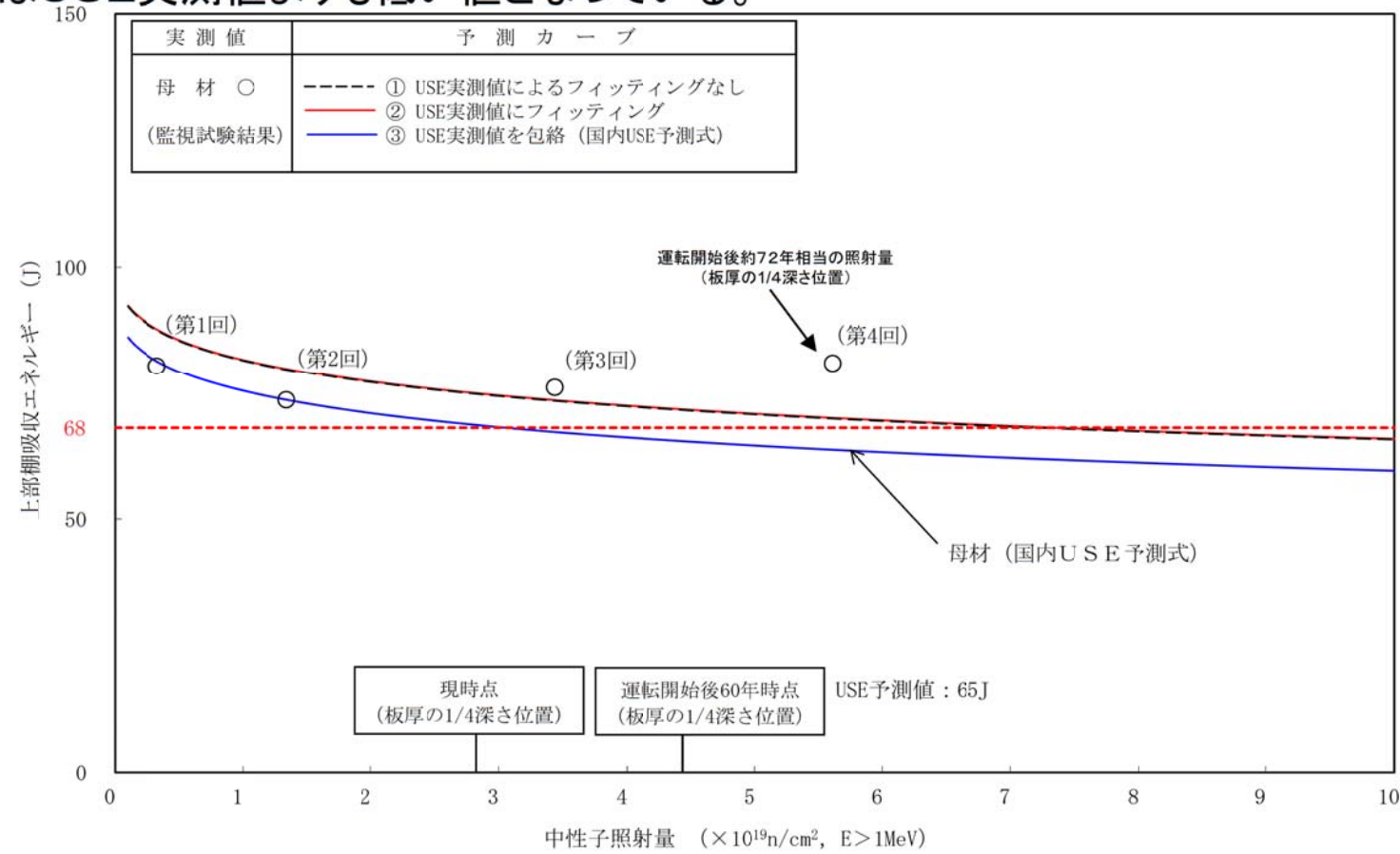


7. 上部棚吸収エネルギー予測値と実測値の関係

【JEAC4201に基づく上部棚吸収エネルギー予測値の算出方法】

1. 化学成分と照射量から、上部棚吸収エネルギー(USE)予測カーブ(USE実測値によるフィッティングなし)を作成する(①のカーブ)。
2. JEAC4201の規定に基づき、①の予測カーブをUSE実測値にフィッティングする。(②のカーブ)
3. Δ USE実測値のうち最も大きいものが Δ USE予測値を上回る場合は、当該のUSE実測値を包絡するように予測カーブを再設定する。(③のカーブ)

➡ 上記の通りJEAC4201に基づく上部棚吸収エネルギー予測を実施しており、高浜1号炉では第2回監視試験時の Δ USE実測値が最も大きい数値を示していることから、第3・4回監視試験の照射量におけるUSE予測値はUSE実測値よりも低い値となっている。



3. 健全性評価(1/10)

4

3-1 監視試験結果

- ・(社)日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201)等の規定に従い、これまで計4回の監視試験を実施。監視試験結果を以下に示す。

高浜1号炉 原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	Tr30*1(°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
初期値	-	0	0	-48	-52	98	158	137
第1回	1976年4月	0.3 [約3EFPY] *2	26	-15	-16	80	127	128
第2回	1984年2月	1.3 [約12EFPY] *2	58	8	1	74	123	124
第3回	2002年11月	3.4 [約31EFPY] *2	72	29	21	76	127	125
第4回	2009年9月	5.6 [約51EFPY] *2	99	58	45	81	131	125

*1:シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。関連温度はTr30の移行量と関連温度初期値から算出する。

【関連温度初期値】高浜1号炉 母材:-4°C 溶接金属:-53°C 熱影響部:-40°C

*2:内表面から板厚tの1/4t深さでのEFPY。EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

3. 健全性評価(5/10)

3-3 上部棚吸収エネルギー評価

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式(JEAC4201の国内USE予測式)を用いて運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。

その結果、「(社)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)」(以下 JEAC4206)で要求している68J以上を高浜2号炉は満足しているが、高浜1号炉は下回っているため、JEAC4206の規定に従い破壊力学評価を実施した。

なお、高浜1号炉はこれまで4回の監視試験を実施しており、第4回の監視試験では運転開始後約72年相当の照射量(板厚の1/4深さ換算)のデータが採取されているが、これまで計測した上部棚吸収エネルギーの最低値は74Jであり、JEAC4206で要求している68Jに対して余裕のある結果となっている。(スライド4参照)

**原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する
上部棚吸収エネルギーの予測値**

		初期値	2015年4月 時点*1	運転開始後 60年時点*1*2
高浜1号炉	母材	98	69	65
	溶接金属	158	115	109
高浜2号炉	母材	141	108	104
	溶接金属	172	113	106

*1: 板厚tの1/4t深さでの予測値

*2: 将来の設備利用率を80%と仮定して算出

(単位:J)