

高浜発電所1号機及び2号機
高経年化技術評価及び特別点検に係る
第三者レビュー結果
報告書

平成 30 年 3 月

一般財団法人 発電設備技術検査協会

本報告書は、一般財団法人 発電設備技術検査協会が実施した「高浜発電所 1号機及び 2 号機 高経年化技術評価及び特別点検に係る第三者レビュー結果」をまとめたものです。

この報告書の著作権は、一般財団法人 発電設備技術検査協会が有しています。

目 次

用語一覧	iii
I. 緒言	I-1
1. 目的	I-1
2. 第三者レビューにあたって	I-1
2.1 高経年化技術評価に係る第三者レビューにあたって	I-1
2.2 特別点検に係る第三者レビューにあたって	I-3
3. 実施工程	I-4
4. 実施体制	I-4
II. 高経年化技術評価に係る第三者レビュー結果	II-1
1. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定結果	II-1
2. 原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労の評価結果	II-1
3. 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化の評価結果	II-2
3.1 運転開始後 60 年時点での関連温度、 上部棚吸収エネルギー及び加圧熱衝撃評価	II-2
3.2 運転開始後 60 年時点での関連温度予測に基づいた 温度・圧力の制限範囲	II-4
3.3 上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回った場合の評価	II-5
4. 原子炉容器の現状保全（供用期間中検査）結果	II-5
5. まとめ	II-7
III. 特別点検に係る第三者レビュー結果	III-1
1. 原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%）の UT 結果	III-1
2. 一次冷却材ノズルコーナー部の ECT 結果	III-2
3. 炉内計装筒（全数）溶接部の MVT-1 結果	III-3
4. 炉内計装筒（全数）内面熱影響部の ECT 結果	III-4
5. まとめ	III-4
IV. 結言	IV-1
添付資料	
添付資料 I.1 高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定	添 I.1-1
添付資料 I.2 特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定	添 I.2-1
添付資料 II.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定	添 II.1-1
添付資料 II.2 原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労の評価	添 II.2-1

添付資料 II.3	運転開始後 60 年時点での関連温度、 上部棚吸収エネルギー及び加圧熱衝撃評価	添 II.3-1
添付資料 II.4	運転開始後 60 年時点での関連温度予測に基づいた 温度・圧力の制限範囲	添 II.4-1
添付資料 II.5	上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回った場合の評価	添 II.5-1
添付資料 II.6	原子炉容器の現状保全（供用期間中検査）	添 II.6-1
添付資料 III.1	原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%） の UT 方法	添 III.1-1
添付資料 III.2	一次冷却材ノズルコーナー部の ECT 方法	添 III.2-1
参考資料		
	原子炉容器の技術評価書	参-1

用語一覧

《高経年化技術評価に係る第三者レビュー》

経年劣化事象 機器に要求される性能又は材料の性質が時間の経過とともに変化する事象をいう。

原子炉容器冷却材出入口管台 炉心を冷却する流体が出入りするために設けられている原子炉容器と配管との取合部をいう。

疲労 鋼材に繰り返し力が加わり、割れが生ずる事象をいう。

中性子照射脆化 鋼材が中性子の照射を受けることによって、粘り強さが低下する現象をいう。

関連温度 鋼材が粘り強い性質から徐々にもろい性質を帯びていく温度領域の「代表点」をいう。鋼材の粘り強さの指標として用いられる。

上部棚吸収エネルギー 鋼材が粘り強い性質を示す温度での衝撃試験の吸収エネルギーをいう。

加圧熱衝撃 加圧状態のまま原子炉容器内面が急冷されることをいう。

供用期間中検査 原子力発電所の運転（供用）開始後に、機器の健全性を確認するために実施する非破壊試験及び漏えい試験をいう。

《特別点検に係る第三者レビュー》

超音波探傷試験（UT） 超音波を対象物内部に伝播させ、欠陥の有無やその大きさを調べる非破壊試験をいう。

一次冷却材ノズルコーナー部 炉心を冷却するための流体が出入りするために設けられている原子炉容器と配管との取合部の内面のまるみの部分をいう。

渦電流探傷試験（ECT） 対象物表面に渦電流を発生させ、欠陥の有無を調べる非破壊試験をいう。

炉内計装筒 中性子束計測用シンブルを炉心に挿入するために、原子炉容器下部鏡に取付けられている筒をいう。

目視試験（MVT-1） 径が 0.025 mm のワイヤあるいは、これと同等の視認性を有する目視によって欠陥の有無を調べる非破壊試験をいう。

熱影響部 溶接による熱の影響を受けた部分をいう。

I. 緒言

1. 目的

関西電力株式会社（以下、関西電力という）の高浜発電所1号機及び2号機は、平成28年6月20日に運転期間を60年までとする運転期間延長の認可を得ている。関西電力では運転期間延長認可申請に際して、原子炉容器等に対する特別点検を実施するとともに、60年の運転期間を想定して安全上重要な機器・構造物に対する高経年化技術評価、並びにその評価結果を踏まえた長期の保守管理方針策定を行っており、原子力規制委員会は、これらの点検や技術評価結果について審査を行って、運転期間延長の認可を行っている。

関西電力は、40年を超える今後の長期運転に対する一層の安全性と信頼性を向上させるため、特に、重要な機器である原子炉容器に対する高経年化技術評価及び特別点検の実施内容について、第三者によるレビュー（以下、第三者レビューという）を受けることとし、第三者機関としての検証等の業務経験を多く有し、規格開発エキスパート資格、非破壊試験技術者資格及び非破壊試験の専門家を有する一般財団法人発電設備技術検査協会（以下、発電技検という）に、第三者レビューを依頼した。

発電技検では、関西電力からの依頼を受けて第三者として高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器に対して、関西電力が評価及び点検した内容について第三者レビューを行い、評価と点検が規格基準等に基づいて適切に行われているか確認した。この報告書は、発電技検が行った第三者レビューの結果をまとめたものである。

2. 第三者レビューにあたって

2.1 高経年化技術評価に係る第三者レビューにあたって

高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器に関する高経年化技術評価に係る第三者レビューを行うに際し、高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットを選定するとともに、「第三者レビュー基準」を定めた。「第三者レビュー基準」に該当すれば技術的に妥当なものと判断することとした。高経年化技術評価の第三者レビューフローを図 I-1 に示す。なお、高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器の技術評価書[1, 2]は、参考資料としてこの報告書に添付している。

(1) 高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定

高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器に関する高経年化技術評価に係る第三者レビューを行うに際し、表 I-1 に示す「高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定基準」を定め、この選定基準に基づき対象ユニットを選定した。

表 I-1 高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定基準

- ① 原子炉容器の仕様が同一であれば、任意のユニットを選定する。
- ② 原子炉容器の高経年化技術評価の評価手法が同一であれば、任意のユニットを選定する。
- ③ 原子炉容器の高経年化技術評価の評価手法を包含したユニットを選定する。
- ④ 原子炉容器の評価結果から経年変化の度合いが相対的に大きい結果となっているユニットを選定する。

高浜発電所 1 号機及び 2 号機の原子炉容器の種類や熱出力等の仕様は同一である。1 号機では「上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回った場合の評価」が行われているが、2 号機ではその必要はないことから評価は行われていない。その他の評価手法は 1 号機及び 2 号機では同一であり、1 号機の評価手法は 2 号機を包含している。1 号機と 2 号機の評価結果を比較した場合、1 号機の方が相対的に経年変化程度の度合いが大きい結果となっている。

これらのことから、「高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定基準」に基づき、1 号機をレビュー対象ユニットとした。詳細は、添付資料 I.1 に示す。

なお、2 号機については、1 号機と同様の高経年化技術評価が行われていることを確認することとした。

(2) 第三者レビュー基準

第三者レビューを行うために、表 I-2 に示す「第三者レビュー基準」を定め、次の何れかのレビュー基準に該当すれば技術的に妥当なものと判断することとした。

表 I-2 第三者レビュー基準

- ① 高経年化技術評価の方法が、公正、公平及び公開の条件下で作成された、指定された規格基準等に基づいている場合。指定されていない場合は、最新の規格基準等に基づいている場合。

公正、公平及び公開の条件下で作成された規格基準等は、一般社団法人日本原子力学会、一般社団法人日本機械学会及び一般社団法人日本電気協会等から発行されているものがある。
- ② 高経年化技術評価の方法が、過去の第三者委員会等で承認された方法と同様な方法により行われ、同様の結果が得られている場合。

過去の第三者委員会等は、国の実証試験、確性試験及び学協会での委員会等がある。
- ③ 理由や根拠等について説明がなされており、その説明内容が妥当な場合。

2.2 特別点検に係る第三者レビューにあたって

高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器に関する特別点検に係る第三者レビューを行うに際し、特別点検に係るレビュー対象ユニットを選定するとともに、「第三者レビュー基準」を定めた。「第三者レビュー基準」に該当すれば技術的に妥当なものと判断することとした。特別点検の第三者レビューフローを図 I-2 に示す。

(1) 特別手法に係るレビュー対象ユニットの選定

高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器に関する特別点検に係る第三者レビューを行うに際し、表 I-3 に示す「特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定基準」を定め、この選定基準に基づき対象ユニットを選定した。

表 I-3 特別点検に係るレビュー対象ユニット選定基準

- | |
|---|
| <ul style="list-style-type: none">① 原子炉容器の仕様が同一であれば、任意のユニットを選定する。② 原子炉容器の特別点検の手法が同一であれば、任意のユニットを選定する。③ 原子炉容器の特別点検の結果が同一であれば、任意のユニットを選定する。 |
|---|

高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器の種類や熱出力等の仕様は同一である。特別点検の手法及び結果ともに同一である。

これらのことから、「特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定基準」に基づけば、任意のユニットを選定できるため、高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定結果と整合する1号機をレビュー対象ユニットとした。詳細は、添付資料 I-2 に示す。

なお、2号機については、1号機と同様の特別点検が行われていることを確認することとした。

(2) 第三者レビュー基準

第三者レビューを行うために、表 I-4 に示す「第三者レビュー基準」を定め、次のレビュー基準に該当すれば技術的に妥当なものと判断することとした。

表 I-4 第三者レビュー基準

- ① 特別点検に対する要領書を定め、要領書に従って実施されている場合。
- ② 要領書で定められている対象部位、試験方法が「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」（原管 P 発第 1306197 号、改正 平成 26 年 8 月 26 日、原規発第 1408263 号、原子力規制委員会決定）に基づいている場合。
- ③ 要領書で定められている試験の方法が、公正、公平及び公開の条件下で作成された最新又は指定された年版の規格基準等に基づいている場合、あるいは、過去の第三者委員会等で承認された方法と同様な方法に基づいている場合。
公正、公平及び公開の条件下で作成された規格基準等は、一般社団法人日本原子力学会、一般社団法人日本機械学会及び一般社団法人日本電気協会等から発行されているものがある。
過去の第三者委員会等は、国の実証試験、確性試験及び学協会での委員会等がある。
- ④ 要領書には、試験員の資格又は要件、試験対象範囲、試験装置、試験要領、試験結果の記録方法が記載され、試験要領には装置の校正・調整方法、走査方法、判定の基準が記載されている場合。
- ⑤ 試験記録等により、試験が要領書及び手順書通りに行われ、要領書通りに試験結果が判定されている場合。

3. 実施工程

実施工程を表 I-5 示す。

4. 実施体制

実施体制を図 I-3 に示す。高経年化技術評価の第三者レビューについては、学識経験者、当該分野の専門家、研究機関の専門家及び第三者機関としての検証等の業務経験を多く有し、かつ、規格開発エキスパート資格を有する発電技検職員等で「高経年化技術評価第三者レビュー委員会」を組織して実施した。組織した委員会の委員名簿を表 I-6 に示す。特別点検の第三者レビューについては、非破壊試験技術者資格を有し、かつ、非破壊試験の専門家である発電技検職員等で「特別点検第三者レビューチーム」を組織して実施した。組織したチームのチーム員名簿を表 I-7 に示す。

参考文献

- [1]高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（40 年目）（別冊）容器の技術評価書 [運転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式会社
- [2]高浜発電所 2 号炉 高経年化技術評価書（40 年目）（別冊）容器の技術評価書 [運転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式会社

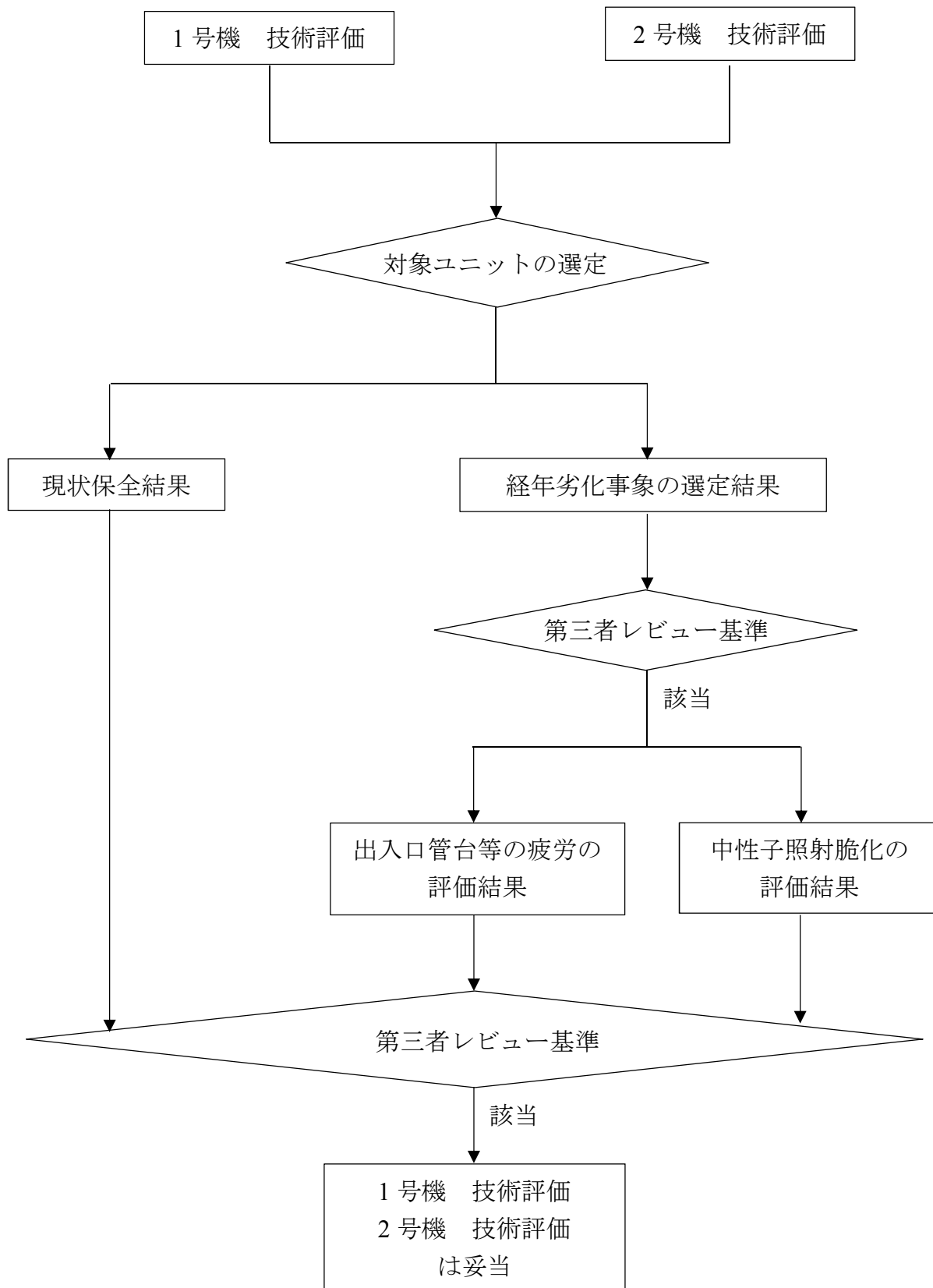


図 I-1 高経年化技術評価 第三者レビューフロー

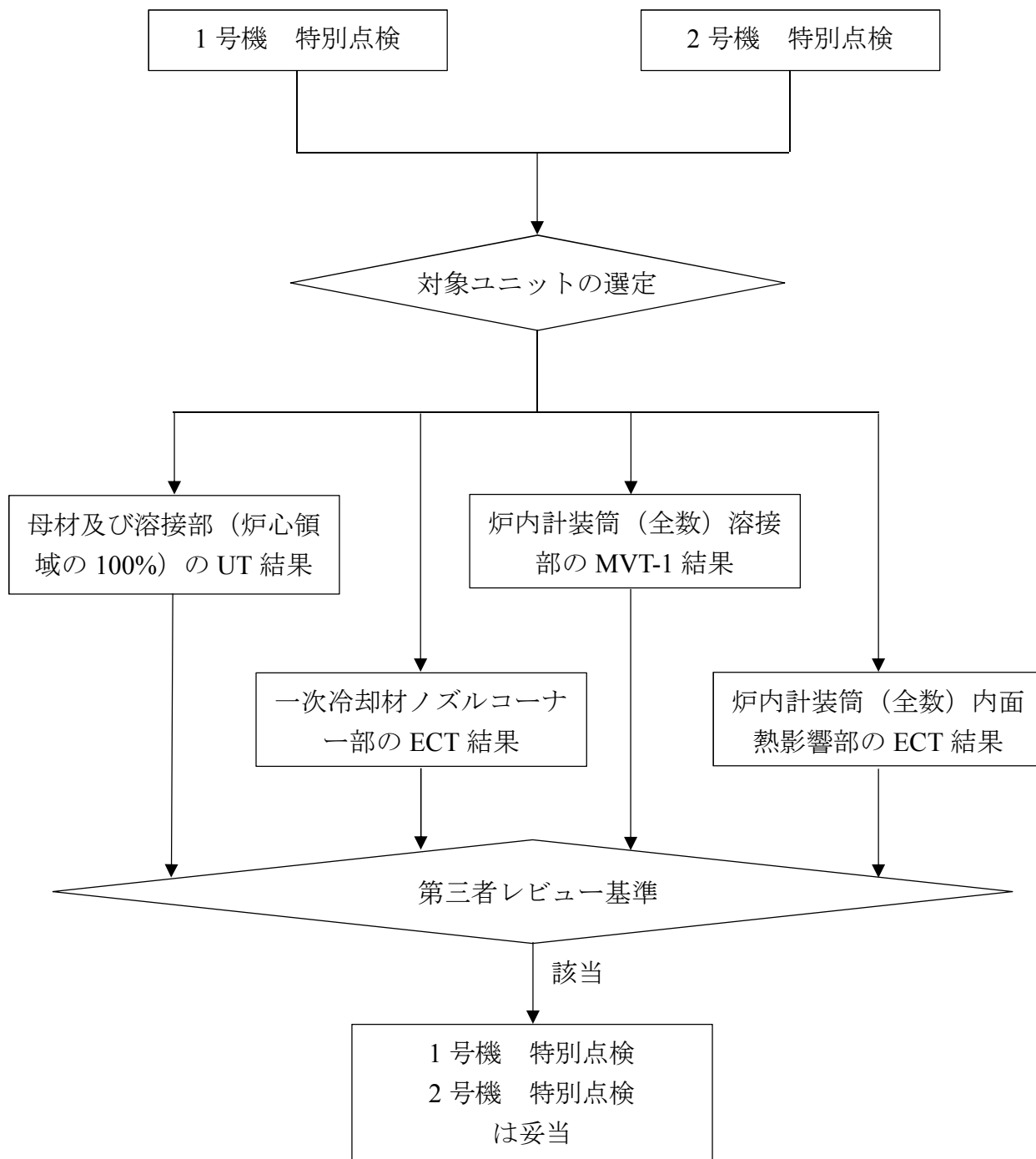


図 I-2 特別点検 第三者レビューフロー

表 I-5 高浜発電所 1 号機及び 2 号機 高経年化技術評価及び特別点検に係る第三者レビュー 実施工程表 (1/2)

項 目	平成 29 年 月												平成 30 年 月			
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3				
1. 高経年化技術評価																
第三者レビュー委員会								17	30	19			9			
①高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定																
②第三者レビュー基準																
③高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定結果																
④原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労の評価結果																
⑤胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化の評価結果																
⑥原子炉容器の現状保全（供用期間中検査）結果																

注 第三者レビュー委員会での数値は、委員会開催日を示す。

表 I-5 高浜発電所 1 号機及び 2 号機 高経年化技術評価及び特別点検に係る第三者レビュー 実施工程表 (2/2)

項 目	平成 29 年 月												平成 30 年 月			
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3				
2. 特別点検																
第三者レビューチーム																
①特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定																
②第三者レビュー基準																
③原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%）の UT 結果																
④一次冷却材ノズルコーナー部の ECT 結果																
⑤炉内計装筒（全数）溶接部の MVT-1 結果																
⑥炉内計装筒（全数）内面熱影響部の ECT 結果																
3. 報告書作成																

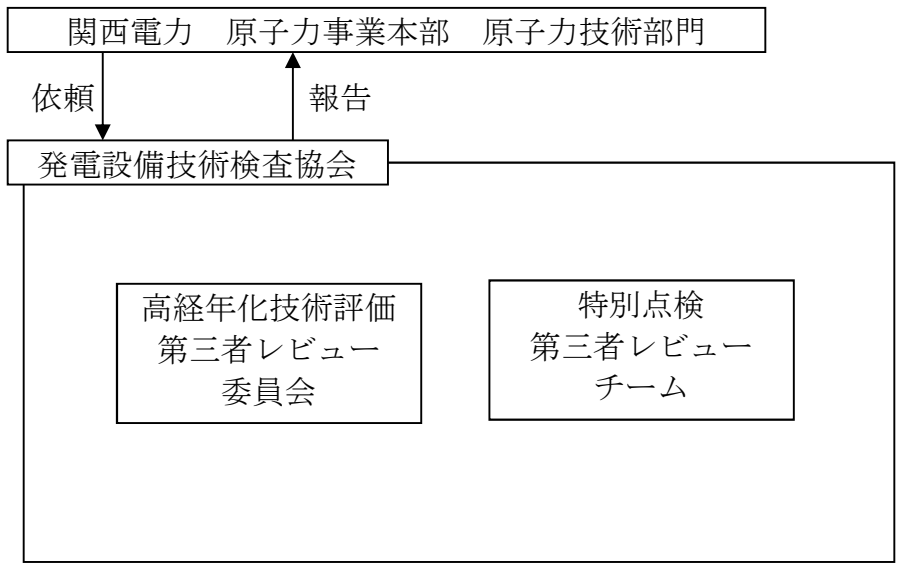


図 I-3 高経年化技術評価及び特別点検に係る第三者レビュー 実施体制

表 I-6 高経年化技術評価第三者レビュー委員会 委員名簿 (順不同、敬称略)

平成 30 年 3 月現在

委員長		
鈴木雅秀	国立大学法人長岡技術科学大学大学院	原子力システム安全工学専攻教授
副委員長		
森下和功	国立大学法人京都大学	エネルギー理工学研究所 准教授
委員		
浦部吉雄	構造強度の専門家	
大石勇一	一般財団法人発電設備技術検査協会	規格基準室
鹿島光一	一般財団法人発電設備技術検査協会	規格基準室
佐藤長光	一般財団法人発電設備技術検査協会	規格基準室
佐藤正信	材料強度の専門家	
長谷川忠之	一般財団法人発電設備技術検査協会	規格基準室
三浦直樹	一般財団法人電力中央研究所	材料科学研究所 軽水炉保全特別研究チーム 副チームリーダー

表 I-7 特別点検第三者レビューチーム チーム員名簿 (順不同、敬称略)

平成 30 年 3 月現在

古川敬	一般財団法人発電設備技術検査協会	溶接・非破壊検査技術センター
山本敏弘	一般財団法人発電設備技術検査協会	溶接・非破壊検査技術センター
程衛英	一般財団法人発電設備技術検査協会	溶接・非破壊検査技術センター

II. 高経年化技術評価に係る第三者レビュー結果

1. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定結果

(1) 機能達成に必要な項目

技術評価書[1]では、規格[2]に基づいて、機能達成に必要な項目として「バウンダリの維持」を必要としていることを確認した。

(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

技術評価書[1]では、規格[2]に基づいて、バウンダリを維持するため、主要な部位に展開し、各部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮して経年劣化事象を抽出している。規格[2]に基づいた経年劣化事象が網羅的に抽出されていることを確認した。抽出されている経年劣化事象を表 II.1-1 に示す。

表 II.1-1 抽出されている経年劣化事象

疲労割れ	ピitting
内張り下層部のき裂	応力腐食割れ
中性子照射脆化	腐食

抽出されている経年劣化事象が高経年化対策上着目すべきものかそうでないものかについて、判断基準を設けて事前評価が行われている。その結果、次の2つの事象について、「着目すべき経年劣化事象」とされていることを確認した。詳細は、添付資料 II.1 に示す。

- ① 冷却材出入口管台等の疲労割れ
- ② 下部胴（炉心領域部）の中性子照射脆化

2. 原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労の評価結果

技術評価書[1]では、構造が不連続であるため比較的大きな応力の発生する部位には規格[3]に基づいて疲労の評価が行われ、更にそれらの部位のうち冷却材に接液するものには規格[4]に基づいた環境効果を考慮した疲労の評価が行われていることを確認した。

技術評価書[1]では、構造が不連続であるため比較的大きな応力の発生する8つの評価対象部位について、これまでの運転実績に基づき、かつ、より保守的に設定した条件で疲労の評価が行われている。8つの評価対象部位での疲労評価が、相対的に大きい疲労累積係数を示した上位3つの評価対象部位を代表として、規格[3]に基づいて疲労のクロスチェック計算を実施した。その結果と技術評価書[1]での結果を比較して図 II.2-1 に示す。クロスチェックと技術評価書[1]は同様の結果を示している。

8つの評価対象部位のうち、接液部であり、環境効果を考慮した疲労評価が実施された5つの部位のうち、相対的に大きい環境疲労累積係数を示した上位2つの評価対象部位を代表として、規格[4]に基づいてクロスチェック計算を実施した。その

結果と技術評価書[1]での結果を比較して図 II.2-2 に示す。クロスチェックと技術評価書[1]は同様の結果を示している。

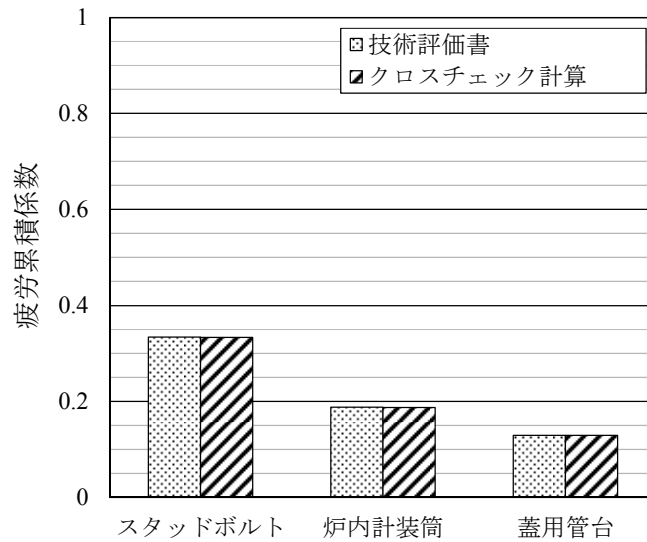


図 II.2-1 技術評価書[1]に示す疲労累積係数とクロスチェック計算の比較

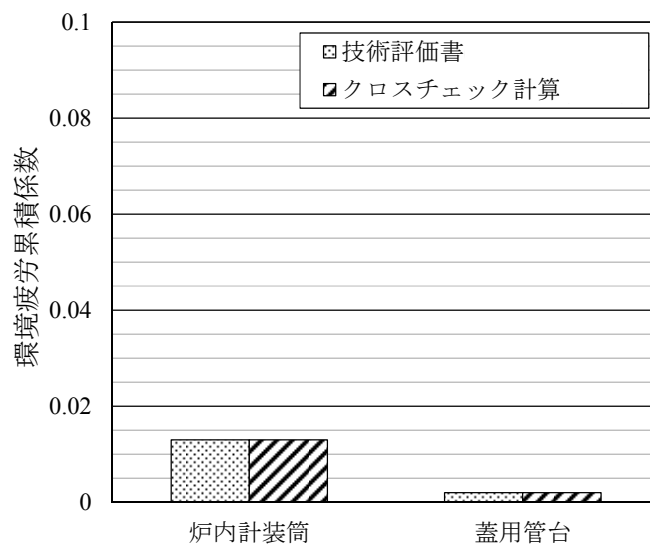


図 II.2-2 技術評価書[1]に示す環境疲労累積係数とクロスチェック計算の比較

図 II.2-1 及び図 II.2-2 の結果からも、技術評価書[1]は、規格[3, 4]に基づいて疲労の評価を実施したことが確認できる。詳細は、添付資料 II.2 に示す。

3. 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化の評価結果

3.1 運転開始後 60 年時点での関連温度、上部棚吸収エネルギー及び加圧熱衝撃評価

(1) 関連温度及び上部棚吸収エネルギーの評価

技術評価書[1]及び補足説明資料[5]では、第 1 回から第 4 回の監視試験結果等を用いて規格[6]に基づいて運転開始後 60 年時点での関連温度及び上部棚吸収エネ

ルギーの評価が行われていることを確認した。

規格[6]に基づいて第 1 回から第 4 回の監視試験結果等を用いた運転開始後 60 年時点での関連温度及び上部棚吸収エネルギーのクロスチェック計算を実施した。運転開始後 60 年時点での関連温度の技術評価書[1]との結果を比較して図 II.3-1 に、運転開始後 60 年時点での上部棚吸収エネルギーの技術評価書[1]との結果を比較して図 II.3-2 に示す。クロスチェックと技術評価書[1]は同様の結果を示している。

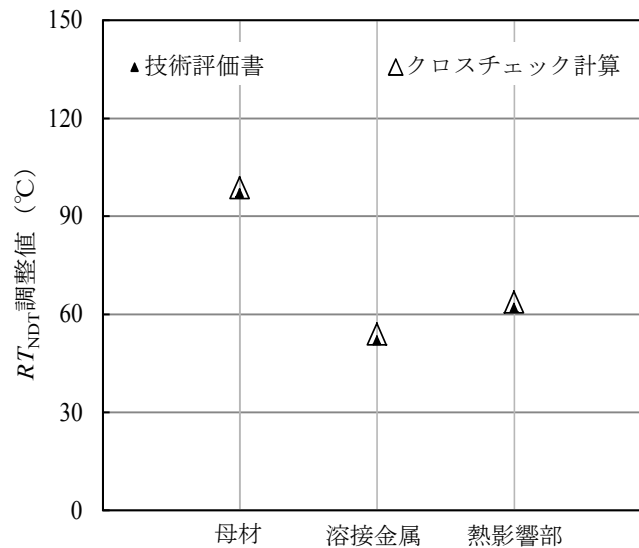


図 II.3-1 運転開始後 60 年時点での関連温度の比較

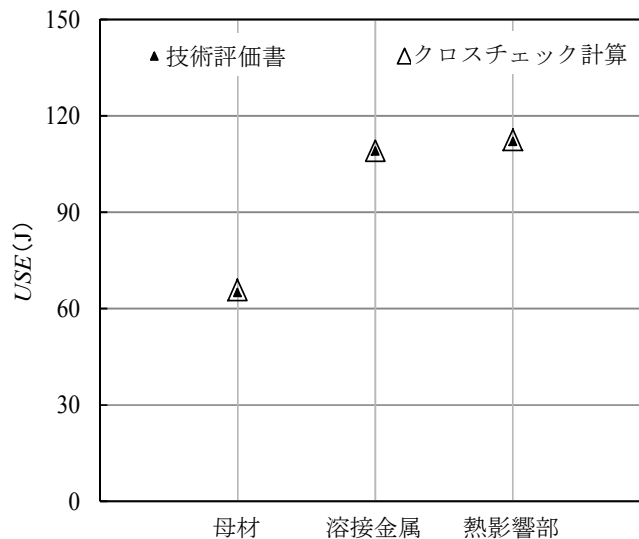


図 II.3-2 運転開始後 60 年時点での上部棚吸収エネルギーの比較

図 II.3-1 及び図 II.3-2 の結果からも、技術評価書[1]は、規格[6]に基づいて関連温度及び上部棚吸収エネルギーの評価を実施したことが確認できる。詳細は、添付資料 II.3 に示す。

(2) 加圧熱衝撃評価

技術評価書[1]及び補足説明資料[5]では、規格[7]に基づいて運転開始後 60 年時点での破壊靱性遷移曲線の評価が行われていることを確認した。運転開始後 60 年時点での破壊靱性遷移曲線のクロスチェック計算を行い、技術評価書[1]と同様の結果を示すことを確認した。この結果からも規格[7]に基づいて運転開始後 60 年時点での破壊靱性遷移曲線の評価を実施したことが確認できる。

技術評価書[1]では、規格[7]及び規格[7]の基となった報告書[8-18]に基づいて加圧熱衝撃状態遷移曲線の評価が行われていることを確認した。なお、技術評価書[1]では、加圧熱衝撃事象として次の事故等を取り上げ、各温度での値が図として与えられている。

- ① 大破断冷却材喪失事故（大破断 LOCA）
- ② 小破断冷却材喪失事故（小破断 LOCA）
- ③ 主蒸気管破断（冷却に厳しいケース）
- ④ 主蒸気管破断（再加圧に厳しいケース）
- ⑤ 2 次冷却系除熱機能喪失

①から④については、規格[7]及び規格[7]の基となった報告書[8-18]に基づいていることを確認した。⑤については、解釈[19]に基づいて、重大事故等対処施設における炉心損傷防止シーケンスとして想定する事象の中から加圧熱衝撃の観点で①から④よりも厳しい可能性があるため選定されている[20]が、加圧熱衝撃状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線とが最接近する温度領域においては、大破断冷却材喪失事故（大破断 LOCA）の方がより厳しくなっている。このため、①で代表できると考えることができる。

①から④の加圧熱衝撃事象についての技術評価書[1]での加圧熱衝撃状態遷移曲線は、報告書[8-18]では、各加圧熱衝撃事象について 1 次冷却材の温度、圧力及び流量の過渡について熱水力解析を行い、時刻変化に基づいて原子炉圧力容器壁における応力解析を行い、応力分布に基づいて長さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向半楕円表面き裂を想定してき裂先端部での状態遷移曲線を計算したものである。

技術評価書[1]の加圧熱衝撃状態遷移曲線の計算方法は、報告書[8-18]での加圧熱衝撃状態遷移曲線の計算方法を基にした規格[7]に基づいたものであることを確認した。加えて、技術評価書[1]の加圧熱衝撃状態遷移曲線は、報告書[8-18]の加圧熱衝撃状態遷移曲線と同様の結果を示している。

詳細は、添付資料 II.3 に示す。

3.2 運転開始後 60 年時点での関連温度予測に基づいた温度・圧力の制限範囲

技術評価書[1]では、規格[7]に基づいて運転開始後 60 年時点での通常の 1 次系冷却系の加熱・冷却時の 1 次冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいもしくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度の評価が行われていることを確認した。

規格[7]に基づいて運転開始後 60 年時点での通常の 1 次系冷却系の加熱・冷却時

の1次冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいもしくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度のクロスチェック計算を実施した。その結果と技術評価書[1]では同様の結果を示している。この結果からも、技術評価書[1]は、規格[7]に基づいて運転開始後60年時点での通常の1次系冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいもしくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度の評価を実施したことが確認できる。詳細は、添付資料 II.4 に示す。

3.3 上部棚吸収エネルギーが68 Jを下回った場合の評価

技術評価書[1]では、規格[7]に基づいて上部棚吸収エネルギーが68 Jを下回った場合の評価が行われていることを確認した。

規格[7]に基づいて上部棚破壊靱性 (J_{mat}) とき裂進展力 (J_{app}) についてのクロスチェック計算を実施した。その結果と技術評価書[1]では同様の結果を示している。代表として供用状態 A 及び供用状態 B における破壊力学評価結果の比較を図 II.3-3 に示す。図 II.3-3 の結果からも、技術評価書[1]は、規格[7]に基づいて上部棚吸収エネルギーが68 Jを下回った場合の評価を実施したことが確認できる。詳細は、添付資料 II.5 に示す。なお、2号機では、上部棚吸収エネルギーは68 Jを下回っていない。

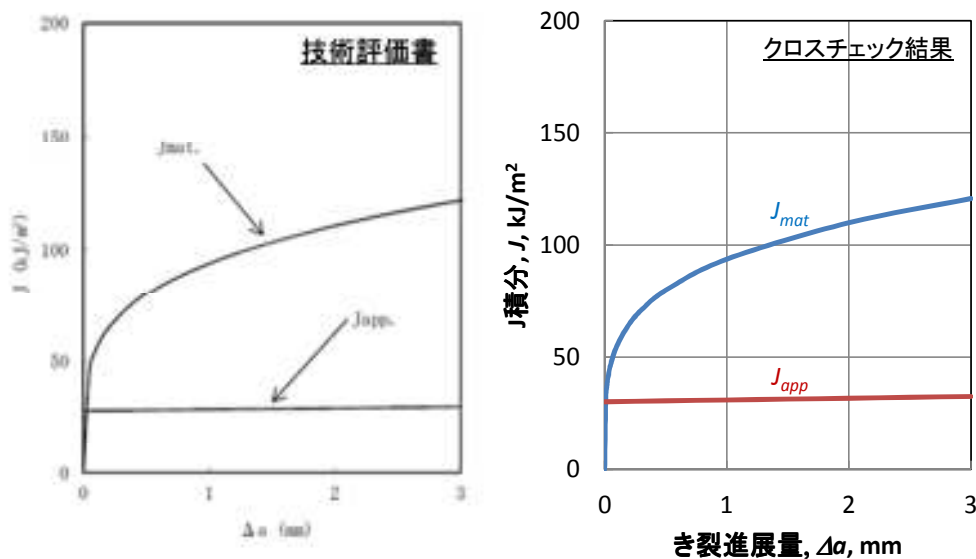


図 II.3-3 供用状態 A 及び供用状態 B での技術評価書[1]とクロスチェック計算の比較

4. 原子炉容器の現状保全（供用期間中検査）結果

技術評価書[1]及び要領書[21]では、規格[22]に基づいて供用期間中検査が計画され、計画に従った検査が実施されていることを確認した。技術評価書[1]によると、供用期間中検査を計画どおり行った結果、欠陥は認められなかったことが報告されており、健全性に影響がないことを確認した。規格[22]に基づいた原子炉容器の供用期間中検査に係る第三者レビュー結果を表 II.4-1 に示す。詳細は、添付資料 II.6 に示す。

表 II.4-1 原子炉容器の現状保全（供用期間中検査）に係る第三者レビュー結果

検査対象箇所	検査方法*	規定の順 守状況	規格[22]の規定 項目等
中間胴と下部胴との周継手	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-1
中間胴の長手継手	体積試験 (UT)	適合	
下部胴の長手継手	体積試験 (UT)	適合	
上部胴と中間胴との周継手	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-2
下部胴と下部鏡板との周継手	体積試験 (UT)	適合	
下部鏡板の周継手	体積試験 (UT)	適合	
下部鏡板の長手継手	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-3
上部胴と上部胴フランジとの溶接継手	体積試験 (UT)	適合	
上部鏡板と上部蓋フランジとの溶接継手	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-4
主冷却材入口管台と胴との溶接継手	体積試験 (UT)	適合	
主冷却材出口管台と胴との溶接継手	体積試験 (UT)	適合	
主冷却材入口管台内面の丸みの部分	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-5
主冷却材入口管台とセーフエンドの溶接継手（呼び径 100 mm 以上）	体積試験 (UT) 表面試験 (PT)	適合	
主冷却材出口管台とセーフエンドの溶接継手（呼び径 100 mm 以上）	体積試験 (UT) 表面試験 (PT)	適合	IB 表 IB-2500-6
ナット	目視試験 (VT-1)	適合	
スタッドボルト	体積試験 (UT)	適合	
胴フランジネジ穴のネジ部	体積試験 (UT)	適合	
ワッシャ	目視試験 (VT-1)	適合	IB 表 IB-2500-7
マーマンカップリング	目視試験 (VT-1)	適合	
容器内部	目視試験 (VT-3)	適合	IG
炉心領域外の内部取付物	目視試験 (VT-3)	適合	
制御棒駆動ハウジングの溶接継手	表面試験 (PT)	適合	IB 表 IB-2500-12
圧力保持範囲	目視試験 (VT-2)	適合	IB 表 IB-2500-13
支持構造物（サポートブラケット、サポートシュー、基礎ボルト）	目視試験 (VT-3)	適合	IF

(注記)

* 検査方法欄における用語・記号の意味は、次のとおりである。

体積試験：試験対象部の全体積を採傷し、表面及び内部の欠陥を検出する試験

表面試験：表面又は方面近傍の欠陥を検出する試験

UT：超音波探傷試験

PT：浸透探傷試験

VT-1：機器表面の摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常を検出するために行う試験

VT-2：系の漏えい試験において、耐圧機器からの漏えいを検出するために行う試験

VT-3：機器の変形、ボルト締付け部の緩み、部品の破損・脱落等の異常の検出、支持構造物の取付け状態の確認、炉内構造物の過度の変形及び部品の破損・脱落等を検出するために行う試験

5. まとめ

技術評価書[1]では、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として選定された「冷却材出入口管台等の疲労割れ」及び「胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化」への対応として規格[2]に基づいて、高経年化技術評価が行われていることを確認した。

さらに、高経年化への対応として、低サイクル疲労に対しては、今後実績過渡回数を定期的に監視し、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ことを定め、中性子照射脆化に対しては、計画的に監視試験を実施し、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第 5 回監視試験を実施するとともに定期的に超音波探傷検査を実施していくことを定めており、長期運転にあたってさらに信頼性を高めていく取り組みが計画されていることを確認した。

なお、2 号機の原子炉容器に対する高経年化技術評価についても、技術評価書[23]に基づき 1 号機と同様の高経年化技術評価が行われていることを確認した。

参考文献

[1]高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（40 年目）（別冊）容器の技術評価書 [運転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式会社

[2]AESJ-SC-P005：2015&2016（Amd.1）、原子力発電所の高経年化対策実施基準、一般社団法人日本原子力学会

[3]JSME S NC1-2005/2007、発電用原子力設備規格 設計・建設規格、一般社団法人日本機械学会

[4]JSME S NF1-2009、発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法、一般社団法人日本機械学会

[5]高浜発電所 1、2 号炉 劣化状況評価（原子炉容器の中性子照射脆化）補足説明資料、平成 28 年 6 月 16 日、関西電力株式会社

- [6]JEAC 4201-2007/2013、原子炉構造材の監視試験方法、一般社団法人日本電気協会
- [7]JEAC 4206-2007、原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法、一般社団法人日本電気協会
- [8]昭和 58 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 59 年 6 月、財団法人発電用熱機関協会
- [9]昭和 59 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 60 年 3 月、財団法人発電用熱機関協会
- [10]昭和 60 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 61 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [11]昭和 61 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 62 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [12]昭和 62 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 63 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [13]昭和 63 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、平成元年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [14]平成元年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、平成 2 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [15]「原子炉压力容器加圧熱衝撃試験」のまとめ、平成 2 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [16]平成 2 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、平成 3 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [17]平成 3 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕、平成 4 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [18]溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉压力容器加圧熱衝撃試験〕〔総まとめ版〕、平成 4 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [19]実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈、平成 29 年 11 月 29 日改正、原子力規制委員会
- [20]高浜 1 号機工事計画認可申請書、関西電力株式会社
- [21]高浜発電所 1 号炉 定期事業者検査要領書の検査計画(平成 19～25 年の検査計画)
- [22]JSME S NA1-2002、発電用原子力設備規格 維持規格、一般社団法人日本機械学会
- [23]高浜発電所 2 号炉 高経年化技術評価書(40 年目)(別冊) 容器の技術評価書〔運転を断続的に行うことを前提とした評価〕、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式会社

III. 特別点検に係る第三者レビュー結果

1. 原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%）の UT 結果

原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%）の特別点検に対して、特別点検要領書[1]を定めており、その点検手法は表 III.1-1 に示す通り運用ガイド[2]に基づき UT を適用している。具体的点検方法は規格[3]に準拠していることを確認した。

表 III.1-1 特別点検の手法（原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%））

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[2]		特別点検要領書[1]	
対象の部位	点検方法／点検項目	試験対象	点検方法、規格等
母材及び溶接部（炉心領域の 100%）	超音波探傷試験（UT）による欠陥の有無の確認	母材及び溶接部（炉心領域 100%）	超音波探傷試験（UT）、JEAC 4207-2008[3]に準拠

要領書で定めている試験員の資格、試験に使用する超音波探触子や対比試験片、記録方法は規格[3]に準拠している。また、試験対象範囲は、運用ガイド[2]に従い原子炉容器胴部の炉心領域（溶接部、母材）が定められている。要領書に定めている試験要領には、基準感度の調整方法、走査方法、判定基準が定められており、これらも規格[3]に準拠している。また、検査装置の概要は文献[4]に記されている。

試験が要領書通りに行われ、要領書通りに試験結果が判定されていることの確認は、高浜発電所で行った。高浜発電所での確認は、以下の観点で記録又は結果を確認した。

探傷マシンを使用する遠隔での探傷試験であることを踏まえ、適切な探傷試験データを取得する上で重要な項目である、UT 装置等の動作に係るチェックシート、位置決め精度確認表、押付力チェックシート、水中での位置設定と走査範囲の記録、探傷試験前後での評定位置の精度の記録等を確認した。また、超音波探傷試験に用いた探触子の入射点及び屈折角の測定記録、探傷試験前後及び中間での感度校正記録、超音波探傷試験記録、試験員の資格等を確認し、要領書通りに超音波探傷試験が実施され、結果の判定がなされていることを確認した。

点検結果は対象部位において、「欠陥は認められなかった」ことを確認した。

特別点検に用いられている容器内面からの超音波探傷試験の縦波 70° 斜角法については、国の事業[5]において表面近傍の 5 mm 程度の深さの欠陥検出能力を有することが検証されているものと同様の手法であることを確認しているが、本第三者レビューでも内面欠陥の検出状況をシミュレーション解析による確認も実施している。その結果を添付資料 III.1 に示す。超音波探傷試験では、探触子の位置を移動して試験を行っており、仮に容器内面に欠陥が存在する場合は欠陥付近に探触子が移動してきた際に、欠陥からの反射波を検出することができる。シミュレーション解析の結果から、特別点検に適用されている超音波探傷試験の方法により容器内表面

から 5 mm 程度の深さの欠陥は検出可能であることが確認できた。

2. 一次冷却材ノズルコーナー部の ECT 結果

原子炉容器の一次冷却材ノズルコーナー部の特別点検に対して、特別点検要領書 [1] を定めており、その点検手法は表 III.2-1 に示す通り運用ガイド [2] に基づき ECT を適用している。具体的点検方法は規格 [6] に準拠していることを確認した。

表 III.2-1 特別点検の手法（原子炉容器の一次冷却材ノズルコーナー部）

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 [2]		特別点検要領書 [1]	
対象の部位	点検方法／点検項目	試験対象	点検方法、規格等
一次冷却材ノズルコーナー部（クラッドの状態を確認）	浸透探傷試験（PT） 又は渦電流探傷試験（ECT）による欠陥の有無の確認	入口、出口管台（各 3 つ）一次冷却材ノズルコーナー部	渦電流探傷試験（ECT）、 JEAG 4217-2010 [6] に準拠

要領書で定めている試験員の資格、試験に使用するプローブ、記録方法は規格 [6] に準拠している。通常の渦電流探傷に加えて、クラッド部からの透磁率変化に起因するノイズの影響を低減することが可能な磁気飽和型プローブを使用した探傷試験も適用している。また、試験対象範囲は、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に従い、入口及び出口管台（各 3 つ）一次冷却材ノズルコーナー部が定められている。要領書に定められている試験要領には、基準感度の調整方法、走査方法、判定基準が定められており、これらも規格 [6] に準拠している。また、検査装置の概要は文献 [4] に記されている。

試験が要領書通りに行われ、要領書通りに試験結果が判定されていることの確認は、高浜発電所で行った。高浜発電所での確認は、以下の観点で記録又は結果を確認した。

探傷マシンを使用する遠隔での探傷試験であることを踏まえ、適切な探傷試験データを取得する上で重要な項目である、ECT 装置等の動作に係るチェックシート、位置決め精度確認表、水中での位置設定と走査範囲の記録、探傷試験前後での評定位置の精度の記録等を確認した。また、渦電流探傷試験前後及び中間での感度校正記録、渦電流探傷記録、試験員の資格等を確認し、要領書通りに渦電流探傷試験が実施され、結果の判定がなされていることを確認した。

点検結果は対象部位において、「欠陥は認められなかった」ことを確認した。

特別点検に用いられている通常の ECT と磁気飽和型の ECT について、欠陥検出性の違いをシミュレーション解析で比較した結果を添付資料 III.2 に示す。磁気飽和型 ECT では、ノイズの影響が低減されることが確認できた。

3. 炉内計装筒（全数）溶接部の MVT-1 結果

原子炉容器の炉内計装筒（BMI）溶接部の特別点検に対して、特別点検要領書[1]を定めており、その点検手法は表 III.3-1 に示す通り運用ガイド[2]に基づき MVT-1 を適用している。具体的点検方法は規格[7]に準拠していることを確認した。

表 III.3-1 特別点検の手法（原子炉容器の炉内計装筒溶接部）

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[2]		特別点検要領書[1]	
対象の部位	点検方法／点検項目	試験対象	点検方法、規格等
炉内計装筒（BMI）（全数）	目視試験（MVT-1）による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認	炉内計装筒全数（50本）溶接部表面	目視試験（MVT-1）、JSME S NA1-2008[7]に準拠

要領書で定めている試験員の資格は、JIS Z 2305 非破壊試験技術者の資格及び認証における視力の要求事項を満足し、モックアップによる割れ等の判定に関する教育・訓練を受けた者としている。試験装置の仕様、試験の要領も定められ、試験の要領はカメラや照明を適切に配置しハレーションが発生しないようにフォーカスや照度の調整を行うことが定められている。識別性は規格[7]の MVT-1 に従い 1 ミルワイヤーが識別できることとしており、試験後において 1 ミルワイヤーが識別できない場合は再試験をすることが定められている。また、試験対象範囲は、運用ガイド[2]に従い、炉内計装筒全数（50 本）の溶接部表面が定められている。検査装置の概要は文献[4]に記されている。

試験が要領書通りに行われ、要領書通りに試験結果が判定されていることの確認は、高浜発電所で行った。高浜発電所での確認は、以下の観点で記録又は結果を確認した。

遠隔目視試験であることを踏まえ、適切な試験データを取得する上で重要な項目である、装置等の動作と試験後の機能点検記録、ミルワイヤーの寸法記録とトレサビリティを確認した。また、MVT-1 の試験記録と代表的な画像、試験員の資格等を確認し、要領書通りに試験が実施され、結果の判定がなされていることを確認した。

点検結果は対象部位において、「欠陥は認められなかった」ことを確認した。

4. 炉内計装筒（全数）内面熱影響部の ECT 結果

原子炉容器の炉内計装筒（BMI）内面溶接熱影響部の特別点検に対して、特別点検要領書[1]を定めており、その点検手法は表 III.4-1 に示す通り運用ガイド[2]に基づき ECT を適用している。具体的点検方法は規格[6]に準拠していることを確認した。

表 III.4-1 特別点検の手法（原子炉容器の炉内計装筒内面溶接熱影響部）

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[2]		特別点検要領書[1]	
対象の部位	点検方法／点検項目	試験対象	点検方法、規格等
炉内計装筒（BMI）（全数）	渦電流探傷試験（ECT）による BMI 内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認	炉内計装筒全数（50 本）内面の熱影響部	渦電流探傷試験（ECT）、JEAG 4217-2010[6]に準拠

要領書で定めている試験員の資格、試験に使用するプローブ、記録方法は、規格[6]に準拠している。試験対象範囲は、運用ガイド[2]に従い、炉内計装筒全数（50 本）の溶接部表面が定められている。また、検査装置の概要は文献[4]に記されている。

試験が要領書通りに行われ、要領書通りに試験結果が判定されていることの確認は、高浜発電所で行った。高浜発電所での確認は、以下の観点で記録又は結果を確認した。

探傷マシンを使用する遠隔での探傷試験であることを踏まえ、適切な探傷試験データを取得する上で重要な項目である、装置等の動作と試験後の機能点検記録、BMI の探傷試験順番のチェックシート等を確認した。また、渦電流探傷試験前後での感度校正記録、渦電流探傷記録、試験員の資格等を確認し、要領書通りに渦電流探傷試験が実施され、結果の判定がなされていることを確認した。

点検結果は対象部位において、「欠陥は認められなかった」ことを確認した。

5. まとめ

高浜発電所 1 号機の原子炉容器に対して実施された特別点検については、高浜発電所における点検記録類の確認も行い、必要な基準等に基づいた特別点検要領書により、品質を確保した適切な点検方法で必要な点検が実施されていることを確認した。

原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域）に対して適用されている超音波探傷試験方法については、原子炉容器胴部内表面から 5 mm 深さの欠陥について検出能力を有することをシミュレーション解析の結果等からも確認した。

特別点検に用いられている通常の ECT と磁気飽和型の ECT について、欠陥検出性の違いをシミュレーション解析で比較し、磁気飽和型 ECT では、ノイズの影響が低減されることを確認した。

なお、2 号機の原子炉容器に対する特別点検についても、特別点検要領書[8]に基

づき 1 号機と同様の特別点検が行われていることを確認した。

参考文献

- [1]高浜発電所運転期間延長認可申請書（1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）
添付書類一 特別点検結果報告書、平成 28 年 4 月補正申請、関西電力株式会社
- [2]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、平成 26 年 8 月 26 日
改正、原子力規制委員会
- [3]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、一般社団法人日本電気協会
- [4]鶴田他、原子炉の水中検査、非破壊検査第 66 巻 4 号
- [5]平成 16 年度原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書（超音波探傷試験に
おける欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの）[総括版]、平成 17 年 4
月、独立行政法人原子力安全基盤機構
- [6]JEAG 4217-2010、原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針、一般社団法人
日本電気協会
- [7]JSME S NA1-2008、発電用原子力設備規格 維持規格、一般社団法人日本機械学会
- [8]高浜発電所運転期間延長認可申請書（2号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）
添付書類一 特別点検結果報告書、平成 28 年 4 月補正申請、関西電力株式会社

IV. 結言

発電技検は、関西電力が実施した高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器に対する60年の運転期間を想定した高経年化技術評価と特別点検について、それらの実施内容が、規格基準等に基づいて適切に行われているか、第三者レビューを行った。

第三者レビューにあたって定めた第三者レビュー基準に基づいて高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器に対する高経年化技術評価と特別点検の確認を行った結果、第三者レビュー基準に該当することが確認できたことから、技術的に妥当なものと判断する。

なお、この報告書を作成するにあたって抽出された今後有益と考えられるものについて、下記のとおりまとめている。参考となれば幸いである。

(1) 最新の規格基準等による評価と点検

高経年化技術評価及び特別点検は、実施時点での最新の規格基準等に基づいて行われている。今後も継続的、かつ、計画的に実施される評価及び点検についても、その時点の最新の規格基準等や知見を踏まえて行うことが肝要である。

また、事業者の実施する技術評価等については、より客観性を高めるために、必要に応じて外部の第三者によるレビューの活用が有効である。

(2) 現在の実力と運転開始後60年時点の想定

現在の高経年化技術評価等では、規格基準等に基づいて、運転開始後60年時点での技術評価が行われているが、まず、現在の運転結果に基づいた技術評価結果を示し、その上で、運転開始後60年時点を想定し、最新の規格等に基づいた技術評価を行うことも一つの手法と考えられる。これにより、現時点での健全性への十分な裕度をあらためて確認するとともに、以降の60年までの（例えば、今後20年間の）運転に安全裕度を想定した技術評価の結果により、この期間が技術評価上どの程度寄与するのかが示され、説明性向上の一助となるものと考えられる。これは、規制機関以外の関係者に説明するための一つの手法と考える。

高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定

高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定

高浜発電所 1 号機及び 2 号機の原子炉容器に関する高経年化技術評価に係る第三者レビューを行うに際し、「高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定基準」を定め、この選定基準に該当するユニットを、対象ユニットとして選定する。

1. 高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定基準

高浜発電所 1 号機及び 2 号機の原子炉容器に関する高経年化技術評価に係る第三者レビューを行うに際し、次の基準に該当するユニットを、対象ユニットとして選定する。

- ① 原子炉容器の仕様が同一であれば、任意のユニットを選定する
- ② 原子炉容器の高経年化技術評価の評価手法が同一であれば、任意のユニットを選定する
- ③ 原子炉容器の高経年化技術評価の評価手法を包含したユニットを選定する
- ④ 原子炉容器の評価結果から経年変化の度合いが相対的に大きい結果となっているユニットを選定する

2. 高浜発電所の仕様

高浜発電所 1 号機及び 2 号機の原子炉容器の仕様等を表添 I.1-1[1]及び表添 I.1-2[2, 3]示す。種類や熱出力等の仕様は同一である。完成年月は、1 号機が 1974 (昭和 49) 年 11 月であるのに対し、2 号機はその一年後となっているが、ほぼ同時期に完成している。

表添 I.1-1 原子炉容器の仕様等

施設番号	種類	熱出力*1 (MW)	圧力*2 (MPa)	温度*3 (°C)	流量*4 (t/h)	ループ数	完成年月
1	PWR	2,440	15.4	323	45,200	3	1974/11
2	同上	同上	同上	同上	同上	同上	1975/11

*1：原子炉定格熱出力

*2：定格運転時における出口圧力

*3：定格運転時における出口温度

*4：定格運転時における炉心流量

表添 I.1-2 原子炉容器の主な仕様

施設番号	重要度*	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	内部流体
1	PS-1、重	約 17.2	約 343	一次冷却材
2	同上	同上	同上	同上

* :

PS-1 : 損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器

重 : 重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物

3. 技術評価書での評価手法

高浜発電所 1 号機及び 2 号機の技術評価書[2, 3]の原子炉容器に想定される経年劣化事象等を項目別にまとめた結果を表添 I.1-3 に、原子炉容器の評価手法を項目別にまとめた結果表添 I.1-4 に示す。1 号機では「上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回った場合の評価」が行われているが、2 号機ではその必要はないことから評価は行われていない。その他の評価手法等は同一であるため、1 号機の評価手法は 2 号機を包含している。

表添 I.1-3 原子炉容器に想定される経年劣化事象等

項目	1 号機	2 号機
機能達成に必要な項目	バウンダリの維持	同左
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	冷却材出入口管台等の疲労割れ	同左
	胴部（炉心領域）の中性子照射脆化	同左
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ	同左
	上蓋等低合金胴の内張り下層部のき裂	同左
	上蓋及び上部胴のフランジシート面のピitting	同左
	スタッドボルトの腐食	同左
	蓋用管台、空気抜用管台の応力腐食割れ	同左
消耗品及び定期取替品	O リング	同左

表添 I.1-4 原子炉容器の評価手法

項 目	1号機	2号機
冷却材出入口管台等の疲労評価	設計・建設規格による疲労累積係数による評価	同左
	環境疲労評価手法による疲労累積係数による評価	同左
	非破壊試験による現状保全評価	同左
	総合評価	同左
胴部（炉心領域）の中性子照射脆化	加圧熱衝撃評価	同左
	加熱・冷却制限曲線評価	同左
	上部棚吸収エネルギーが68 Jを下回った場合の評価	68 J以上を満足しているため、評価の必要なし
	非破壊試験による現状保全評価	同左
	総合評価	同左

4. 評価結果の比較

運転開始後 60 年時点での冷却材出入口管台等の疲労評価結果では、炉内計装筒の設計・建設規格による解析を例にとれば、1号機の疲労累積係数は 0.188 であるのに対し、2号機の疲労累積係数は 0.157 となっており、1号機の方が相対的に大きい結果となっている。

運転開始後 60 年時点での中性子照射脆化による関連温度の予測値は、母材を例にとれば、1号機は 97℃であるのに対し、2号機は 50℃となっており、1号機の方が相対的に脆化程度が大きい結果となっている。同様に、上部棚吸収エネルギーの予測値は、母材を例にとれば、1号機は 65 Jであるのに対し、2号機は 104 Jとなっており、1号機の方が相対的に脆化程度が大きい結果となっている。

このように、1号機の方が相対的に経年変化の度合いが大きい結果となっている。

5. 高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニット

1号機と2号機の原子炉容器の種類や熱出力等の仕様は同一である。1号機では「上部棚吸収エネルギーが 68 Jを下回った場合の評価」が行われているが、2号機ではその必要はないことから評価は行われていない。その他の評価手法は1号機及び2号機では同一であり、1号機の評価手法は2号機を包含している。1号機と2号機の評価結果を比較した場合、1号機の方が相対的に経年変化の度合いが大きい結果となっている。

これらのことから、高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定基準に基づき、1号機をレビュー対象ユニットとした。

なお、2号機についても同様の高経年化技術評価が行われていることは確認することとした。

参考文献

- [1]火力・原子力発電所設備要覧、平成29年改訂版、平成29年5月、一般社団法人火力原子力発電技術協会
- [2]高浜発電所1号炉 高経年化技術評価書（40年目）（別冊）容器の技術評価書〔運転を断続的に行うことを前提とした評価〕、平成28年6月補正申請、関西電力株式会社
- [3]高浜発電所2号炉 高経年化技術評価書（40年目）（別冊）容器の技術評価書〔運転を断続的に行うことを前提とした評価〕、平成28年6月補正申請、関西電力株式会社

特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定

特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定

高浜発電所 1 号機及び 2 号機の原子炉容器に関する特別点検に係る第三者レビューを行うに際し、「特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定基準」を定め、この選定基準に該当するユニットを、対象ユニットとして選定する。

1. 特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定基準

高浜発電所 1 号機及び 2 号機の原子炉容器に関する特別点検に係る第三者レビューを行うに際し、次の基準に該当するユニットを、対象ユニットとして選定する。

- ① 原子炉容器の仕様が同一であれば、任意のユニットを選定する
- ② 原子炉容器の特別点検の手法が同一であれば、任意のユニットを選定する
- ③ 原子炉容器の特別点検の結果が同一であれば、任意のユニットを選定する

2. 高浜発電所の仕様

高浜発電所 1 号機及び 2 号機の原子炉容器の仕様等を表添 I.2-1[1]及び表添 I.2-2[2, 3]示す。種類や熱出力等の仕様は同一である。完成年月は、1 号機が 1974 (昭和 49) 年 11 月であるのに対し、2 号機はその一年後となっているが、ほぼ同時期に完成している。

表添 I.2-1 原子炉容器の仕様等

施設番号	種類	熱出力*1 (MW)	圧力*2 (MPa)	温度*3 (°C)	流量*4 (t/h)	ループ数	完成年月
1	PWR	2,440	15.4	323	45,200	3	1974/11
2	同上	同上	同上	同上	同上	同上	1975/11

*1：原子炉定格熱出力

*2：定格運転時における出口圧力

*3：定格運転時における出口温度

*4：定格運転時における炉心流量

表添 I.2-2 原子炉容器の主な仕様

施設番号	重要度*	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	内部流体
1	PS-1、重	約 17.2	約 343	一次冷却材
2	同上	同上	同上	同上

*：

PS-1：損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器

重：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構築物

3. 特別点検での点検手法

高浜発電所1号機及び2号機の原子炉容器に対する特別点検の手法を表添 I.2-3[4, 5]に示す。1号機、2号機ともに同一の点検手法を適用している。

表添 I.2-3 特別点検の手法

部 位	1号機		2号機	
	試験対象	点検手法	試験対象	点検手法
炉心領域	母材及び溶接部（炉心領域100%）	超音波探傷試験（UT）	母材及び溶接部（炉心領域100%）	超音波探傷試験（UT）
一次冷却材ノズルコーナー部	入口、出口管台一次冷却材ノズルコーナー部	渦電流探傷試験（ECT）	入口、出口管台一次冷却材ノズルコーナー部	渦電流探傷試験（ECT）
炉内計装筒（溶接部）	炉内計装筒全数の溶接部表面	目視試験（MVT-1）	炉内計装筒全数の溶接部表面	目視試験（MVT-1）
炉内計装筒（内面の熱影響部）	炉内計装筒全数の内面の熱影響部	渦電流探傷試験（ECT）	炉内計装筒全数の内面の熱影響部	渦電流探傷試験（ECT）

4. 特別点検結果の比較

1号機と2号機の特別点検の結果はすべての対象部位において、「有意な欠陥は認められなかった。」であり、同一の点検結果であった。

5. 特別点検のレビュー対象ユニット

1号機と2号機の原子炉容器の種類や熱出力等の仕様は同一である。特別点検の手法及び結果ともに同一である。

これらのことから、特別点検に係るレビュー対象ユニットの選定基準に基づけば、任意のユニットを選定できるため、高経年化技術評価に係るレビュー対象ユニットの選定結果と整合する1号機をレビュー対象ユニットとした。

なお、2号機についても同様の特別点検が行われていることは確認することとした。

参考文献

[1]火力・原子力発電所設備要覧、平成29年改訂版、平成29年5月、一般社団法人火力原子力発電技術協会

- [2]高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（40 年目）（別冊）容器の技術評価書 [運
転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式
会社
- [3]高浜発電所 2 号炉 高経年化技術評価書（40 年目）（別冊）容器の技術評価書 [運
転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式
会社
- [4]高浜発電所 1 号炉 特別点検結果報告書、平成 28 年 4 月補正申請、関西電力株式
会社
- [5]高浜発電所 2 号炉 特別点検結果報告書、平成 28 年 4 月補正申請、関西電力株式
会社

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定

高浜発電所 1 号機の原子炉容器に関する高経年化技術評価の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定について、第三者レビューを行った。その結果を以下に示す。

1. 機能達成に必要な項目

技術評価書[1]では、規格[2]に基づいて、機能達成に必要な項目として「バウンダリの維持」を必要としていることを確認した。

2. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

① 経年劣化事象の抽出

技術評価書[1]では、規格[2]に基づいて、バウンダリを維持するため、主要な部位に展開し、各部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮して経年劣化事象を抽出している。技術評価書[1]での部位と材料及び抽出された経年劣化事象を規格[2]で規定されている経年劣化事象と比較して表添 II.1-1 に示す。規格[2]に基づいた経年劣化事象が網羅的に抽出されている。抽出された経年劣化事象は、次の 6 つのものがある。

なお、「O リング」は、長期使用はせず分解点検時に取替えている消耗品であることから、規格[2]では経年劣化事象としては評価不要とされている。

- a. 疲労割れ
- b. 内張り下層部のき裂
- c. 中性子照射脆化
- d. ピッチェング
- e. 応力腐食割れ
- f. 腐食

② 着目すべき経年劣化事象ではない事象

技術評価書[1]では、抽出した経年劣化事象が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象かそうでないものかについて、次の判断基準に該当する経年劣化事象については、「着目すべき経年劣化事象ではない事象」として事前評価が行われている。

判断基準 A：想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの

判断基準 B：現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

a. 判断基準 A に該当するもの

600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れについては、上述の判断基準 A に該当するものであることの理由や根拠等の妥当な説明として応力腐食割れに対する保全活動が示されている。その概要を表添 II.1-2 にまとめて示す。

b. 判断基準 B に該当するもの

次に示す(a)から(d)については、上述の判断基準 B に該当するものであること
の理由や根拠等の妥当な説明がなされている。その概要を次に示す。

(a) 低合金鋼の内張り下層部のき裂

材料の化学成分を踏まえ溶接入熱を管理し溶接を実施しており、き裂の発生す
る可能性は小さい。

(b) フランジシート面のピitting

開放点検時にフランジ面の状況を確認し、手入れを行っていること、一度運転
に入ると高温状態となりシール部のステンレス鋼内張り表面に強固な酸化皮膜が
形成されるため、有意なピittingの進展は考えられない。

(c) スタッドボルトの腐食

締付管理により漏えい防止を図っており、開放点検時に有意な腐食は認められ
ておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

(d) 蓋用管台、空気抜用管台の応力腐食割れ

民間研究による 690 系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結
果から、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えられる。

③ 着目すべき経年劣化事象

経年劣化事象として抽出した 6 つの事象について、「着目すべき経年劣化事象
ではない事象」とされていない次の 2 つの事象については「着目すべき経年劣化
事象」とされている。

a. 冷却材出入口管台等の疲労割れ

b. 下部胴（炉心領域部）の中性子照射脆化

参考文献

[1]高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（40 年目）（別冊）容器の技術評価書 [運
転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式
会社

[2]AESJ-SC-P005 : 2015&2016 (Amd.1)、原子力発電所の高経年化対策実施基準、一
般社団法人日本原子力学会

表添 II.1-1 経年劣化事象比較 (1/2)

部 位	材 料	経年劣化事象	
		技術評価書《事前評価*1》【着目*2】	最新の規格<評価不要の条件*3>
上鏡 上部胴 下部鏡	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛)	疲労割れ【○】	疲労割れ
		内張り下層部のき裂《A》【△】	内張り下層部のき裂<①>
下部胴 (中間胴含)	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛)	疲労割れ【○】	疲労割れ
		中性子照射脆化【○】	中性子照射脆化
		内張り下層部のき裂《A》【△】	内張り下層部のき裂<①>
上蓋フランジ 上部胴フランジ	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛)	ピitting《B》【△】	ピitting
		疲労割れ【○】	疲労割れ
		内張り下層部のき裂《A》【△】	内張り下層部のき裂<①>
冷却材入口管台 冷却材出口管台	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛) セーフエンドはステンレス鋼 溶接金属は 600 系ニッケル基合金	疲労割れ【○】	疲労割れ
		応力腐食割れ (溶接金属) 《C》【△】	応力腐食割れ (溶接金属)
		内張り下層部のき裂《A》【△】	内張り下層部のき裂<①>
安全注入管台	—	安全注入管台がないため、評価不要	疲労割れ
			応力腐食割れ (溶接金属)
			内張り下層部のき裂<①>
蓋用管台 空気抜用管台	690 系ニッケル基合金	疲労割れ【○】	疲労割れ
		応力腐食割れ (溶接金属を含む) 《D》【△】	応力腐食割れ (溶接金属を含む) <②>
炉内計装筒	600 系ニッケル基合金 セーフエンドはステンレス鋼 セーフエンドとの溶接金属は 600 系ニッケル基合金 下部鏡との溶接金属は 600 系ニッケル基合金	疲労割れ【○】	疲労割れ
		応力腐食割れ (溶接金属を含む) 《C》【△】	応力腐食割れ (溶接金属を含む)
炉心支持金物	600 系ニッケル基合金	疲労割れ【○】	疲労割れ
		応力腐食割れ (溶接金属を含む) 《C》【△】	応力腐食割れ (溶接金属を含む)

表添 II.1-1 経年劣化事象比較 (2/2)

部 位	材 料	経年劣化事象	
		技術評価書《事前評価*1》【着目*2】	最新の規格<評価不要の条件*3>
スタッドボルト	低合金鋼	腐食《E》【△】	腐食<③>
		疲労割れ【○】	疲労割れ
容器支持金物	—	容器支持金物がないため、評価不要	疲労割れ
Oリング	—	消耗品・定期取替品のため評価対象外	消耗品・定期取替品のため評価不要

備考：

*1：事前評価

- A：設計上考慮して発生を防止していることを確認
- B：定期的な状況確認及び手入れ等の実施
- C：定期的な検査及び残留応力緩和等の実施
- D：材料選定で発生を防止していることを確認
- E：締付管理による漏えい防止、定期的な検査の実施

*2：高経年化対策上の着目

- ：着目すべき経年劣化事象
- △：着目すべき経年劣化事象ではない事象

*3：高経年化技術評価不要の条件

次の条件を満たしている経年劣化事象は、高経年化技術評価を不要とすることができる。

- ①：当該経年劣化事象の発生条件を設計上考慮して、発生を防止していること。
- ②：当該経年劣化事象の発生の可能性がない使用条件下であること。
- ③：過誤防止策によって、保全の実施不備を要因とする当該経年劣化事象の発生を防止していること。

表添 II.1-2 600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れに対する保全活動

部 位	検 査	予 防 保 全
冷却材出入口管台	定期的超音波探傷試験を実施し、健全性を確認	溶接部に対して、2007 年度～2008 年度にウォータージェットピーニング（応力緩和）を施工
炉内計装筒	<p>定期的ベアメタル検査を実施し、健全性を確認</p> <p>特別点検において J 溶接部の目視試験を実施した結果、有意な欠陥は認められていない</p> <p>特別点検において内面の渦電流探傷試験を実施した結果、有意な欠陥は認められていない</p>	<p>J 溶接部に対して、2007 年度～2008 年度にウォータージェットピーニング（応力緩和）を施工</p> <p>内面に対して、2002 年度にウォータージェットピーニング（応力緩和）を施工</p>
炉心支持金物	定期的目視試験を実施し、健全性を確認	－（有意な応力が発生しない）

原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労の評価

原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労の評価

1. はじめに

疲労評価に関する第三者レビュー（以下、本レビューという）として、原子炉容器における次の①及び②に対して規格基準等に定められた手法に基づいて評価が行われていることを確認した。

- ① 60年運転の過渡条件を想定した評価対象部位の疲労に関する評価。
- ② 接液部を有する部位に対する環境効果を考慮した環境疲労に関する評価。

疲労評価に関する本レビューの詳細を以下に示す。

2. 疲労評価の流れと評価部位の選定

技術評価書[1]では、疲労評価について JSME S NC1-2005/2007[2]を、環境疲労の評価については JSME S NF1-2009[3]をそれぞれ適用している。疲労評価の全体の流れを図添 II.2-1 に示す。

疲労評価は以下の①から⑦までのステップに基づいて実施されるが、本レビューでは技術評価書[1]の内容が、これらの各ステップに基づくものであることを確認するとともに、評価対象機器とその代表部位を選定し④及び⑤に基づくクロスチェック計算を実施した。

① 評価対象機器及び対象部位の選定

技術評価書[1]では、原子炉容器における疲労の評価対象部位として、表添 II.2-1 に示すように 8 つの部位が選定されている。

② 60年運転時までの運転過渡条件の設定

疲労評価を行う際に必要な 60年運転を想定した運転過渡条件について、これまでの実績過渡と今後 60年運転時までの想定過渡から得られる結果が技術評価書[1]に記載されている。

③ 過渡条件下における応力解析

上記の各種過渡条件下において炉容器の各評価部位において発生する温度・応力に関して、有限要素法解析を行っている。

④ 過渡条件下における疲労累積係数の算出

①で示した各評価部位に関し、評価部位内の最も厳しい評価点における各過渡条件に対する繰返しピーク応力強さ、繰返し数の結果に基づき、全ての過渡条件から求めた疲労係数の合計値（疲労累積係数、 U_f ）を算出する。

⑤ 接液部の過渡条件下における環境疲労累積係数の算出

①で示した接液部を有する各評価部位に関し、評価部位内の最も厳しい評価点における各過渡条件に対する繰返しピーク応力強さ、繰返し数、環境効果補正係数（ F_{en} ）の結果に基づき、各過渡条件の組み合わせより求めた疲労係数と F_{en} との積（環境疲労係数）から全過渡条件に対して求めた環境疲労係数の合計値（環境疲労累積係数、 U_{en} ）を算出する。

⑥ 疲労に関する許容条件の確認と疲労健全性の評価

④の結果から、許容条件 ($U_f < 1$) が満足されれば、60年運転にわたる疲労健全性が確認される。

⑦ 環境疲労に関する許容条件の確認と環境疲労健全性の確認

⑤の結果から、許容条件 ($U_{en} < 1$) が満足されれば、60年運転にわたる環境疲労健全性が確認される。

本レビューでは、①によって選定された8つの部位のうち、まずは U_f が最も大きいスタッドボルトをクロスチェック計算の対象とした。ただし、スタッドボルトは非接液部であるため、接液部で U_{en} が最も大きい炉内計装筒についてもクロスチェック計算の対象とした。また、蓋用管台では、疲労評価を行う際に必要な60年運転を想定した運転過渡条件（温度、圧力の過渡変化、及びそれらの発生回数など）の組み合わせについて、簡易弾塑性解析における割増し係数 (K_e) が1を超える組み合わせが確認されたため、これもクロスチェック計算の対象とした。

以上、 U_f 及び U_{en} が相対的に大きな値を示し、かつそれぞれ条件の異なる部位の代表として、スタッドボルト、炉内計装筒、蓋用管台の3つの部位を選定し、技術評価書[1]では、疲労評価について JSME S NC1-2005/2007[2]を適用しているため、これに基づいて評価することとした。なお、同規格の規定の該当部分について最新版である JSME S NC1-2016[4]と比較した結果、差は見られない。

3. 技術評価書[1]とクロスチェック計算の比較

3.1 スタッドボルトの評価

スタッドボルトのクロスチェック計算において、諸条件を以下のように定義した。

- ・ ALT_i^c : 繰返しピーク応力強さ
- ・ N_i : 運転開始後60年に相当する繰返し回数（技術評価書[1]の値を使用）
- ・ N_i^{*c} : ALT_i^c に対する許容繰返し回数
(上付き“c”はクロスチェックを意味する。)

ALT_i^c に対する許容繰返し回数 N_i^{*c} を求め、 N_i と N_i^{*c} との比から疲労係数 N_i/N_i^{*c} 、及び疲労累積係数 $U_f^c = \Sigma(N_i/N_i^{*c})$ を求めた。 N_i^{*c} は、JSME S NC1-2005/2007[2]の図添付 4-2-4 における設計疲労線図のデジタル値を対数補間して求めた。同規格における高張力ボルトの設計疲労線図には曲線1と曲線2とがあり、曲線1はボルトの応力強さが $2.7S_m$ 以下の場合に、曲線2は応力強さが $2.7S_m$ を超え $3S_m$ 以下である場合にそれぞれ用いる。スタッドボルトの応力強さは $2.7S_m$ 以下であるため、本レビューでは曲線1を用いて評価を行った。

その結果、疲労累積係数は、図添 II.2-2(a)に示すように技術評価書[1]とクロスチェック計算で同様の結果が得られた。なお、スタッドボルトは前述のとおり非接液部であるため、環境疲労評価は実施していない。

3.2 炉内計装筒の評価

(1) 疲労評価

スタッドボルトの疲労評価と同様の手法を用いて、炉内計装筒の疲労評価のクロスチェック計算を行った。

ALT_i^c に対する許容繰返し回数 N_i^{*c} についてもスタッドボルトと同様の手法、規格を用い、 N_i と N_i^{*c} との比から疲労係数 N_i/N_i^{*c} 、及び疲労累積係数 $U_i^c = \Sigma(N_i/N_i^{*c})$ を求めた。

N_i^{*c} は、JSME S NC1-2005/2007[2]の図 添付 4-2-2(1)における設計疲労線図のデジタル値を対数補間して求めた。設計疲労線図は繰返しピーク応力強さが 194 MPa 以下の領域では、応力（一次＋二次）の値に応じて 3 種類の曲線（A, B, C）を使い分けることになっているが、ここでは最も保守側の曲線 C を用いた。

その結果、疲労累積係数は、図添 II.2-2(a)に示すように技術評価書[1]とクロスチェック計算で同様の結果が得られた。

(2) 環境疲労評価

炉内計装筒のクロスチェック計算において、諸条件を以下のように定義した。

- ・ ALT_i^c : 繰返しピーク応力強さ
- ・ N_i : 運転開始後 60 年に相当する繰返し回数（技術評価書[1]の値を使用）
- ・ N_i^{*c} : ALT_i^c に対する許容繰返し回数
- ・ $(N_i/N_i^{*c}) F_{en,i}$: 環境疲労係数
- ・ $U_{en} = \Sigma(N_i/N_i^{*c}) F_{en,i}$: 環境疲労累積係数
(上付き “c” はクロスチェックを意味する。)

疲労評価と同様、JSME S NC1-2005/2007[2]の図 添付 4-2-2(1)における設計疲労線図のデジタル値を対数補間して ALT_i^c に対する許容繰返し回数 N_i^{*c} を求め、 N_i と N_i^{*c} との比と $F_{en,i}$ との積から、環境疲労係数 $(N_i/N_i^{*c}) F_{en,i}$ 、及び環境疲労累積係数 $U_{en}^c = \Sigma(N_i/N_i^{*c}) F_{en,i}$ を求めた。

環境効果補正係数 ($F_{en,i}$) の計算手法は JSME S NF1-2009[3]に記載されている。

その結果、環境疲労累積係数について、図添 II.2-2(b)に示すように技術評価書[1]とクロスチェック計算で同様の結果が得られた。

3.3 蓋用管台の評価

(1) 疲労評価

炉内計装筒の疲労評価と同様の手法を用いて、蓋用管台の疲労評価のクロスチェック計算を行った。

ALT_i^c に対する許容繰返し回数 N_i^{*c} についても炉内計装筒と同様の手法、規格を用い、 N_i と N_i^{*c} との比から疲労係数 N_i/N_i^{*c} 、及び疲労累積係数 $U_i^c = \Sigma(N_i/N_i^{*c})$ を求めた。

その結果、疲労累積係数に関して、図添 II.2-2(a)に示すように技術評価書[1]とクロスチェック計算で同様の結果が得られた。

(2) 環境疲労評価

炉内計装筒の環境疲労評価と同様の手法を用いて、蓋用管台の環境疲労評価のクロスチェック計算を行った。

ALT_i^c に対する許容繰返し回数 N_i^{*c} を上述と同様の手法、規格を用い、 N_i と N_i^{*c} との比と $F_{en,i}$ との積から、環境疲労係数 $(N_i/N_i^{*c})F_{en,i}$ 、及び環境疲労累積係数 $U_{en}^c = \Sigma(N_i/N_i^{*c})F_{en,i}$ を求めた。

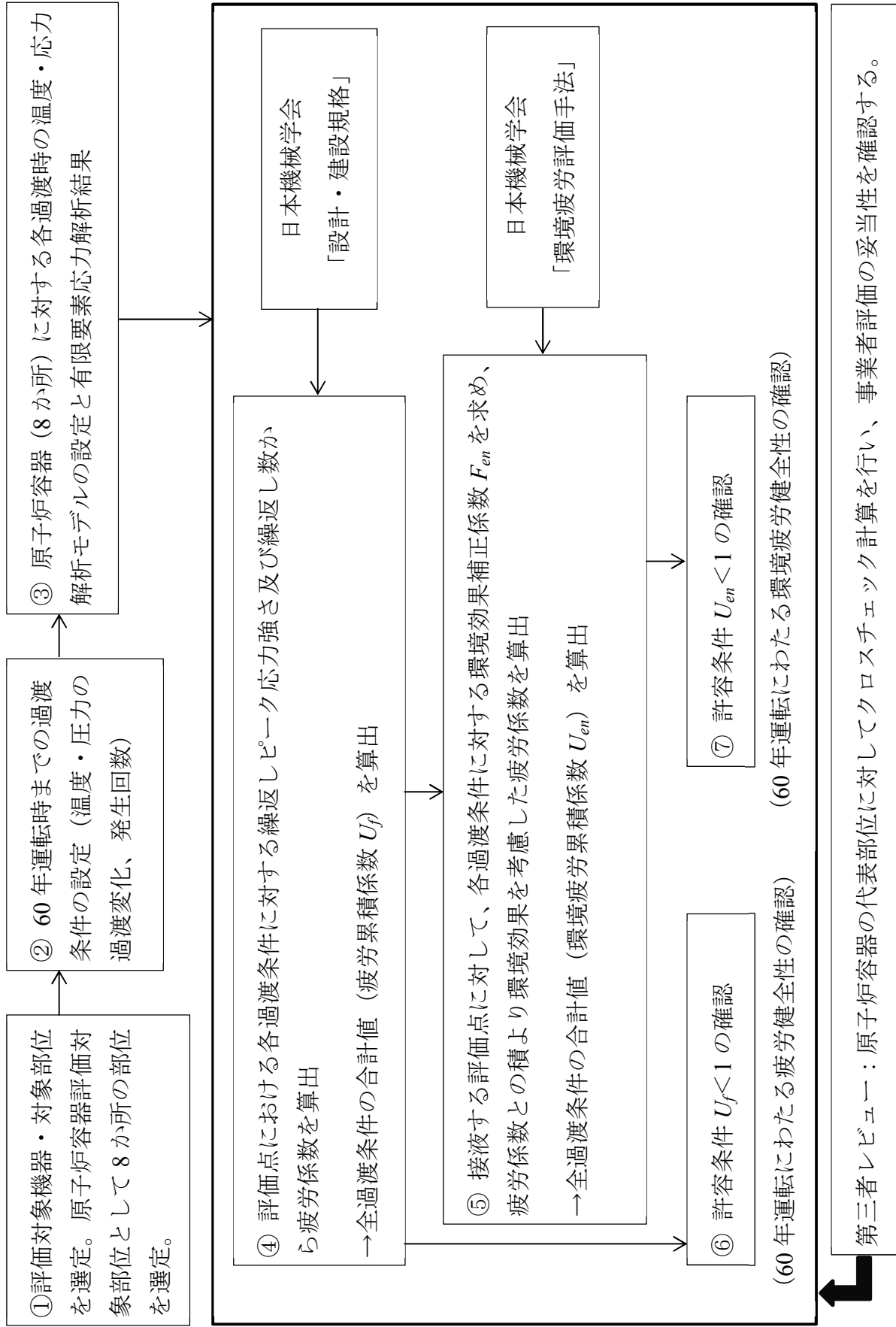
これより、環境疲労累積係数について、[図添 II.2-2\(b\)](#)に示すように技術評価書[1]とクロスチェック計算で同様の結果が得られた。

4. まとめ

- (1) 第三者レビューとして、原子炉容器に対する疲労評価について、日本機械学会規格に定められた手法により適切に評価がされていることを確認した。
- (2) 原子炉容器のスタッドボルト、炉内計装筒及び蓋用管台を代表部位として選定し、各部位に対する疲労評価及び環境疲労評価に関して日本機械学会規格に定められている評価手法に基づいてクロスチェック計算を行い、技術評価書[1]と同様の評価結果が得られたことを確認した。

参考文献

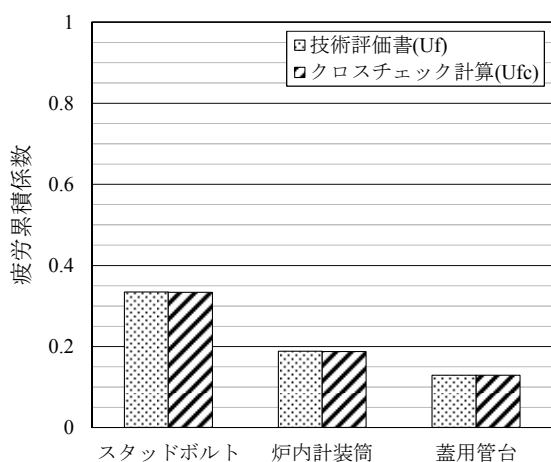
- [1] 高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書 (40 年目) (別冊) 容器の技術評価書 [運転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式会社
- [2] JSME S NC1-2005/2007、発電用原子力設備規格 設計・建設規格、一般社団法人日本機械学会
- [3] JSME S NF1-2009、発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法、一般社団法人日本機械学会
- [4] JSME S NC1-2016、発電用原子力設備規格 設計・建設規格、一般社団法人日本機械学会



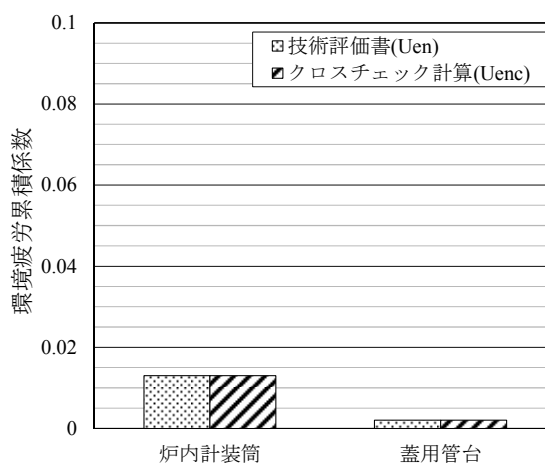
図添 II.2-1 疲労評価の流れ

表添 II.2-1 高浜 1 号機 原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労評価結果[1]

評価対象部位	疲労累積係数	
	疲労評価 (U_f)	環境疲労評価 (U_{en})
①冷却材入口管台	0.054	0.001
②冷却材出口管台	0.065	0.001
③蓋用管台	<u>0.129</u>	<u>0.002</u>
④炉内計装筒	<u>0.188</u>	<u>0.013</u>
⑤上蓋、上蓋フランジ及び上部胴フランジ	0.013	---- (非接液部)
⑥下部胴・下部鏡接続部	0.005	---- (非接液部)
⑦炉心支持金物	0.009	0.000 (発生応力は疲労限以下)
⑧スタッドボルト	<u>0.334</u>	---- (非接液部)



(a) 疲労累積係数



(b) 環境疲労累積係数

図添 II.2-2 疲労累積係数及び環境疲労累積係数に関する技術評価書[1]とクロスチェック計算の比較

運転開始後 60 年時点での関連温度、
上部棚吸収エネルギー及び加圧熱衝撃評価

運転開始後 60 年時点での関連温度、上部棚吸収エネルギー及び加圧熱衝撃評価

1. はじめに

原子炉圧力容器胴部（炉心領域部）（以下、「容器」という。）の中性子照射脆化の評価として、関連温度と上部棚吸収エネルギー、加圧熱衝撃（以下、PTS という。）に関する評価を行った結果を以下に示す。

2. 関連温度及び上部棚吸収エネルギーの評価

関連温度及び上部棚吸収エネルギーの評価について、技術評価書[1]及び補足説明資料[2]（両者を以下、技術評価書等という。）では、JEAC 4201-2007/2013[3]を用いて評価を行っている。同規格は、照射脆化の評価（中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測）に関する最新の知見を反映した規格となっている。

技術評価書等が上記規格における評価の流れ、評価手法、評価式等に準拠して結果を得ていることを確認するため、一部につきクロスチェック計算を行った。計算に当たって必要な前提条件については技術評価書[1, 2]等及び公開文献[4]に記載の値を用いた。

2.1 評価の流れ

(1) 関連温度

技術評価書等[1, 2]における関連温度評価の流れ（図添 II.3-1）を以下の①から⑦までのステップに示す。同評価の流れは JEAC 4201-2007/2013[3]に従っていることを確認した。

- ① 各監視試験（第 1 回～第 4 回監視試験）時と照射前の衝撃試験により得られる Tr_{30} （衝撃試験結果が 41J に相当する温度）の差 ΔTr_{30} に、 RT_{NDT} 初期値を加えて各監視試験の関連温度実測値（ RT_{NDT} 実測値）を定める。また ΔTr_{30} を、関連温度遷移量の実測値（ ΔRT_{NDT} 実測値： RT_{NDT} 実測値と RT_{NDT} 初期値との差に相当）とする。
- ② 化学成分測定結果（Cu と Ni の含有量）、公称照射温度、第 1 回～第 4 回の監視試験片の中性子照射量、 $EFPY$ （定格負荷相当年数）、中性子束（中性子照射量と $EFPY$ から算定）を用い、各回の監視試験片の関連温度遷移量の計算値（ ΔRT_{NDT} 計算値）を JEAC 4201-2007/2013[3]の附属書 B から定める。
- ③ 第 4 回監視試験片の中性子照射量、 $EFPY$ 、Lead Factor を用いて容器内表面における中性子束を求め、これに運転実績と今後の稼働想定を踏ま

えて運転開始後 60 年時点において想定される *EFPY* を乗じて、運転開始後 60 年時点における容器の内表面における中性子照射量を求める。

- ④ 同様に、運転開始後 60 年時点における容器内表面の中性子照射量を基に、容器内表面から板厚 t の 25% の深さの位置 ($t/4$) における中性子照射量を求める。
- ⑤ 化学成分測定結果 (Cu と Ni の含有量)、公称照射温度、運転開始後 60 年時点における中性子照射量 (または *EFPY*)、中性子束を用いて、運転開始後 60 年時点における関連温度遷移量の計算値 (ΔRT_{NDT} 計算値) を JEAC 4201-2007/2013[3] の附属書 B から定める。
- ⑥ 各回の監視試験片の ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値の差の平均値から補正值 M_c を定める。また、マージンとして M_R を定める (JEAC 4201-2007/2013[3] では $M_R=18^\circ\text{C}$)。これより、第 1 回～第 4 回の監視試験片、運転開始後 60 年時点における ΔRT_{NDT} 計算値 (M_c 補正後)、及び ΔRT_{NDT} 予測値を以下のように推定する。

$$\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (M_c \text{ 補正後}) = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + M_c$$

$$\begin{aligned} \Delta RT_{NDT} \text{ 予測値} &= \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値 } (M_c \text{ 補正後}) + M_R \\ &= \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + M_c + M_R \end{aligned}$$

- ⑦ 第 1 回～第 4 回の監視試験片の ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値との差を、上限値 ($M_c + M_R$) 及び下限値 ($M_c - M_R$) と比較し、 ΔRT_{NDT} 実測値は JEAC 4201-2007/2013[3] 附属書 B による予測範囲内にあることを確認する。また、運転開始後 60 年時点における RT_{NDT} 調整値を以下のように定める。

$$RT_{NDT} \text{ 調整値} = RT_{NDT} \text{ 初期値} + \Delta RT_{NDT} \text{ 予測値}$$

(2) 上部棚吸収エネルギー

技術評価書等 [1, 2] における上部棚吸収エネルギー評価の流れ (図添 II.3-2) を以下の①から⑩までのステップに示す。同評価の流れは JEAC 4201-2007/2013[3] に従っていることを確認した。

- ① 各回の監視試験片の上部棚吸収エネルギーの実測値 (*USE* 実測値) を衝撃試験により定める。なお、照射前の衝撃試験から得られる *USE* 実測値を *USE* 初期値とする。これより、各回の監視試験片の上部棚吸収エネルギー低下量の実測値 (ΔUSE 実測値、%) を *USE* 初期値に対する比率として定める。
- ② 化学成分測定結果 (Cu と Ni の含有量) から下記の係数 [*CFu*] を求める [3]。

- ・母材（熱影響部を含む）では、
 $[CFu]=5.23+9.36[0.5+0.5 \cdot \tanh\{(Cu-0.087)/0.034\}] \cdot (1+0.59Ni)$
 - ・溶接金属では、
 $[CFu]=9.78+3.96[0.5+0.5 \cdot \tanh\{(Cu-0.086)/0.045\}] \cdot (1+3.63Ni)$
- ここで、 Cu は銅の含有量 (mass%)、 Ni はニッケルの含有量 (mass%) を表す。

- ③ 係数 C_0 を定める。ここで C_0 は、母材（熱影響部を含む）では -0.95 、溶接金属では -2.78 である [3]。
- ④ 関連温度評価の際に求めた各回の監視試験片の中性子照射量、運転開始後 60 年時点における容器板厚 $t/4$ の深さにおける中性子照射量から下記の係数 $[FFu]$ を求める [3]。
- ・母材（熱影響部を含む）では、 $[FFu]=f^{0.349-0.068\log f}$
 - ・溶接金属では、 $[FFu]=f^{0.234+0.015\log f}$
- ここで、 f ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 、 $E > 1 \text{ MeV}$) は中性子照射量を表す。また、 \log は常用対数を示す。
- ⑤ 各回の監視試験片の上部棚吸収エネルギー低下量として、補正なしの予測値 (ΔUSE 予測値 (補正なし)) を下記により定める。
- $$\Delta USE \text{ 予測値 (補正なし)} = C_0 + [CFu] \cdot [FFu] \quad (\%)$$
- ⑥ 各回の監視試験片の ΔUSE 実測値と ΔUSE 予測値 (補正なし) の差の平均値を定め、これを補正值 M_u とする。
- ⑦ 各回の監視試験片の ΔUSE 予測値 (補正なし) に上記の M_u を加え、 ΔUSE 予測値 (補正あり) を定める。ただし、 ΔUSE 実測値と ΔUSE 予測値 (補正あり) とを比較し、最大の ΔUSE 実測値が ΔUSE 予測値 (補正あり) を上回る場合には、 ΔUSE 予測値 (補正あり) が最大の ΔUSE 実測値を包含するように M_u を再調整する。
- ⑧ 得られた M_u を用いて、運転開始後 60 年時点における ΔUSE 予測値 (補正あり) を定める。
- ⑨ 上記①の USE 初期値と、⑧の ΔUSE 予測値 (補正あり) から、運転開始後 60 年時点における USE 調整値 (J) を下記より求める。
- $$USE \text{ 調整値} = USE \text{ 初期値} \cdot (1 - \Delta USE \text{ 予測値}/100)$$
- ⑩ 運転開始後 60 年時点における USE 調整値が 68 J 以上となる場合には、健全性が確認される。68 J を下回る場合には、JEAC 4206-2007 [5] に基づき詳細な破壊力学解析を行い、健全性を評価する。

2.2 評価結果

(1) 関連温度

第1回～第4回の監視試験片の ΔRT_{NDT} 計算値を、母材、溶接金属、熱影響部に関して求めた結果（クロスチェック結果）を以下に示す。

ここで ΔRT_{NDT} 計算値のクロスチェック結果は、JEAC 4201-2007/2013[3] 附属書 B の表から内挿計算により求めた。同附属書では、 ΔRT_{NDT} 計算値が公称照射温度、Cu 含有量、Ni 含有量、中性子束、中性子照射量（又は $EFPY$ ）の5つの変数に対し、数表の形で結果が与えられている。そのため、評価対象とする監視試験片の化学成分、照射温度、照射条件等に対応する値を数表から内挿補間して求めた。内挿はJEAC 4201-2007/2013[3]に従い、中性子束と中性子照射量（又は $EFPY$ ）に対しては対数補間を行い、それ以外の変数については線形補間を行った。

ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値の差を中性子照射量に対して図添 II.3-3 に示す。ここで、 ΔRT_{NDT} 実測値は、第1回～第4回の監視試験片の Tr30 と照射前の Tr30 との差（技術評価書等[1, 2]）である。 ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値の差は、技術評価書等[1, 2]の値（図中で、「実測－計算（技）」で示す。）とクロスチェック結果（図中で、「実測－計算（CC）」で示す。）とで同様の結果を示していることが確認された。さらに、これらの値は上限（ $M_c + M_R$ ）と下限（ $M_c - M_R$ ）との間にあり、母材、溶接金属、熱影響部のそれぞれに対し、 ΔRT_{NDT} 実測値はJEAC 4201-2007/2013[3]附属書 B による予測範囲内にあることが確認された。

母材の ΔRT_{NDT} 実測値、 ΔRT_{NDT} 計算値と中性子照射量との関係を図添 II.3-4 に示す。計算値は、第1回～第4回監視試験に対する技術評価書等[1, 2]の値を図中「計算値（1-4）技」で、同じくクロスチェック結果を図中「計算値（1-4）CC」で示す。また、運転開始後60年時点（容器板厚の1/4深さ）における ΔRT_{NDT} 計算値は、技術評価書等[1, 2]の結果を図中「計算値（60年 t/4）技」で、同じくクロスチェック結果を図中「計算値（60年 t/4）CC」で示す。これより、第1回～第4回の監視試験片及び運転開始後60年時点（容器板厚の1/4深さ）における ΔRT_{NDT} 計算値は、技術評価書等[1, 2]とクロスチェックとで同様の結果を示していることが確認された。なお、同様の評価は溶接金属、熱影響部に対しても実施し、 ΔRT_{NDT} 計算値は、技術評価書等[1, 2]とクロスチェックとで同様の結果を示していることが確認された。

さらに、運転開始後60年時点（容器板厚の1/4深さ）における RT_{NDT} 調整値の計算結果を、母材、溶接金属、熱影響部について図添 II.3-5 に示す。これより、技術評価書等[1, 2]の RT_{NDT} 調整値（図中、「 RT_{NDT} 調整値（技）」

で示す。)とクロスチェックによる RT_{NDT} 調整値 (図中、「 RT_{NDT} 調整値 (CC)」で示す。)は、それぞれの部材ごとに同様の結果を示していることが確認された。

(2) 上部棚吸収エネルギー

運転開始後 60 年時点 (容器板厚の 1/4 深さ) における USE 調整値の計算結果を、母材、溶接金属、熱影響部について図添 II.3-6 に示す。これより、技術評価書等[1, 2]の USE 調整値 (図中、「 USE 調整値 (技)」で示す。)とクロスチェックによる USE 調整値 (図中、「 USE 調整値 (CC)」で示す。)とは、それぞれの部材ごとに同様の結果を示していることが確認された。

また USE 調整値は、技術評価書等の結果及びクロスチェック結果ともに、母材では 68 J を下回り破壊力学解析を行う必要があること (JEAC 4206-2007[5])、母材以外 (溶接金属、熱影響部) では 68 J を上回り余裕のある値となっていることが確認された。

3. PTS 評価

3.1 評価の流れ

PTS 評価の流れを図添 II.3-7 に示す。破壊靱性 (K_{IC}) と温度 (T) との関係を示す曲線 (破壊靱性曲線) を設定し、同曲線が照射脆化によって高温側にシフトする温度を求める。この温度の移行量を基にシフトした曲線が PTS 評価に用いる容器の「破壊靱性遷移曲線」となる。

一方、一定深さの想定亀裂を有する容器に対し、各種 PTS 事象 (大破断 LOCA、小破断 LOCA、主蒸気管破断など) 発生時の温度及び圧力により生じる応力の時間的変化を求め、これから求まる想定亀裂最深部の応力拡大係数 (K_I) と温度の関係を示す曲線を「PTS 状態遷移曲線」とする。「破壊靱性遷移曲線」がすべての PTS 事象に対する「PTS 状態遷移曲線」の上方にあり、両曲線が交わらない (破壊靱性遷移曲線 (K_{IC}) > PTS 状態遷移曲線 (K_I)) のであれば、容器は PTS 事象が生じても不安定破壊することはなく、健全であると評価される。

(1) 破壊靱性遷移曲線

技術評価書[1]では、下記の破壊靱性遷移曲線を用いており、これは JEAC 4206-2007[5]附属書 C と同様である。

$$\bullet \text{ 破壊靱性遷移曲線 : } K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - T_p)]$$

ここで、 T_p は当該プラントにおけるプラント評価時期の破壊靱性遷移曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数と定められており、技術評価

書[1]では、運転開始後 60 年時点、想定亀裂深さ 10 mm に対しては $T_p=131^{\circ}\text{C}$ と設定されている (図添 II.3-8)。 T_p の設定手順は以下に示すとおりである。

破壊靱性は温度によって変化し、試験温度 (シフト前温度 T_1) を異にする各々の破壊靱性試験で得られる破壊靱性値を K_{IC} 、監視試験片 (破壊靱性試験片) から容器への照射脆化の進行による温度移行量 ΔTK_{IC} を求める。これより、移行後の温度 T_2 (シフト後温度) は、 T_1 に ΔTK_{IC} を加え、 $T_2 = T_1 + \Delta TK_{IC}$ となる。

ここで、 ΔTK_{IC} は、ある監視試験片の中性子照射量と運転開始後 60 年時点の容器の中性子照射量の差による ΔRT_{NDT} 計算値の差に等しいとすれば、

$$\Delta TK_{IC} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値(運転開始後 60 年時点の容器)} \\ - \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値(監視試験片)} + M_R$$

ここで、 ΔRT_{NDT} 計算値(運転開始後 60 年時点の容器)、 ΔRT_{NDT} 計算値(監視試験片)は JEAC 4201-2007/2013[3]より求められる。また M_R (標準偏差)は JEAC 4201-2007/2013[3]によりマージン (18°C) とする。各々の破壊靱性試験に対して T_2 を求め、上記の破壊靱性遷移曲線の式において T_2 、 K_{IC} を代入し、 T_p を求める。

これより、各々の破壊靱性試験に対して得られる破壊靱性遷移曲線を比較し、最も保守側の (最も高温側に遷移する) 破壊靱性遷移曲線を運転開始後 60 年時点の容器の T_p とする。

以上の技術評価書等[1, 2]における評価の流れは、JEAC 4206-2007[5]附属書 C に基づいている。

3.2 評価結果

(1) 破壊靱性遷移曲線

補足説明資料[2]においては、容器に対して、想定亀裂深さ 10 mm、運転開始後 60 年時点を想定し、各回の監視試験で得られた破壊靱性値 K_{IC} とそれぞれの破壊靱性値について設定した破壊靱性遷移曲線の T_p が与えられている。これより、すべての破壊靱性値を保守側に包絡する破壊靱性遷移曲線を求めると、 $T_p=131^{\circ}\text{C}$ となり、技術評価書等[1, 2]で用いている下記包絡曲線と同様の結果を示していることを確認した。

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - 131)]$$

(2) PTS 状態遷移曲線

技術評価書[1]では、PTS 事象として次の事故等を取り上げ、各温度での PTS 状態遷移曲線が与えられている (図添 II.3-8)。

① 大破断冷却材喪失事故 (大破断 LOCA)

- ② 小破断冷却材喪失事故（小破断 LOCA）
- ③ 主蒸気管破断（冷却に厳しいケース）
- ④ 主蒸気管破断（再加圧に厳しいケース）
- ⑤ 2次冷却系除熱機能喪失

PTS 事象は、JEAC 4206-2007[5]附属書 C に基づいて、「大破断冷却材喪失事故（大破断 LOCA）」、「小破断冷却材喪失事故（小破断 LOCA）」及び「主蒸気管破断」を取り上げている。JEAC 4206-2007[5]附属書 C の基になった報告書[6-16]では、「主蒸気管破断」は、「主蒸気管破断（冷却に厳しいケース）」と「主蒸気管破断（再加圧に厳しいケース）」に分けられている。このため、技術評価書[1]では上記の①から④の PTS 事象を取り上げている。

報告書[6-16]での PTS 事象は、容器の通常運転を超えるような外乱である運転時の異常な過渡変化（運転状態 II）及び事故（運転状態 III、IV）の中で容器が熱衝撃を受け、かつ、圧力が高く維持される事象として選定されている。PWR における運転時の異常な過渡変化及び事故事象のうち、容器が熱衝撃を受ける可能性のあるものは、蒸気発生器 2 次側冷却を伴う事象及び非常用炉心冷却系（ECCS）作動を伴う事象である。これらの事象の中から海外文献や容器材料の靱性の温度変化を考慮し、以下の方針に基づいて PTS 事象が選定されている。この方針に従い、PWR 設計基準事故の中から蒸気発生器 2 次側冷却を伴うものと ECCS 作動を伴うものについて検討され、上記の①から④の PTS 事象が取り上げられている。なお、「大破断冷却材喪失事故（大破断 LOCA）」は熱衝撃事象であるが、1 次冷却系の温度低下が最大となることから設計基準事故の代表例として選定されている。

方針 1：過渡変化中の容器の 1 次冷却材の最終到達温度が約 190℃以上であれば、容器材料の靱性が上部棚領域にあると考えられ、かつ、温度低下が少なく熱応力が小さいと考えられるため、PTS 事象の選定対象から除外する。

方針 2：他の事象に包含される運転時の異常な過渡変化及び事故は、PTS 事象の選定対象から除外する。

上記の⑤については、解釈[17]に基づいて、重大事故等対処施設における炉心損傷防止シーケンスとして想定する事象の中から想定されている。炉心損傷防止シーケンスとして想定する事象は、次の 8 つが選定されている。

- ・ 2 次冷却系からの除熱機能喪失

- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS 注水機能喪失
- ・ ECCS 再循環機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

炉心損傷防止シーケンスのうち「2次冷却系からの除熱機能喪失」は、低温／高圧状態となることにより、PTS の観点で設計基準事故よりも厳しい可能性がある[18]ために選定されている。しかしながら図添 II.3-8 では、「大破断冷却材喪失事故（大破断 LOCA）」と同程度の厳しさとなっている。さらに、PTS 状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線とが最接近する温度領域においては、「大破断冷却材喪失事故（大破断 LOCA）」の方がより厳しくなっている。このため、「大破断冷却材喪失事故（大破断 LOCA）」で代表できると考えることができる。他の 7 つの炉心損傷防止シーケンスは、低温／高圧状態にならないことや、設計基準事故と同程度又は設計基準事故の方が PTS 事象として厳しいことから選定されていない[18]。

①から④の PTS 事象についての技術評価書[1]での PTS 状態遷移曲線を図添 II.3-8 に示す。報告書[6-16]では、各 PTS 事象について 1 次冷却材の温度、圧力及び流量の過渡について熱水力解析を行い、それらの時間的変化に基づいて応力解析により容器壁の応力分布を求め、応力分布に基づいて深さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向半楕円表面亀裂を想定して亀裂先端部での K_I 値（PTS 状態遷移曲線）を計算したものである。

技術評価書[1]の K_I 値の計算方法は、報告書[6-16]での K_I 値の計算方法を基に策定された JEAC 4206-2007[5]附属書 C に基づいたものであることを確認した。加えて、図添 II.3-8 の K_I 値は報告書[6-16]の K_I 値と同様の結果を示していることを確認した。

4. まとめ

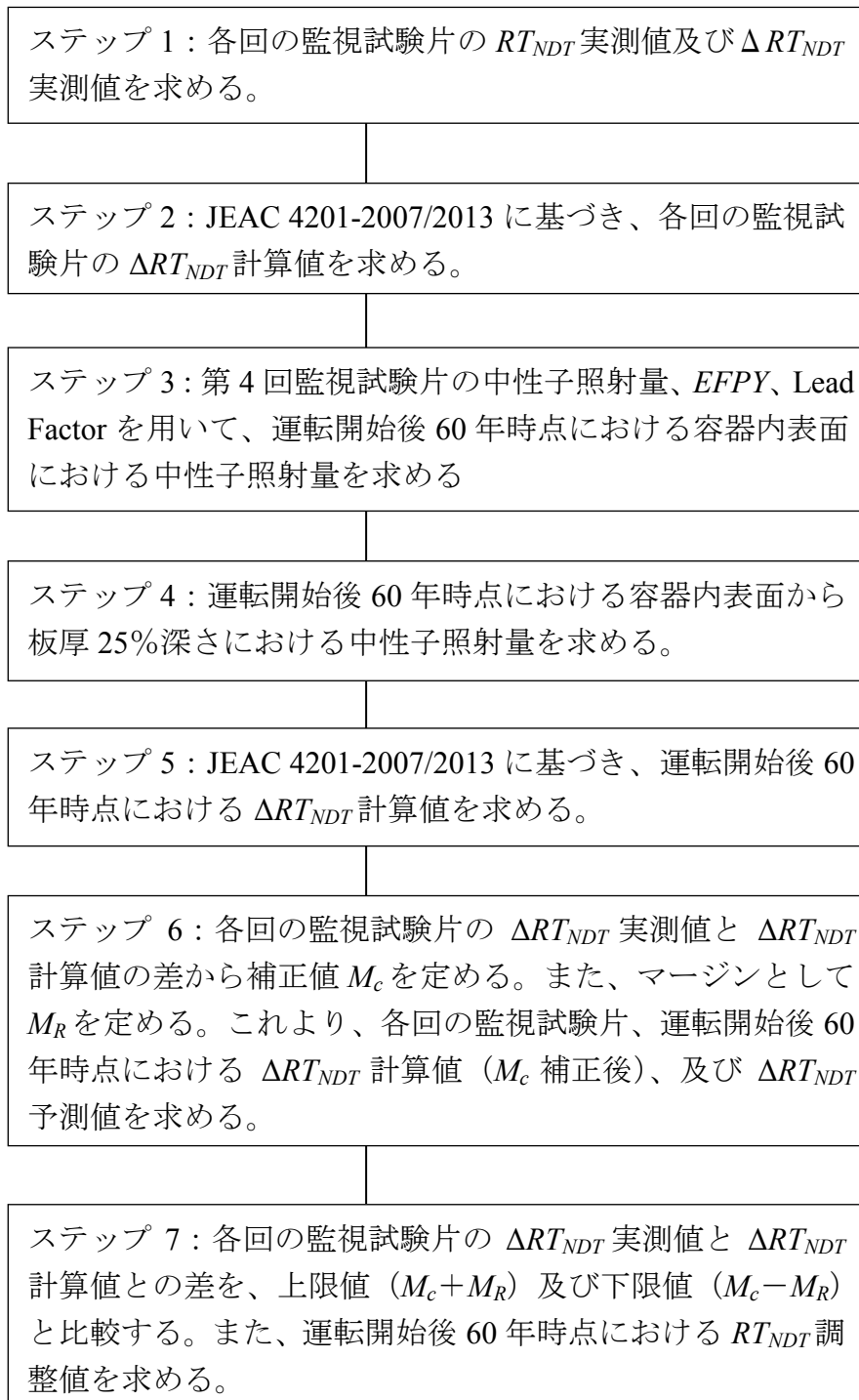
- (1) 第三者レビューとして、容器における中性子照射脆化評価の技術評価書においては、日本電気協会 電気技術規程に定められた手法により適切な評価が行われていることを確認した。

- (2) 日本電気協会 電気技術規程に定められている評価手法に基づいてクロスチェック計算を行い、技術評価書等と同様の評価結果を示していることを確認した。

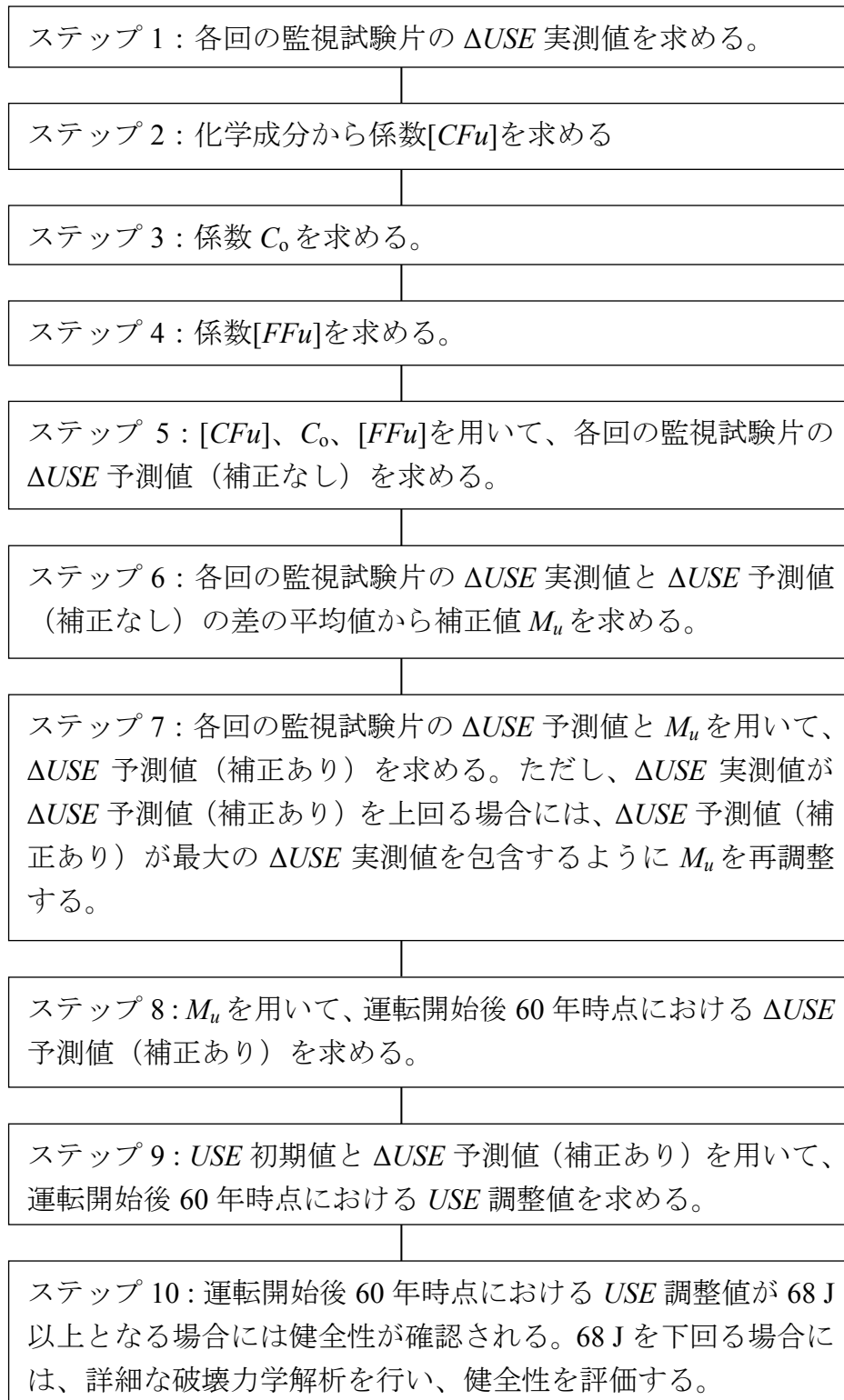
参考資料

- [1]高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書 (40 年目) (別冊) 容器の技術評価書
〔運転を断続的に行うことを前提とした評価〕、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式会社
- [2]高浜発電所 1、2 号炉 劣化状況評価 (原子炉容器の中性子照射脆化) 補足説明資料、平成 28 年 6 月 16 日、関西電力株式会社
- [3]JEAC 4201-2007/2013、原子炉構造材の監視試験方法、一般社団法人日本電気協会
- [4]三菱重工業 (株) ホームページ
http://www.mhi.co.jp/products/detail/reactor_vessel.html
平成 30 年 2 月 28 日閲覧
- [5]JEAC 4206-2007、原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法、一般社団法人日本電気協会
- [6]昭和 58 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 59 年 6 月、財団法人発電用熱機関協会
- [7]昭和 59 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 60 年 3 月、財団法人発電用熱機関協会
- [8]昭和 60 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 61 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [9]昭和 61 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 62 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [10]昭和 62 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、昭和 63 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [11]昭和 63 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、平成元年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [12]平成元年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、平成 2 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [13]「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験」のまとめ、平成 2 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会
- [14]平成 2 年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、平成 3 年 3 月、財団法人発電設備技術検査協会

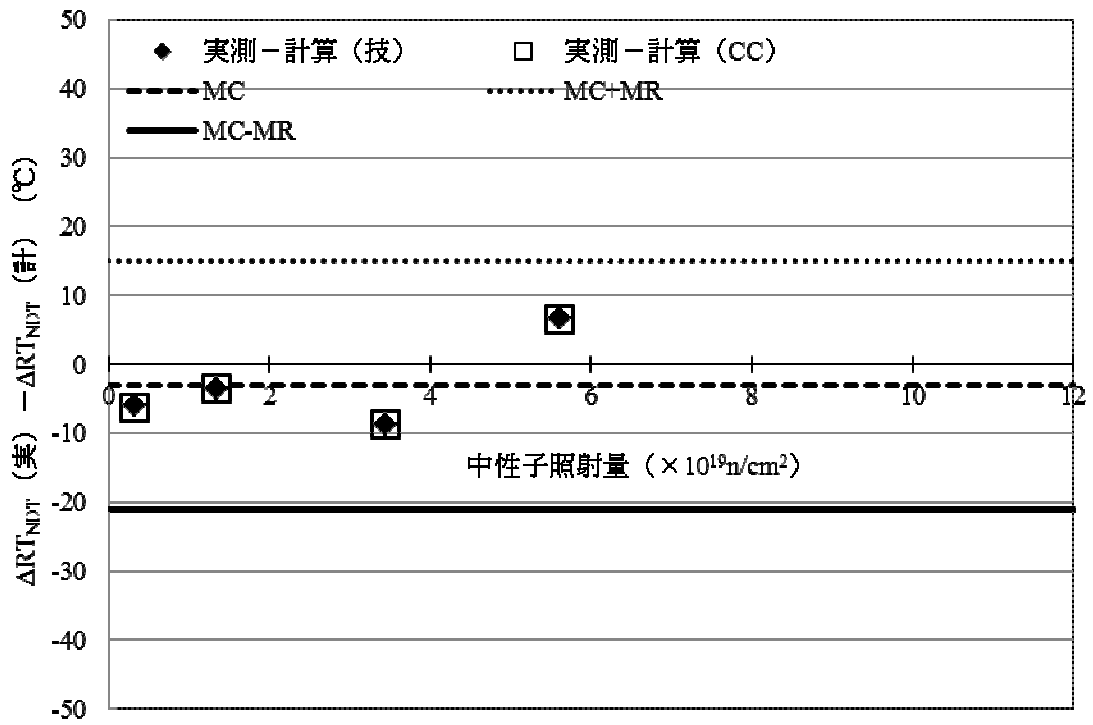
- [15]平成3年度溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕、平成4年3月、財団法人発電設備技術検査協会
- [16]溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕〔総まとめ版〕、平成4年3月、財団法人発電設備技術検査協会
- [17]実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈、平成29年11月29日改正、原子力規制委員会
- [18]高浜1号機工事計画認可申請書、関西電力株式会社



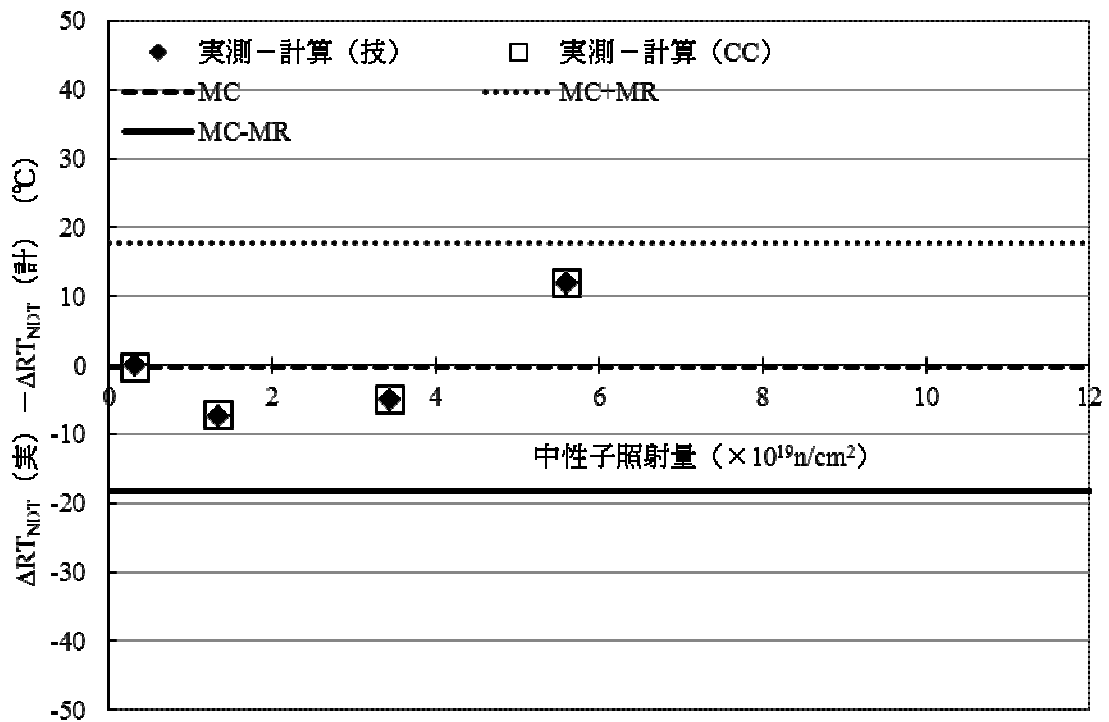
図添 II.3-1 関連温度の評価の流れ



図添 II.3-2 上部棚吸収エネルギーの評価の流れ

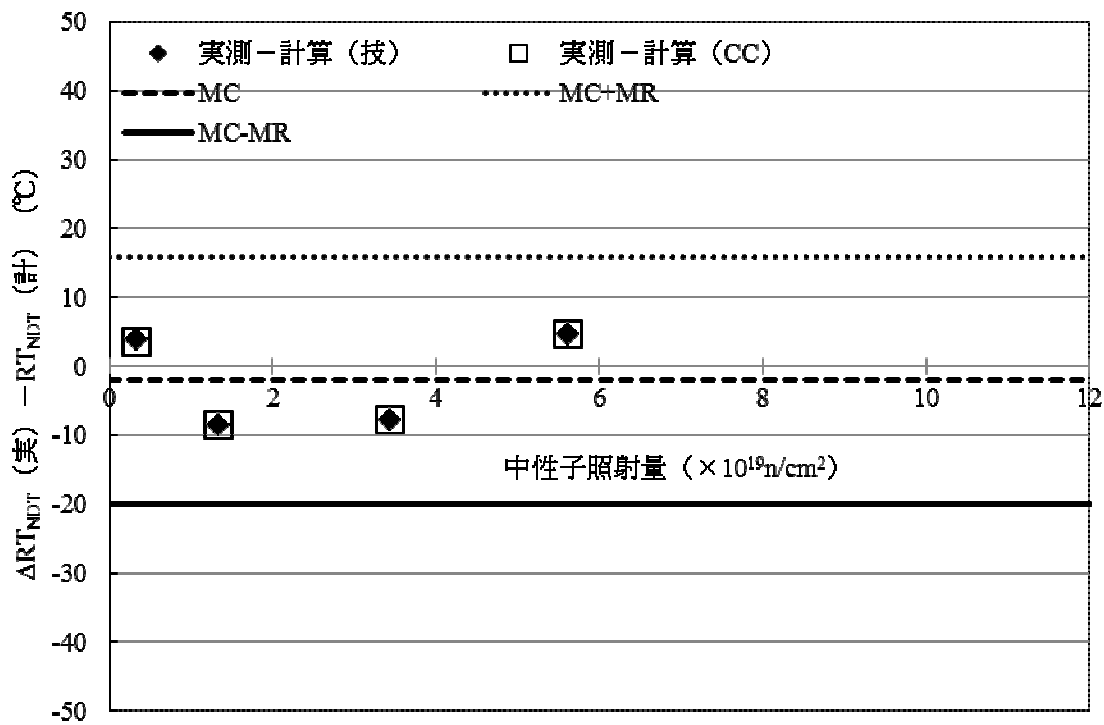


(1) 母材



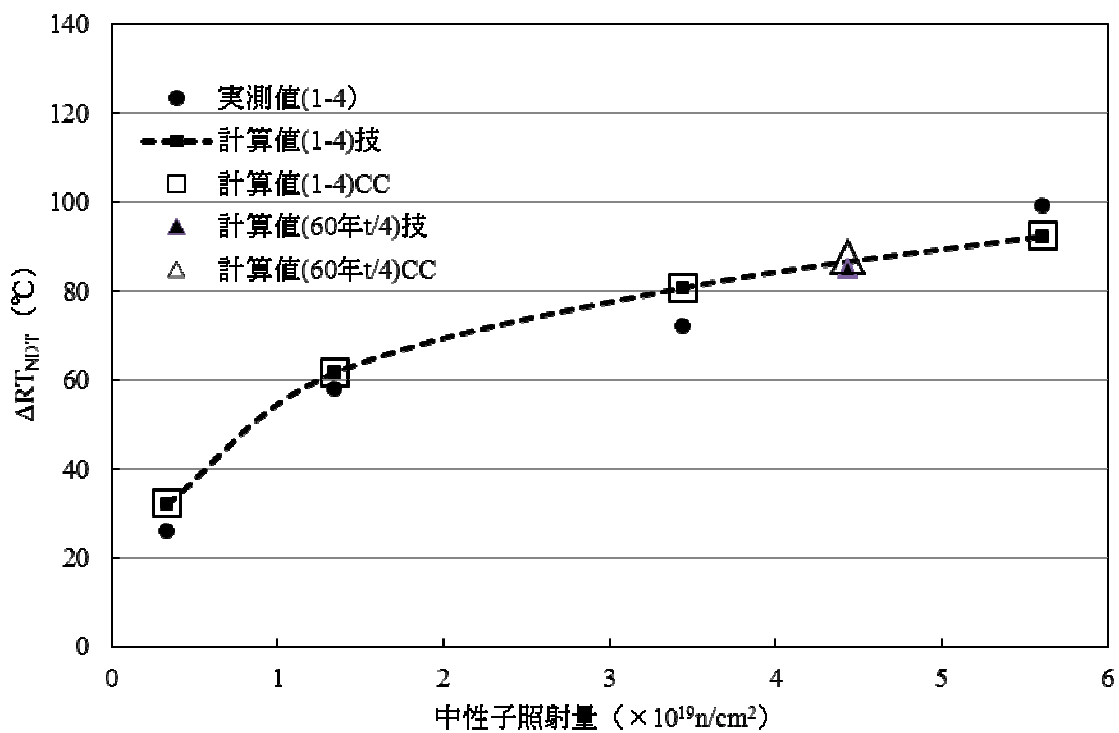
(2) 溶接金属

図添 II.3-3 ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値との差と中性子照射量との関係

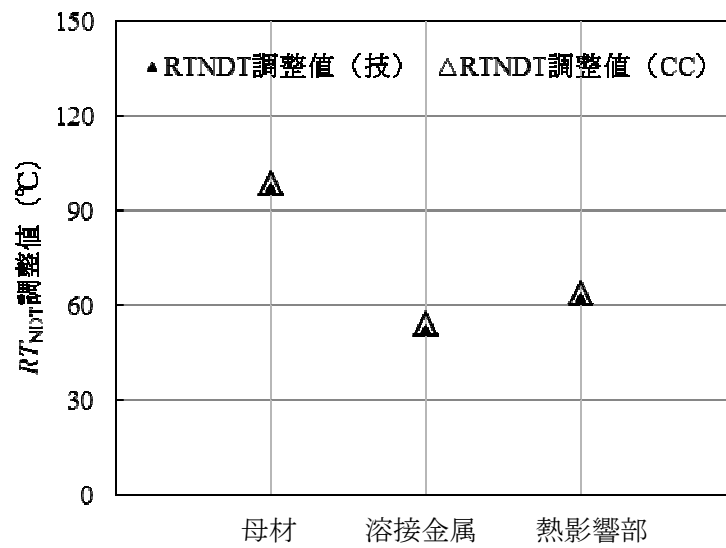


(3) 熱影響部

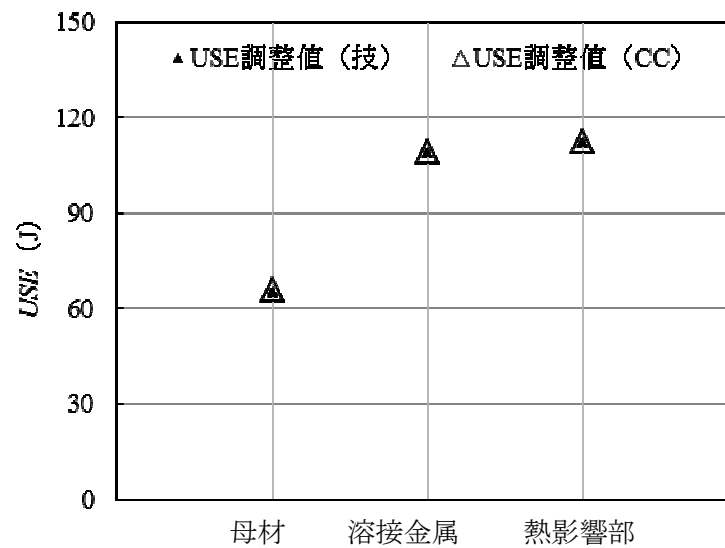
図添 II.3-3 ΔRT_{NDT} 実測値と ΔRT_{NDT} 計算値との差と中性子照射量との関係 (続き)



図添 II.3-4 ΔRT_{NDT} 計算値と中性子照射量との関係 (母材)



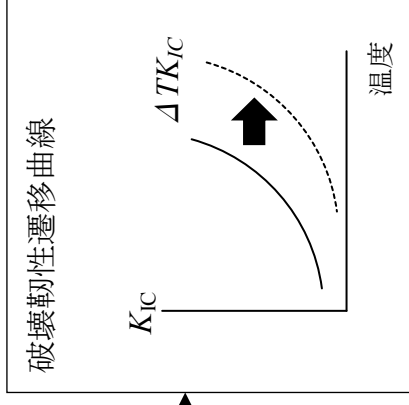
図添 II.3-5 RT_{NDT} 調整値の比較 (運転開始後 60 年時点、容器板厚深さ $t/4$)



図添 II.3-6 USE 調整値の比較 (運転開始後 60 年時点、容器板厚深さ $t/4$)

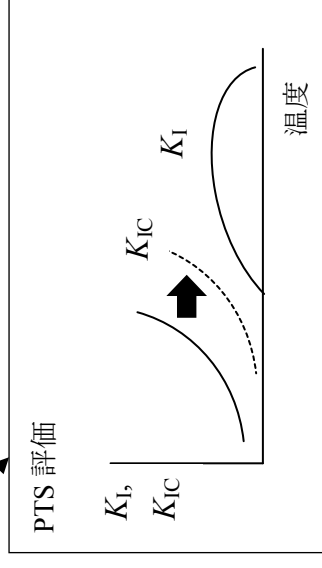
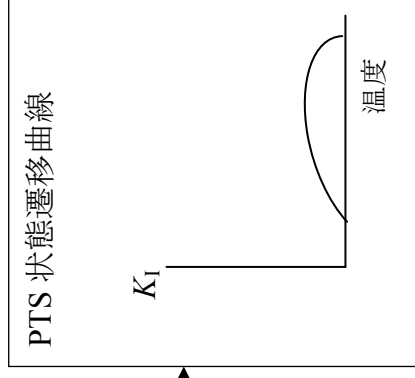
破壊靱性遷移曲線の設定

- (1) 各々の破壊靱性値 K_{IC} とその試験温度 (シフト前温度 T_1) を整理する。
- (2) 運転開始後 60 年時点における ΔRT_{NDT} 計算値と各々の破壊靱性試験における ΔRT_{NDT} 計算値の差から個々の温度移行量 ΔTK_{IC} を求める。
- (3) 各々の破壊靱性値について、シフト後温度 T_2 を T_1 と ΔTK_{IC} から求める。
- (4) 各々の T_2 と K_{IC} から T_p を求め、破壊靱性遷移曲線を定める。
- (5) 最も保守側の破壊靱性遷移曲線の T_p を、運転開始後 60 年時点の容器の T_p とする。



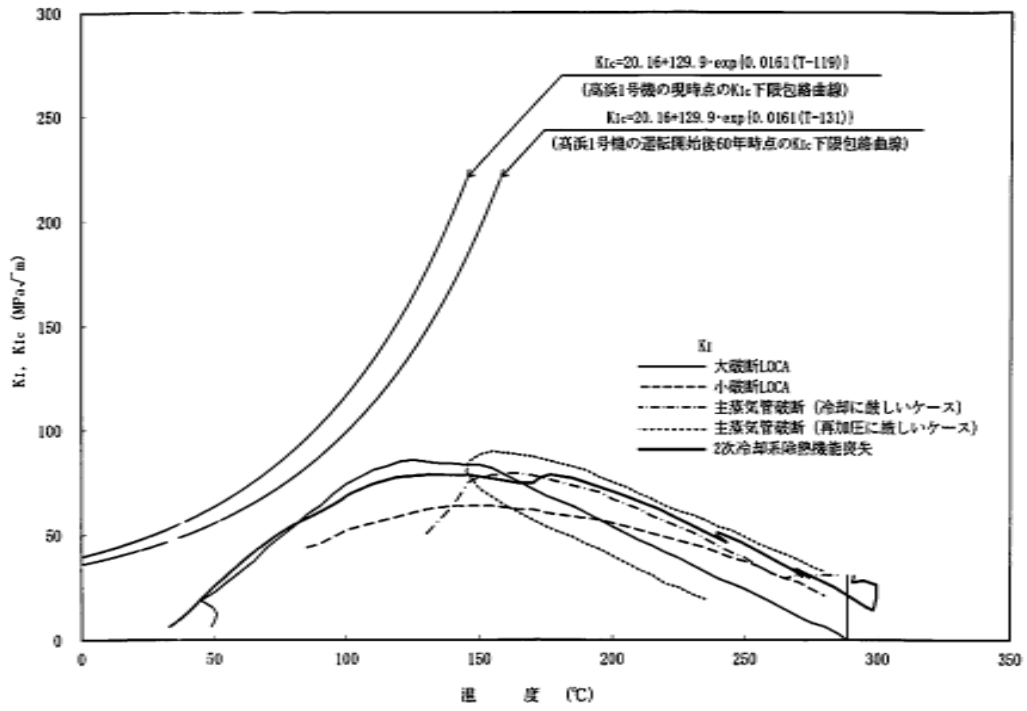
PTS 状態遷移曲線の設定

- (1) 各種 PTS 事象について、温度、圧力、流量の過渡に関する熱水力解析を行う。
- (2) (1)の結果に基づいて応力解析を行う。
- (3) 応力解析結果より、想定亀裂先端部の K_I を計算する。
- (4) 各種 PTS 事象における K_I と温度との関係より PTS 状態遷移曲線を定める。



すべての PTS 事象に対し、
 $K_{IC} > K_I$ であれば健全

図添 II.3-7 PTS 評価の流れ



図添 II.3-8 高浜1号機の PTS 評価 (技術評価書[1])
 (深さ 10 mm の想定亀裂を用いた評価)

添付資料 II.4

運転開始後 60 年時点での関連温度予測に基づいた温度・圧力の制限範囲

運転開始後 60 年時点での関連温度予測に基づいた温度・圧力の制限範囲

1. はじめに

技術評価書[1]では、原子炉容器胴部（炉心領域部）について、JEAC4206-2007[2]に従って、運転開始後 60 年時点の原子炉容器の中性子照射脆化を考慮した通常運転における一次系冷却系の加熱・冷却時の温度・圧力の制限範囲及び一次冷却材圧力バウンダリに対する耐圧・漏えい試験時の一次冷却材の最低温度が評価されている。技術評価書[1]に記載されている評価結果を図添 II.4-1 に示す。

この制限は原子炉の起動・停止時や耐圧・漏えい試験時に生じる内圧や温度変化による応力によって非延性破壊が生じることを防止する観点から設定されており、JEAC4206-2007[2]附属書 A の A-3200「供用期間中の容器材料の破壊靱性の要求」の A-3225「許容基準」によれば、

供用状態 A 及び B（耐圧・漏えい試験を除く）の圧力・温度制限の要求は(式 4-1)を満足しなければならない。

$$K_I = 2K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (\text{式 4-1})$$

耐圧・漏えい試験の圧力・温度制限の要求は、(式 4-2)を満足しなければならない。

$$K_I = 1.5K_{Ip} + K_{Iq} < K_{Ic} \quad (\text{式 4-2})$$

と規定されている。

技術評価書[1]に記載されている図添 II.4-1 では、これら JEAC4206-2007[2]で規定された要求を満足していることが示されている。

60 年時点での関連温度予測に基づいた温度・圧力の制限範囲に関する第三者レビュー（以下、本レビューという）では、技術評価書[1]に記載されている内容が JEAC4206-2007[2]に従って実施されていることを確認するとともに、温度・圧力の制限曲線についてクロスチェック計算を実施した。

2. JEAC4206-2007[2]における評価方法

2.1 材料の破壊靱性 (K_{Ic}) の評価

原子炉容器に対して破壊靱性を評価する時には静的破壊靱性 K_{Ic} を用いることができ、JEAC4206-2007 [2]の A-3222「材料の破壊靱性」によれば、 K_{Ic} は材料の評価時点の関連温度調整値 (RT_{NDT}) を指標とした温度の関数として(式 4-3)で与えられる。

$$K_{Ic} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})] \quad (\text{式 4-3})$$

RT_{NDT} は、炉心領域の材料に対して JEAC4201-2007/2013[3]に基づく予測を行うことで得られ、「高浜発電所 1、2 号炉 劣化状況評価 (原子炉容器の中性子脆化) 補足説明資料」[4] (以下、補足説明資料という) の中で材料ごとの関連温度の値が示されているため、この値を参考にした。

2.2 一次応力の応力拡大係数 (K_{Ip}) の評価

原子炉容器の内壁等に一樣に加わる荷重によって発生する応力のことを一次応力と呼び、本レビューにおける評価では内圧による膜応力が一次応力となる。JEAC4206-2007[2]附属書 F の F-3100 によれば、(式 4-4)で与えられる。

$$K_{Ip} = K_{Im} = M_m \cdot (\text{膜応力}) \quad (\text{式 4-4})$$

膜応力 σ_m は薄肉円筒を仮定した場合、(式 4-5)で与えられる。

$$\sigma_m = \frac{PR_i}{R_o - R_i} \quad (\text{式 4-5})$$

ここで、 P は内圧、 R_i は原子炉容器胴部の内半径、 R_o は原子炉容器胴部の外半径である。原子炉容器胴部の内半径及び厚さについては、高浜 1 号機と同型の 3 ループプラントの原子炉容器の設備仕様[5]を参考に、厚さ $t=197$ mm、内半径 $R_i=2000$ mm、外半径 $R_o=2197$ mm とした。

M_m は形状係数と呼ばれる容器の厚さに依存する値であり、JEAC4206-2007[2] 附属書 F の附属書図 F-3100-1 より $M_m=0.43$ を用いた。

2.3 二次応力の応力拡大係数 (K_{Iq}) の評価

自由な変形が拘束されることによって生じる応力のことを二次応力と呼び、本レビューにおける評価では加熱時及び冷却時に生じる熱応力が二次応力となる。JEAC4206-2007[2]附属書 F の F-3100 によれば、(式 4-6)で与えられる。

$$K_{Iq} = M_b \cdot (\text{曲げ応力}) \quad (\text{式 4-6})$$

係数 M_b は JEAC4206-2007[2] 附属書 F の F-3100(2)により前節で用いた形状係数 M_m を用いて $M_b = (2/3) M_m$ と与えられる。

2.4 通常運転時及び耐圧・漏えい試験時の加熱・冷却制限曲線の評価

JEAC4206-2007[2]に基づくクロスチェック計算によって得られた通常運転時及び耐圧・漏えい試験時の加熱・冷却制限曲線を図添 II.4-2 及び図添 II.4-3 に示す。

クロスチェック計算による制限曲線(1/4 t 位置及び3/4 t 位置の曲線のうち下限となるもの)と技術評価書[1]に記載されている制限曲線 (図添 II.4-1) と比較した結

果、同様の曲線が得られたため、技術評価書[1]と本レビューとで同様の評価結果になることが確認された。

3. まとめ

- (1) 第三者レビューとして、原子炉容器における 60 年時点での関連温度予測に基づいた温度・圧力の制限範囲について、日本電気協会 電気技術規程に定められた手法により適切に評価されていることを確認した。
- (2) 通常運転時及び耐圧・漏えい試験時の加熱・冷却制限曲線の評価について、日本電気協会 電気技術規程に定められた評価手法に基づいてクロスチェック計算を行い、技術評価書[1]と同様の評価結果が得られたことを確認した。

参考文献

[1]高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書（40 年目）（別冊）容器の技術評価書 [運転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式会社

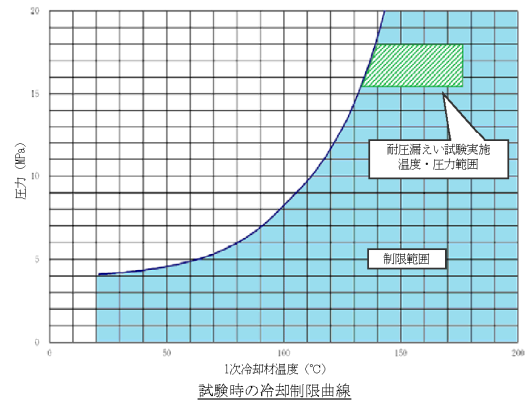
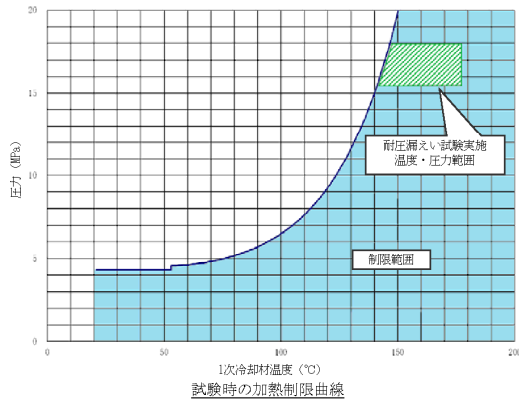
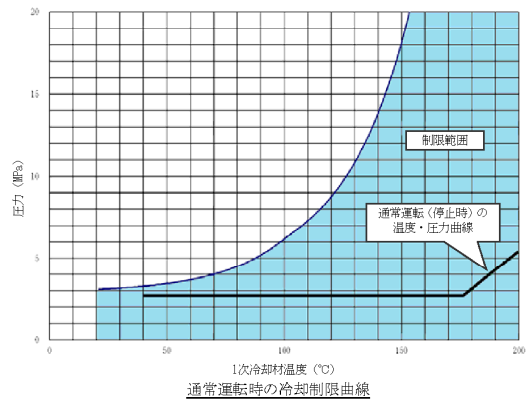
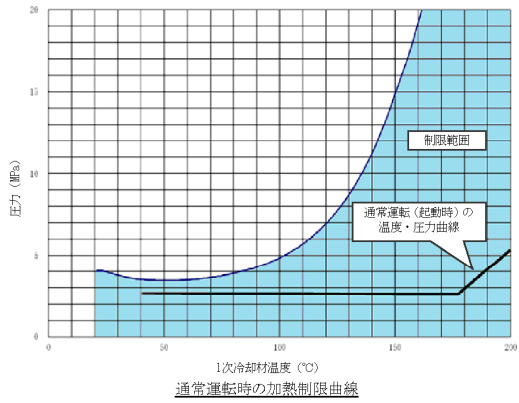
[2]JEAC4206-2007、原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法、一般社団法人日本電気協会

[3]JEAC4201-2007/2013、原子炉構造材の監視試験方法、一般社団法人日本電気協会

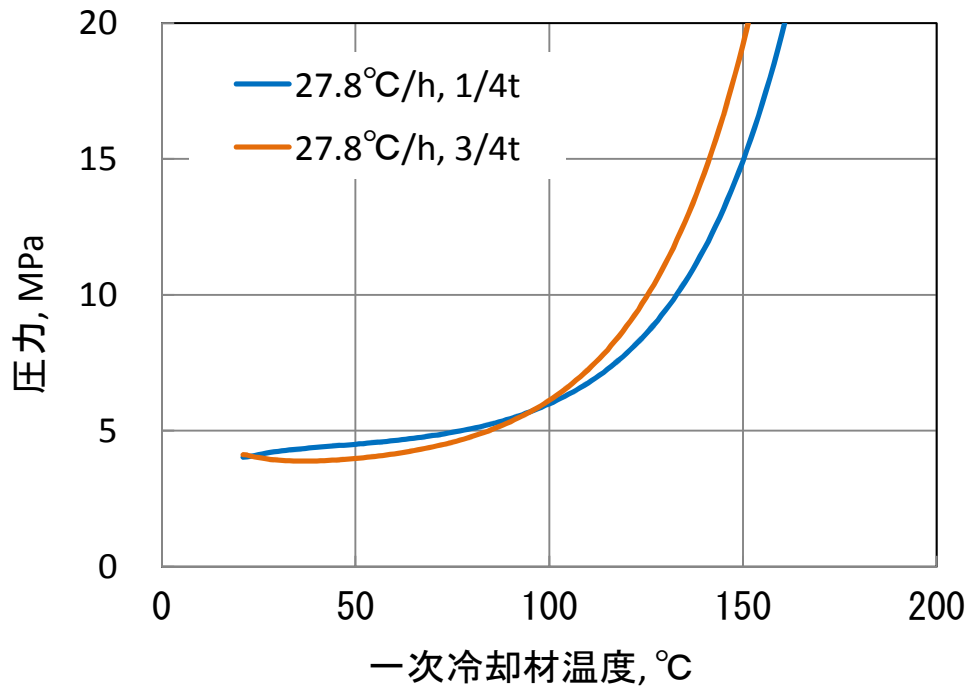
[4]高浜発電所 1、2 号炉 劣化状況評価（原子炉容器の中性子照射脆化）補足説明資料、平成 28 年 6 月 16 日、関西電力株式会社

[5]三菱重工業（株）ホームページ

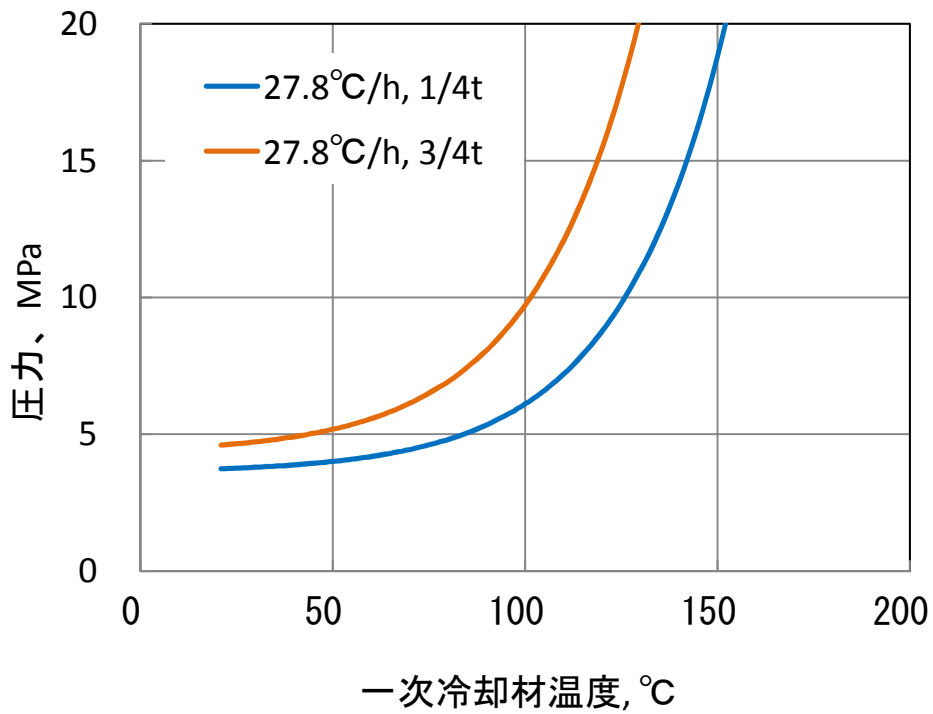
<http://www.mhi.co.jp/products/detail/reactor_vessel.html> 平成 30 年 2 月 28 日 閲覧



図添 II.4-1 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果
(運転開始後 60 年時点) [1]

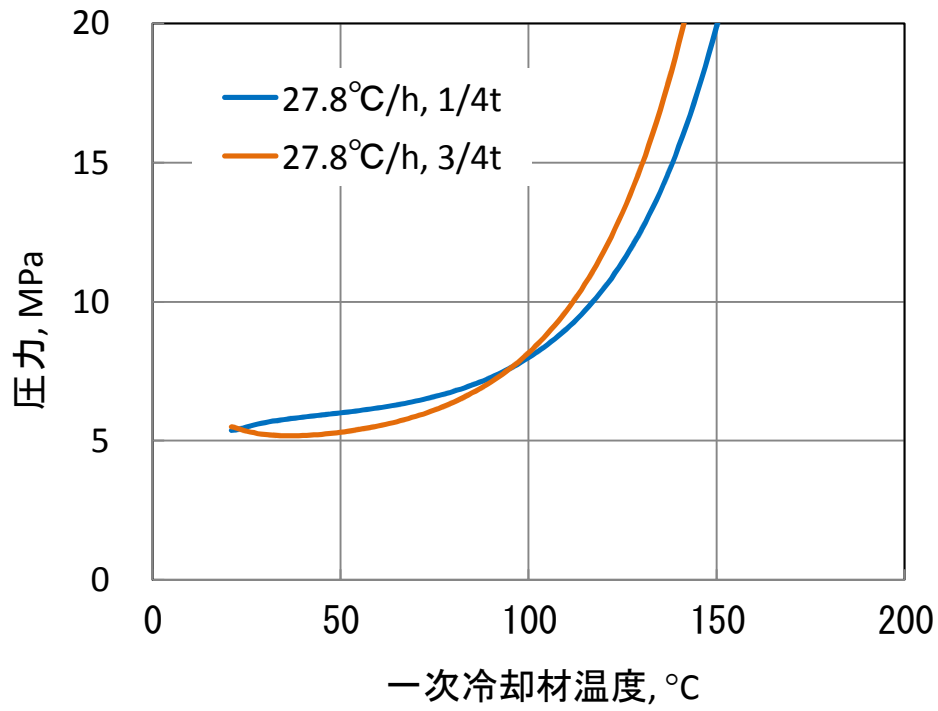


(a) 加熱制限曲線

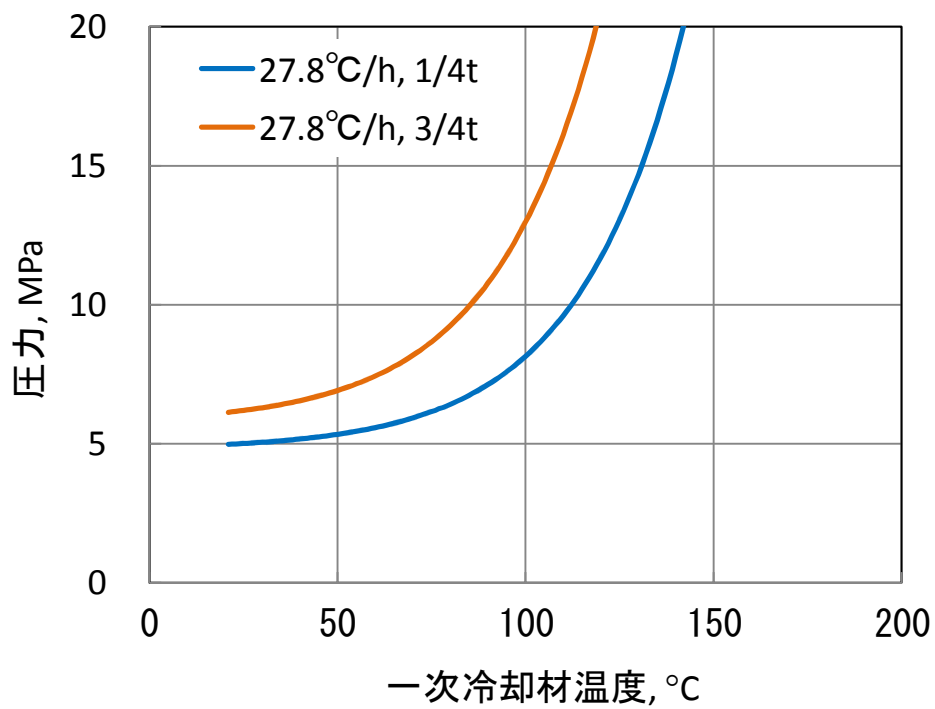


(b) 冷却制限曲線

図添 II.4-2 クロスチェック計算による通常運転時の加熱及び冷却制限曲線



(a) 加熱制限曲線



(b) 冷却制限曲線

図添 II.4-3 クロスチェック計算による耐圧・漏えい試験時の加熱及び冷却制限曲線

上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回った場合の評価

上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回った場合の評価

1. はじめに

技術評価書[1]では、原子炉容器胴部（炉心領域部）に対し、JEAC4201-2007/2013[2]の附属書 B「中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測」にしたがい、中性子照射脆化による上部棚吸収エネルギーの低下後の値が予測されている。技術評価書[1]での予測結果を表添 II.5-1 に示す。

JEAC4206-2007[3]の FB-4200「原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求（解説-FB-4200-1）」によれば、

『(1) 原子炉压力容器の炉心領域材料（板、鍛造品、溶接部）の破壊靱性は、監視試験結果を含む中性子照射の影響を考慮し、以下の要求を満足すること。この際、すべての炉心領域材料の中で最も制限される値を用いること。

- a. 照射を考慮に入れ、原子炉压力容器の内表面から板厚の 1/4 位置における、主加工方向に直角な方向（T 方向）から採取した試験片の上部棚吸収エネルギーの予測値は、68 J 以上であること。（後略）』

が要求されており、さらに、

『(2) FB-4200(1)a.の要求が満足されなくなると予測される場合でも、次の a.及び b.の要求がすべて満足される限り、原子炉压力容器は運転を継続してもよい。

- a. 炉心領域部の試験可能なすべての溶接継手の体積試験を実施し、有意な欠陥指示が認められないこと、あるいは、体積試験で有意な欠陥指示があった場合には、JSME 維持規格の許容基準を満足していること。
- b. 上部棚吸収エネルギーの低下を想定し、安全裕度を考慮した破壊力学的分析を実施し、附属書 G の判定基準を満足すること（附属書 G、解説-FB-4200-2）。この場合、a.で実施した体積検査で有意な欠陥指示があった場合には、最大仮想欠陥の設定に対し、その結果を考慮しなければならない。』

と規定されている。

表添 II.5-1 によれば、溶接金属については、2015 年 4 月時点、運転開始後 60 年時点のいずれにおいても上部棚吸収エネルギー（Upper Shelf Energy、以下、USE という）が 68 J 以上であり、その他の条件と併せて JEAC4206-2007[3]の FB-4200(1)a.で要求されている条件を満足している。一方、母材については、運転開始後 60 年時点の上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回っている。FB-4200(2)a.の規定に対しては、技術評価書[1]において『胴部の炉心領域溶接部に対し 100%の超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している』ことから、原子炉压力容器の運転を継続するためには、JEAC4206-2007[3]の FB-4200(2)b.にしたがい、附属書 G に基づき判定基準を満足することを確認する必要がある。

JEAC 4206-2007[3]の附属書 G「上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回る原子炉圧力容器の健全性評価方法」は、中性子の照射により材料の *USE* が 68 J を下回ると予想される原子炉圧力容器に対する健全性評価方法であり、これに基づく評価を行うことで、*USE* が要求値を下回った場合でも、遷移温度領域における破壊防止に関する解析と同様に、き裂を想定した破壊力学手法により評価し、許容基準を満足していれば、68 J を上回っている場合と同様に健全性は確保できるとするものである。

そこで、上部棚吸収エネルギー低下が 68 J を下回る場合の評価に関する第三者レビュー（以下、本レビューという）では、運転開始後 60 年時点の母材を対象として、JEAC4206-2007[3]に従って健全性評価が実施されていることを確認するとともに、供用状態 A 及び B を例に、附属書 G に基づくクロスチェック計算を行った。

2. JEAC4206-2007 附属書 G に基づく評価

2.1 基本的考え方

上部棚温度領域でその吸収エネルギーが低い場合、当該温度域で破壊が生じるとすればその破壊モードは延性破壊あるいは塑性崩壊となることが考えられる。このような場合、原子炉容器に仮想的な欠陥があると想定したとしても、健全性に影響を及ぼすようなき裂進展が起こらないこと、あるいは破壊が起こらないことを示すことが必要とされる。そのための附属書 G に基づく評価フローを図添 II.5-1 に示す。JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-3100 により求めた *USE* 調整値、及び評価位置の温度から JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-3200 にしたがって上部棚破壊靱性を評価した。一方、JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-4000 に基づく最大仮想欠陥と JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-5000 による過渡条件とから JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-6000 にしたがってき裂進展力を評価する。得られた上部棚破壊靱性とき裂進展力を JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-7000 に示す判定基準に照らし、健全性評価を行った。

2.2 *USE* 調整値

JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-3100「シャルピー上部棚吸収エネルギー低下予測」では、評価時期における最大仮想欠陥想定位置での *USE* 調整値を予測することが規定されている。*USE* 調整値とは、照射前の *USE* 初期値に照射による減少率 ΔUSE を考慮することによって照射効果を調整した *USE* であって、表添 II.5-1 に示す上部棚吸収エネルギーの予測値がそれに当たる。ただし、「高浜発電所 1、2 号炉 劣化状況調査（原子炉容器の中性子照射脆化）補足説明資料」[4]（以下、補足説明資料という。）には、60 年運転時点における仮想欠陥深さ（ $1/4t$ 、 t は胴部板厚）位置での *USE* 調整値として 65.3 J という値が明記されているため、以降の評価ではこの値を用いることとした。

2.3 上部棚破壊靱性

JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-3200「国内上部棚破壊靱性評価式」に基づき、*USE* 調整値から上部棚破壊靱性 J_{mat} が欠陥深さ進展量 Δa の関数として(式 5-1)により求められる。

$$J_{mat} = M_j C_1 \Delta a^{C_2} \quad (\text{式 5-1})$$

母材に対し係数 M_j 、 C_1 、及び C_2 はそれぞれ、(式 5-2)で与えられる。

$$\begin{aligned} M_j &= 0.863[\text{供用状態 A, B}] \\ C_1 &= \exp\{0.147 + 2.64 \log(\text{USE調整値}) - 0.00087T\} \\ C_2 &= -0.549 + 0.383 \log(C_1) \end{aligned} \quad (\text{式 5-2})$$

ここで、 T は評価位置での温度である。*USE* 調整値は 65.3 J とし、また評価位置での温度については補足説明資料[4]を基に、 $T=288.6^\circ\text{C}$ とした。これらの値を(式 5-2)に代入した結果を表添 II.5-2 に示す。表添 II.5-2 の値を(式 5-1)に代入すると、上部棚破壊靱性 J_{mat} を与える式は(式 5-3)のようになる。

$$J_{mat} = 93.7 \Delta a^{0.231}[\text{供用状態 A, B}] \quad (\text{式 5-3})$$

ただし、 J_{mat} の単位は $[\text{kJ/m}^2]$ 、 Δa の単位は $[\text{mm}]$ である。同式より得られた J_{mat} を図添 II.5-2 に示す。

なお、上の評価式の適用範囲は母材の *USE* 調整値に対し 50~270 J、評価温度に対し室温~300°C である。ここで設定した *USE* 調整値及び評価温度は、いずれもこの適用範囲内に収まっている。

2.4 最大仮想欠陥寸法

JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-4000「最大仮想欠陥」に基づき、最大仮想欠陥の寸法を定める。供用状態 A 及び B のときの最大仮想欠陥寸法は胴部板厚 t の値に応じて決まる。原子炉容器の胴部板厚については、高浜 1 号機と同型の 3 ループプラントの原子炉容器の設備仕様[5]を参考に、 $t=197 \text{ mm}$ とする。このとき、 t は $100 \text{ mm} \leq t \leq 300 \text{ mm}$ を満たすことから、JEAC4206-2007 [3] 附属書 G の G-4000(1)a.2)より、仮想欠陥深さは $a=1/4t=49.3 \text{ mm}$ 、長さは $2c=1.5t=296 \text{ mm}$ となる。なお、仮想欠陥の方向としては周方向を想定した。

2.5 過渡条件

JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-5000「過渡条件」によれば、『健全性評価に使用する圧力及び温度過渡は、供用状態 A、B、C、及び D の過渡条件』とすることとなっており、さらに、後述される G-6200 の一般評価を用いてき裂進展力 J_{app} が最大となるような過渡条件、あるいは安全側となる過渡条件を設定して評価に用いてもよいこととされている。ここに挙げた最後の条件の具体的な要件として、(解説-附属書 G-5000-1) (2)包絡過渡条件に、『(1)に代わり、供用状態 A、B に対しては、設計圧力の 1.1 倍の圧力と停止の温度過渡、供用状態 C 及び D に対しては、各供用状態の最大圧力と 100%定常時の温度から各供用状態の過渡条件における最低温度へのステップ状温度変化の過渡としてよい』との記述がある。これに適合する過渡条件として、補足説明資料[4]に記載された内圧及び温度過渡条件を採用することとした。このようにして導かれる過渡条件を前述の最大仮想欠陥寸法と併せて供用状態ごとに表添 II.5-3 に示す。

2.6 き裂進展力

JEAC4206-2007[3]の附属書 G G-6000「き裂進展力」によれば、き裂進展力 J_{app} については弾塑性解析を用いて評価する方法（詳細評価方法）あるいは弾性解析を用いて評価する方法（一般評価方法）のいずれかにより評価することとされているが、より保守的な評価結果を与えると考えられる一般評価方法によることとした。

一般評価方法による計算手順は G-6200 に規定されており、附属書 F の F-3200「ASME Code Section XI, Appendix A の解(作用分布応力を多項式近似する場合)」に定める応力拡大係数解を用いて J_{app} を求める方法に加え、JEAC4206-2007[3]附属書 H「弾性解析による J 積分」に示された計算方法を使用することができるとされている。附属書 H H-4000「計算方法」によれば、(式 5-4)で与えられている。

$$J_{app} = 1,000 \cdot \frac{(K_I')^2}{E'}$$
$$K_I' = \sqrt{\frac{a_e}{a}} \cdot K_I \quad \text{(式 5-4)}$$
$$a_e = a + \left(\frac{1,000}{6\pi} \right) \cdot \left[\frac{K_I}{\sigma_y} \right]^2$$

ここで、 K_I' は塑性域を考慮した応力拡大係数 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)、 $E' = E / (1 - \nu^2)$ (E はヤング率 (MPa)、 ν はポアソン比)、 a_e は塑性域を考慮した欠陥深さ (mm)、 K_I は応力拡大係数 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)、 σ_y は降伏応力 (MPa) である。材料特性については、補足説明資料[4]に基づき、 $E = 1.84 \times 10^5 \text{ MPa}$ 、 $\nu = 0.3$ 、 $\sigma_y = 304 \text{ MPa}$ とした。 K_I の計算は(式 5-5)によった。

$$K_I = C_p \cdot K_{IP}^e + C \cdot C_T \cdot K_{IT}^e$$

$$C = 1.0 - \left\{ -0.159 \left(\frac{a}{t} \right) + 0.155 \right\} \left(\frac{\sigma_t}{\sigma_{total}} \right) \quad (\text{式 5-5})$$

$$C_T = C_P = 0.961$$

ここで、 C の下限は(式 5-6)とした。

$$C = 1.0 - 0.12 \cdot \left(\frac{\sigma_t}{\sigma_{total}} \right) \quad (\text{式 5-6})$$

ここで、 C 、 C_T 、及び C_P は補正係数、 K_{IP}^e 及び K_{IT}^e はそれぞれ弾性解析による内圧応力及び熱応力に対する K_I 値 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)、 σ_t は欠陥深さ位置の熱応力 (MPa)、 σ_{total} は欠陥深さ位置の応力 (MPa) である。 $\sigma_t < 0$ の場合は $\sigma_t = 0$ とおく。

K_{IP}^e 及び K_{IT}^e はそれぞれ JEAC4206-2007[3] の附属書 F F-3200 の(式 5-7)により算出した。

$$K_{IP}^e, K_{IT}^e = \left[(A_0 + A_p) G_0 + A_1 G_1 + A_2 G_2 + A_3 G_3 \right] \sqrt{\pi a / Q}$$

$$\sigma = A_0 + A_1 \left(\frac{u}{a} \right) + A_2 \left(\frac{u}{a} \right)^2 + A_3 \left(\frac{u}{a} \right)^3$$

$$A_p = p \quad (\text{式 5-7})$$

$$Q = 1 + 4.593 \left(\frac{a}{2c} \right)^{1.65} - q_y$$

$$q_y = \left[(A_0 G_0 + A_p G_0 + A_1 G_1 + A_2 G_2 + A_3 G_3) / \sigma_y \right]^2 / 6$$

ここで、 $A_0 \sim A_3$ は作用分布応力を表す係数、 u は板表面から欠陥深さ方向の距離、 p は内圧である。 A_p は K_{IP}^e に対してのみ考慮した。係数 $G_0 \sim G_3$ は附属書表 F-3200-1 にある最深点に対する数値から線形内挿して求めた。なお、塑性域補正に関するパラメータ q_y については、(式 5-4)において J_{app} を算出する過程において別途考慮されるため、ここでは $q_y = 0$ とおくこととした。

2.7 上部棚破壊靱性 J_{mat} とき裂進展力 J_{app} の評価

JEAC 4206-2007 [3] の附属書 G G-7100 「供用状態 A、B 及び C に対する判定基準」によれば、以下に示す判定基準に基づき、健全性を評価することとされている。

『(延性き裂進展性評価) 延性き裂が 2.5 mm 進展したときの材料の破壊靱性 $J_{2.5}$ が J_{app} より高いこと(式 5-8)。

$$J_{2.5} > J_{app} \quad (\text{式 5-8})$$

(き裂不安定性評価) J_{app} と J_{mat} との交点において J_{mat} の接線の傾きが J_{app} の接線の傾きより大きいこと(式 5-9)。

$$\frac{dJ_{mat}}{da} > \frac{\partial J_{app}}{\partial a} \quad (\text{式 5-9})$$

』

原子炉容器胴部(炉心領域部)の供用状態 A 及び B の上部棚破壊靱性 J_{mat} とき裂進展力 J_{app} の比較を図添 II.5-3 に示す。技術評価書[1]及びクロスチェック計算結果がいずれも JEAC 4206-2007[2]の附属書 G G-7000 の要件を満たすとともに、技術評価書[1]とクロスチェック計算が概ね同様の結果を示すことを確認した。

3. まとめ

- (1) 第三者レビューとして、運転開始後 60 年時点の原子炉容器の母材を対象とする上部棚吸収エネルギーが 68J を下回った場合の評価が、日本電気協会 電気技術規程に定められた手法により適切に評価されていることを確認した。
- (2) 運転開始後 60 年時点の原子炉容器の母材を対象に、き裂を想定した破壊力学評価による上部棚破壊靱性とき裂進展力の比較について、日本電気協会 電気技術規程に定められた評価手法に基づいて、供用状態 A 及び B を例にクロスチェック計算を行い、技術評価書[1]と同様の評価結果が得られたことを確認した。
- (3) 供用状態 C 及び D についても、供用状態 A 及び B と同様に日本電気協会 電気技術規程に定められた評価手法により適切な評価が行われていると判断した。

参考文献

- [1] 高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書(40 年目)(別冊)容器の技術評価書[運転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成 28 年 6 月補正申請、関西電力株式会社
- [2] JEAC4201-2007/2013、原子炉構造材の監視試験方法、一般社団法人日本電気協会
- [3] JEAC4206-2007、原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法、一般社団法人日本電気協会

[4] 高浜発電所 1、2 号炉 劣化状況評価（原子炉容器の中性子照射脆化）補足説明資料、平成 28 年 6 月 16 日、関西電力株式会社。

[5] 三菱重工業（株）ホームページ

<http://www.mhi.co.jp/products/detail/reactor_vessel.html> 平成 30 年 2 月 28 日 閲覧

表添 II.5-1 上部棚吸収エネルギーの予測値（単位：J） [1]

	初期値	2015 年 4 月時点 ^{*1}	運転開始後 60 年時点 ^{*1}
母材	98	69	65
溶接金属	158	115	109

^{*1}：板厚 t の $1/4t$ 深さでの予測値

表添 II.5-2 各供用状態の上部棚破壊靱性の係数

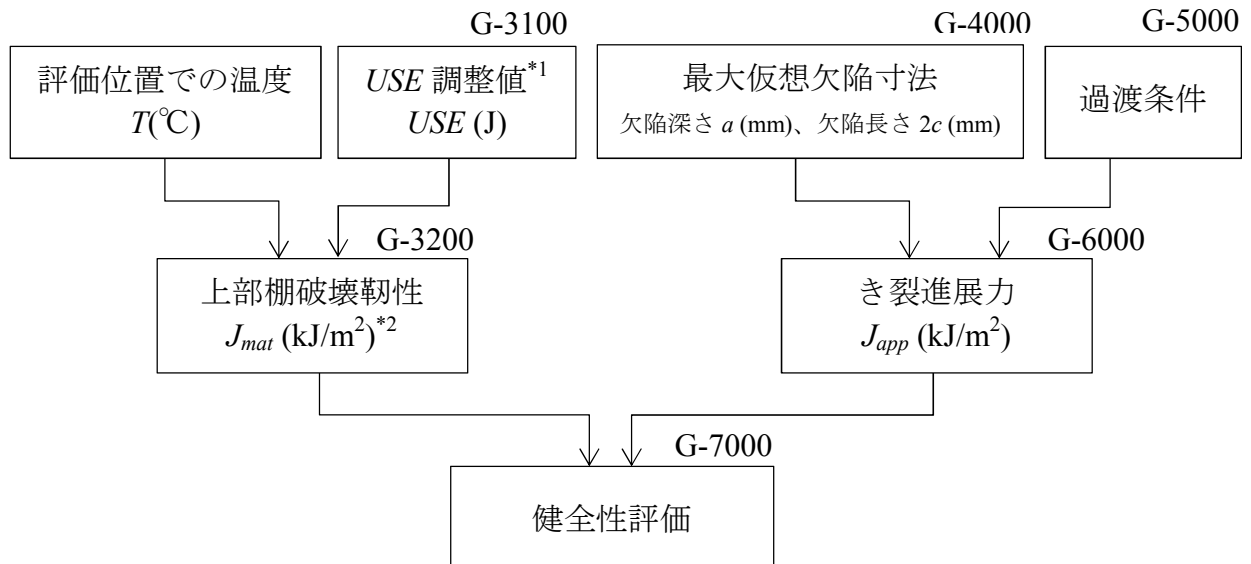
供用状態	M_j	C_1	C_2
A, B	0.863	109	0.231

表添 II.5-3 各供用状態における最大仮想欠陥寸法と過渡条件 [4]

	最大仮想欠陥寸法	内圧 ^{*1}	温度過渡
供用状態 A、B	深さ $1/4t$ ^{*2} 長さ $1.5t$ ^{*2}	18.88 MPa 一定 (最高使用圧力の 1.1 倍)	55.6 °C/h (停止までの下降率)
供用状態 C	深さ 10mm 長さ 60mm	17.10 MPa 一定 (供用状態 C の最高圧力)	100%定常時の温度(288.6 °C)から供用状態 C の最低温度(21 °C)へのステップ状温度変化
供用状態 D		17.10 MPa 一定 (供用状態 D の最高圧力)	100%定常時の温度(288.6 °C)から供用状態 D の最低温度(21 °C)へのステップ状温度変化

*1：供用状態 A、B のき裂不安定性評価に用いる際には安全率 1.25 を考慮する。

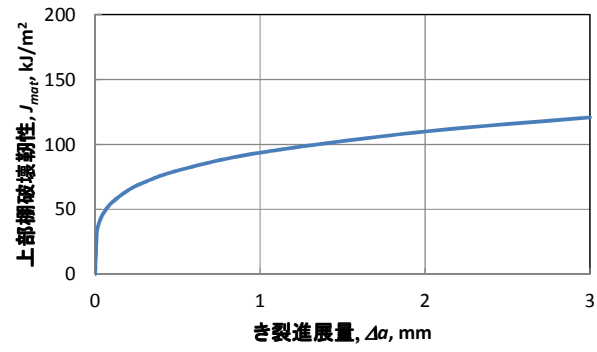
*2： t は原子炉容器胴部の板厚。



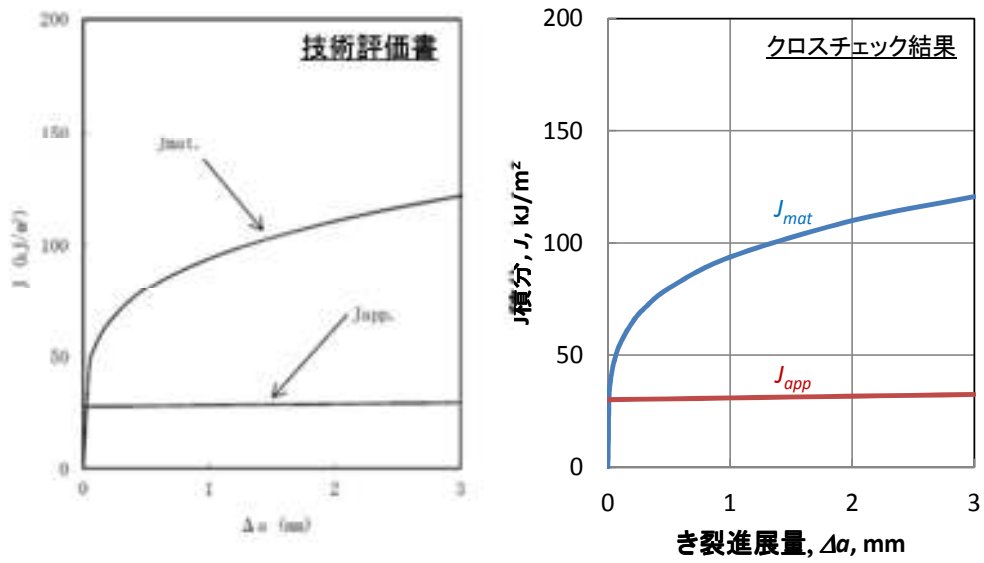
*1: 照射前の USE 初期値に照射による減少率 ΔUSE を考慮することによって照射効果を調整した USE(J)

*2: J 積分で表した上部棚破壊靱性

図添 II.5-1 上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回る原子炉容器の健全性評価のフロー



図添 II.5-2 供用状態 A 及び B の上部棚破壊靱性 J_{mat}



図添 II.5-3 供用状態 A 及び B における破壊力学評価結果

原子炉容器の現状保全（供用期間中検査）

原子炉容器の現状保全（供用期間中検査）

1. はじめに

原子炉容器の供用期間中の検査が確実に行われていることを確認するため、維持規格に規定されたとおり検査が行われているかどうか検査計画（平成 19～25 年の検査計画）のレビューを行った。

2. 維持規格について（定期事業者検査に係る要求事項）

本レビューでは、設備の健全性を確保するための維持管理の規格として JSME S NA1-2008[1]（以下、「維持規格」という。）に基づいてレビューを行った。維持規格は、「A 総則」、「I 検査」、「E 評価」、「R 補修」の 4 つの章からなり、定期事業者検査における試験検査関係の要求事項は、「I 検査」の章に規定されている。

「I 検査」は、IA として検査の一般事項を規定しており、個々の機器区分に対応した「標準検査」の要求事項は、IB～IG に規定されている。そして、レビューの対象となる原子炉容器（支持構造物を含む）は、クラス 1 機器に該当するため、「IB クラス 1 機器の標準検査」及び「IF 支持構造物の標準検査」に規定された要求事項が適用される。また、原子炉容器内面には、炉心支持金物が溶接で取り付けられており、当該箇所には「IG 炉内構造物の標準検査」が適用される。ここで、「標準検査」とは、「A 総則」において「経年変化する事象の検知を目的として、規定された検査間隔、検査プログラムに基づいて行う検査」と定義されている。

さらに、特定の構造物の特定の経年変化する事象に対する評価を含めた検査として「個別検査」があり、その要求事項は、「IJB クラス 1 機器の個別検査」及び「IJC 炉内構造物の個別検査」に規定されているが、PWR 型である高浜 1 号機の原子炉容器の場合、IJB が適用される箇所はなく、IJC も原子炉容器本体には適用されない。

3. 検査計画のレビュー結果

定期事業者検査要領書[2]に含まれている「クラス 1 機器供用期間中検査 7 年計画」には、供用期間中検査の対象箇所となる箇所について、試験方法、試験の範囲及び程度が規定されており、その内容が維持規格の要求事項を満足しているかどうかレビューを行った。

レビューの結果についてまとめたものを表添 II.6-1 に示すが、維持規格の規定を満足するように対象箇所、試験方法、試験の範囲及び程度等が定められている。

技術評価書[3]によると、供用期間中検査を計画どおり行った結果、欠陥は認められなかったことが報告されており、健全性に影響がないことを確認した。

表添 II.6-1 原子炉容器の現状保全（供用期間中検査）に係る第三者レビュー結果

検査対象箇所	検査方法 ^(注)	規定の 順守状況	維持規格の 規定項目等
中間胴と下部胴との周継手	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-1
中間胴の長手継手	体積試験 (UT)	適合	
下部胴の長手継手	体積試験 (UT)	適合	
上部胴と中間胴との周継手	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-2
下部胴と下部鏡板との周継手	体積試験 (UT)	適合	
下部鏡板の周継手	体積試験 (UT)	適合	
下部鏡板の長手継手	体積試験 (UT)	適合	
上部胴と上部胴フランジとの溶接継手	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-3
上部鏡板と上部蓋フランジとの溶接継手	体積試験 (UT)	適合	
主冷却材入口管台と胴との溶接継手	体積試験 (UT)	適合	IB 表 IB-2500-4
主冷却材出口管台と胴との溶接継手	体積試験 (UT)	適合	
主冷却材入口管台内面の丸みの部分	体積試験 (UT)	適合	
主冷却材入口管台とセーフエンドの溶接継手（呼び径 100 mm 以上）	体積試験 (UT) 表面試験 (PT)	適合	IB 表 IB-2500-5
主冷却材出口管台とセーフエンドの溶接継手（呼び径 100 mm 以上）	体積試験 (UT) 表面試験 (PT)	適合	
ナット	目視試験 (VT-1)	適合	IB 表 IB-2500-6
スタッドボルト	体積試験 (UT)	適合	
胴フランジネジ穴のネジ部	体積試験 (UT)	適合	
ワッシャ	目視試験 (VT-1)	適合	IB 表 IB-2500-7
マーマンカップリング	目視試験 (VT-1)	適合	
容器内部	目視試験 (VT-3)	適合	IG
炉心領域外の内部取付物	目視試験 (VT-3)	適合	
制御棒駆動ハウジングの溶接継手	表面試験 (PT)	適合	IB 表 IB-2500-12
圧力保持範囲	目視試験 (VT-2)	適合	IB 表 IB-2500-13
支持構造物（サポートブラケット、サポートシュー、基礎ボルト）	目視試験 (VT-3)	適合	IF

(注)

体積試験：試験対象部の全体積を採傷し、表面及び内部の欠陥を検出する試験

表面試験：表面又は方面近傍の欠陥を検出する試験

UT：超音波探傷試験

PT：浸透探傷試験

VT-1：機器表面の摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常を検出するために行う試験。

VT-2：系の漏えい試験において、耐圧機器からの漏えいを検出するために行う試験。

VT-3：機器の変形、ボルト締付け部の緩み、部品の破損・脱落等の異常の検出、支持構造物の取付け状態の確認、炉内構造物の過度の変形及び部品の破損・脱落等を検出するために行う試験

参考文献

- [1]JSME S NA1-2008、発電用原子力設備規格 維持規格、一般社団法人日本機械学会
- [2]高浜発電所第1号機 第27保全サイクル 定期事業者検査要領書、関西電力株式会社
- [3]高浜発電所1号炉 高経年化技術評価書（40年目）（別冊）容器の技術評価書 [運転を断続的に行うことを前提とした評価]、平成28年6月補正申請、関西電力株式会社

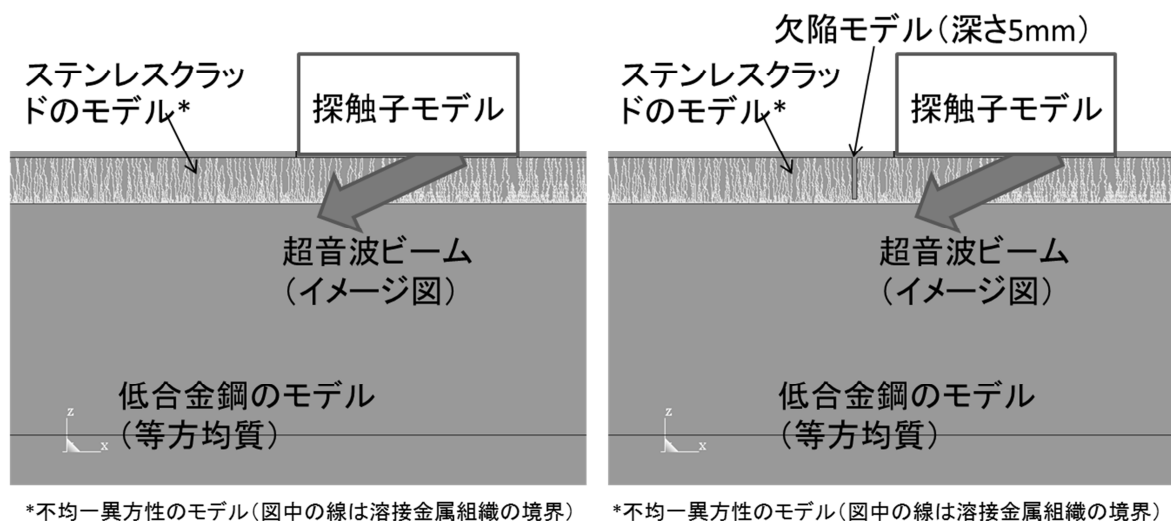
原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%）の UT 方法

原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%）の UT 方法

原子炉容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%）の特別点検に用いられている UT 法のうち、容器内面からの縦波 70° 斜角法における欠陥検出状況をシミュレーション解析で確認する。

解析モデルを図添 III.1-1 に示す。図添 III.1-1(a)は欠陥モデルを設置しない解析モデル、図添 III.1-1 (b)は深さ 5 mm の欠陥モデルを設置した解析モデルである。欠陥モデルは疲労き裂を模擬しクラッドの表面に開口して設置した。シミュレーション解析には市販の超音波解析用 3 次元有限要素コード（伊藤忠テクノソリューションズ社製 ComWAVE）を使用する。欠陥検出状況の確認方法は、シミュレーション解析で超音波が伝搬する状況を可視化し欠陥モデルからの反射波が探触子へ戻り受信するかどうかを確認する。

図添 III.1-2 から図添 III.1-5 に超音波が伝搬する状況をシミュレーション解析で可視化した結果を示す。各図(a)は欠陥モデルを設置しない解析モデルでの結果であり、各図(b)は欠陥モデルを設置した解析モデルでの結果である。図中に記した様に、超音波は表面近傍のステンレスクラッドから低合金鋼の内部まで広く伝搬することが確認できる。そして、図添 III.1-3(b)及び図添 III.1-4(b)に示すように、欠陥モデルで反射した超音波は、ステンレスクラッドと低合金鋼を伝搬して探触子へ戻り、欠陥エコーとして受信されることが確認された。超音波探傷試験では、探触子を走査（位置を移動）して試験を行っており、仮に欠陥が存在する場合は欠陥付近に探触子が移動してきた際に、図(b)の様に反射波が検出されて欠陥の検出が可能と言える。



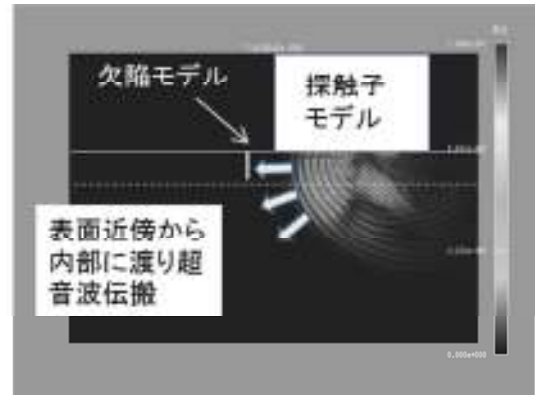
(a)欠陥なしモデル

(b)欠陥設置モデル

図添 III.1-1 超音波探傷試験の解析モデル

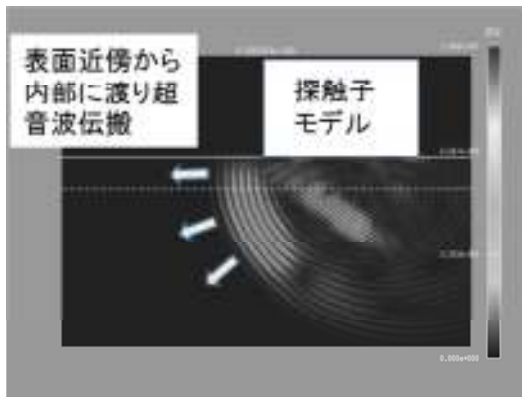


(a)欠陥なしモデル

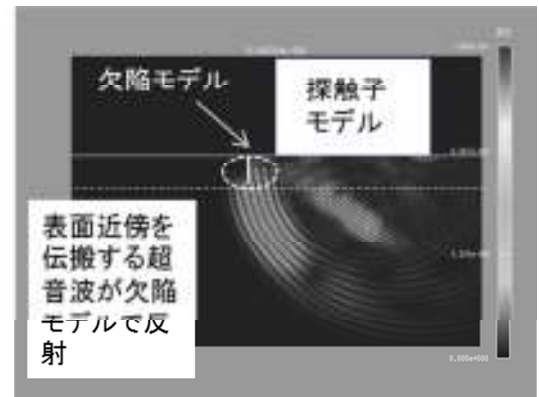


(b)欠陥設置モデル

図添 III.1-2 入射後 3 μ 秒の超音波の伝搬状況



(a)欠陥なしモデル

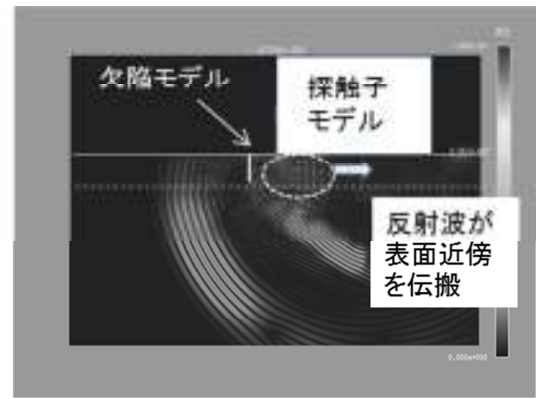


(b)欠陥設置モデル

図添 III.1-3 入射後 5 μ 秒の超音波の伝搬状況

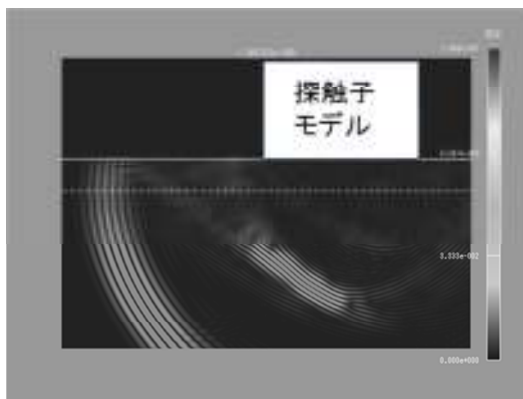


(a)欠陥なしモデル

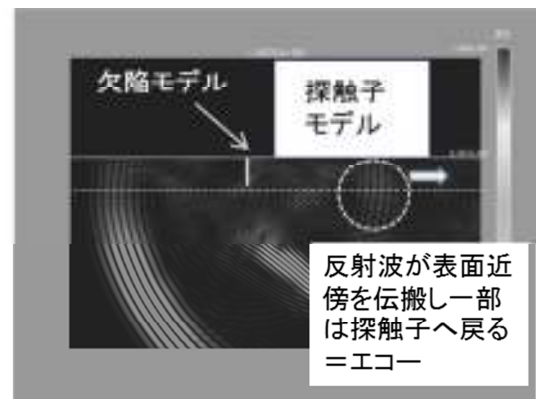


(b)欠陥設置モデル

図添 III.1-4 入射後 7μ 秒の超音波の伝搬状況



(a)欠陥なしモデル



(b)欠陥設置モデル

図添 III.1-5 入射後 9μ 秒の超音波の伝搬状況

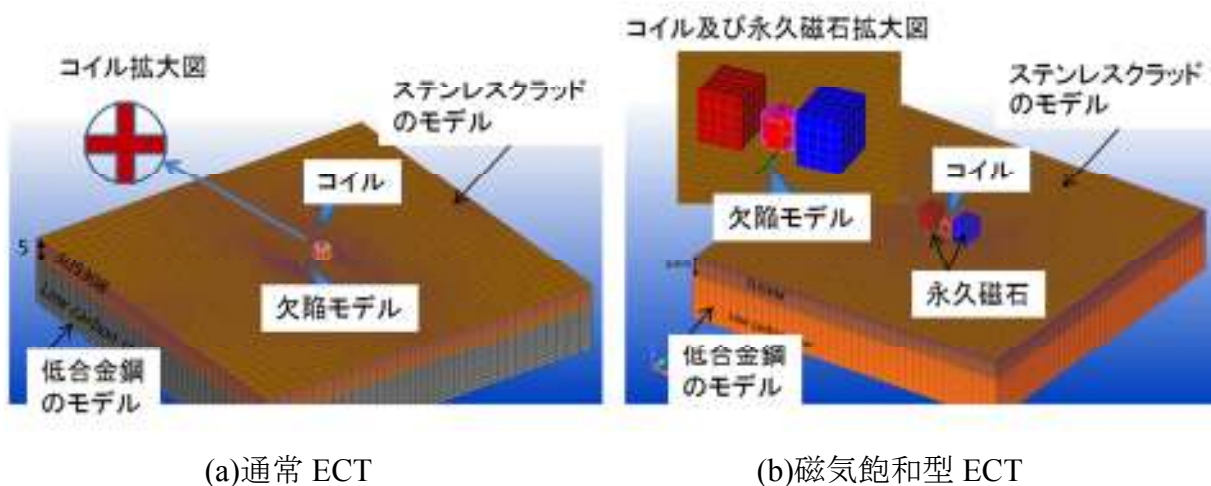
一次冷却材ノズルコーナー部の ECT 方法

一次冷却材ノズルコーナー部の ECT 方法

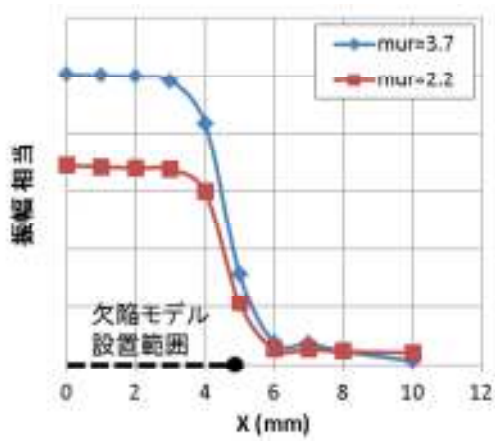
原子炉容器の一次冷却材ノズルコーナー部の特別点検に用いられている通常の ECT と磁気飽和型の ECT について、欠陥検出性の違いをシミュレーション解析で比較する。

解析モデルを図添 III.2-1 に示す。図添 III.2-1(a)は通常の ECT の解析モデル、図添 III.2-1(b)は磁気飽和型の ECT の解析モデルであり、各々深さ 1 mm、長さ 10 mm の欠陥モデルを設置した。シミュレーション解析には市販の電磁場解析用 3 次元有限要素コード（サイエンスソリューションズ社製 EM ソリューション）を使用する。シミュレーション解析では、プローブモデルを欠陥に沿って走査した際の振幅変化と位相の変化を出力する。ステンレスクラッドは場所によって透磁率が異なることが知られており、透磁率の変化を模擬するため、比透磁率（ μ_r ）が 3.7 の場合と 2.2 の場合でシミュレーション解析を行った。

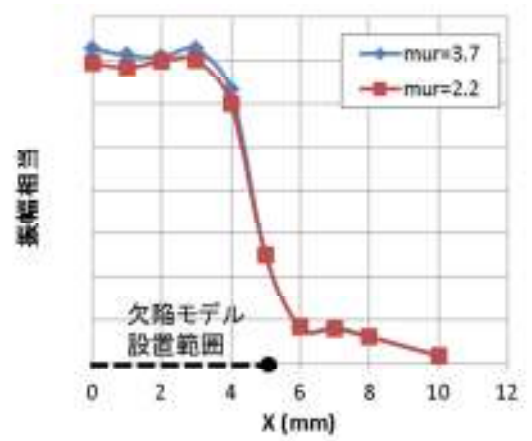
図添 III.2-2 及び図添 III.2-3 に振幅の変化と位相の変化を示す。各図(a)は通常の ECT でのシミュレーション解析結果を、各図(b)は磁気飽和型 ECT でのシミュレーション解析結果である。横軸は欠陥の長さ方向の座標であり $X=0\sim 5$ mm に欠陥モデルが設置されている。図の縦軸は、振幅あるいは位相に相当するパラメータである。図(a)ではステンレスクラッドの比透磁率の違いにより振幅及び位相が異なり、この差異がノイズの原因となる。一方、図(b)に示した磁気飽和型 ECT では、比透磁率が異なってもほぼ同様の値であり、ノイズの影響が低減されることが確認された。



図添 III.2-1 ECT の解析モデル

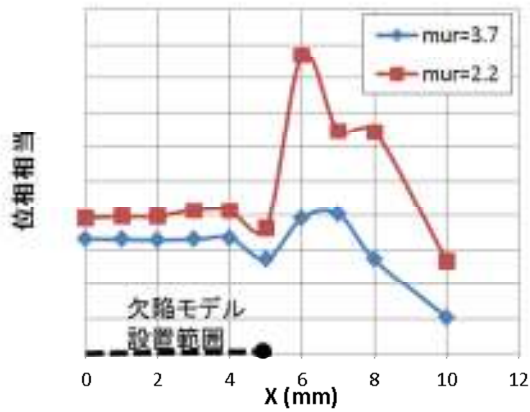


(a)通常 ECT



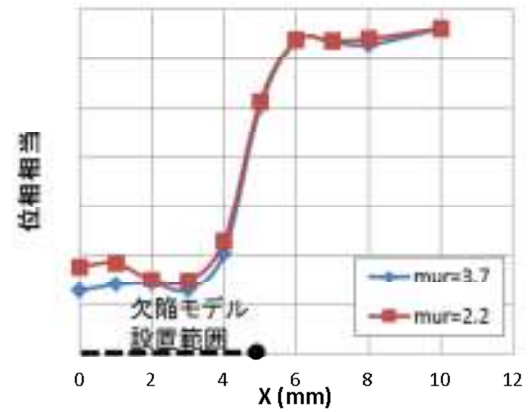
(b)磁気飽和型 ECT

図添 III.2-2 振幅の変化



通常のECTにおける位相

(a)通常 ECT



磁気飽和型のECTにおける位相

(b)磁気飽和型 ECT

図添 III.2-3 位相の変化

参考資料

原子炉容器の技術評価書

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

1. 技術評価対象機器
高浜 1号炉の原子炉容器の主な仕様を表 1-1 に示す。

表 1-1 高浜 1号炉 原子炉容器の主な仕様

機器名称 (台数)	重要度*1	使用条件	
		最高使用圧力 (MPa) [gage]	最高使用温度 (°C)
原子炉容器 (1)	PS-1、重*2	約 17.2	約 343

*1：機能は最上位の機能を示す。
*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器および構造物であることを示す。

1. 技術評価対象機器
高浜 2号炉の原子炉容器の主な仕様を表 1-1 に示す。

表 1-1 高浜 2号炉 原子炉容器の主な仕様

機器名称 (台数)	重要度*1	使用条件	
		最高使用圧力 (MPa) [gage]	最高使用温度 (°C)
原子炉容器 (1)	PS-1、重*2	約 17.2	約 343

*1：機能は最上位の機能を示す。
*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器および構造物であることを示す。

2. 原子炉容器の技術評価

2.1 構造、材料および使用条件

2.1.1 原子炉容器

(1) 構造
高浜 1号炉の原子炉容器は、上蓋の取り外しが可能なフランジ構造を有し、高温高圧の 1 次冷却材を内包し、かつ高放射線環境にある炉心を有する容器である。
原子炉容器は、低合金鋼を加工して製作しており、内面の 1 次冷却材と接液する部位にはステンレス鋼を内張りしている。
高浜 1号炉の原子炉容器の構造を図 2.1-1 に示す。
なお、スタッドボルトは改良型テンショナの採用により、第 10 回定期検査時 (1987 年度～1988 年度) に取替を実施している。また、原子炉容器上蓋は、蓋用管台の応力腐食割れに対する予防保全処置として、第 16 回定期検査時 (1995 年度～1996 年度) に取替を実施している。

(2) 材料および使用条件
高浜 1号炉の原子炉容器の使用材料、胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に影響を与える化学成分および使用条件を表 2.1-1、表 2.1-2、表 2.1-3 に示す。

2. 原子炉容器の技術評価

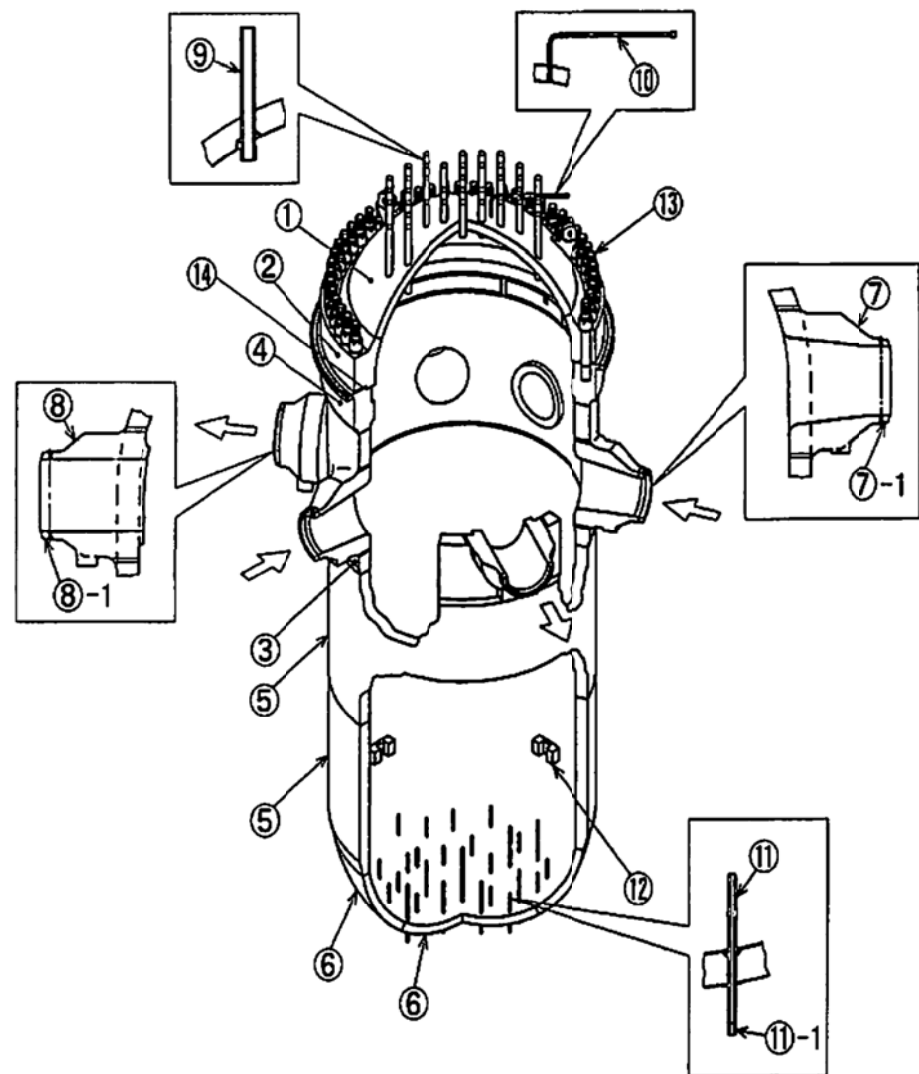
2.1 構造、材料および使用条件

2.1.1 原子炉容器

(1) 構造
高浜 2号炉の原子炉容器は、上蓋の取り外しが可能なフランジ構造を有し、高温高圧の 1 次冷却材を内包し、かつ高放射線環境にある炉心を有する容器である。
原子炉容器は、低合金鋼を加工して製作しており、内面の 1 次冷却材と接液する部位にはステンレス鋼を内張りしている。
高浜 2号炉の原子炉容器の構造を図 2.1-1 に示す。
なお、スタッドボルトは改良型テンショナの採用により、第 8 回定期検査時 (1985 年度～1986 年度) に取替を実施している。また、原子炉容器上蓋は、蓋用管台の応力腐食割れに対する予防保全処置として、第 16 回定期検査時 (1996 年度～1997 年度) に取替を実施している。

(2) 材料および使用条件
高浜 2号炉の原子炉容器の使用材料、胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に影響を与える化学成分および使用条件を表 2.1-1、表 2.1-2、表 2.1-3 に示す。

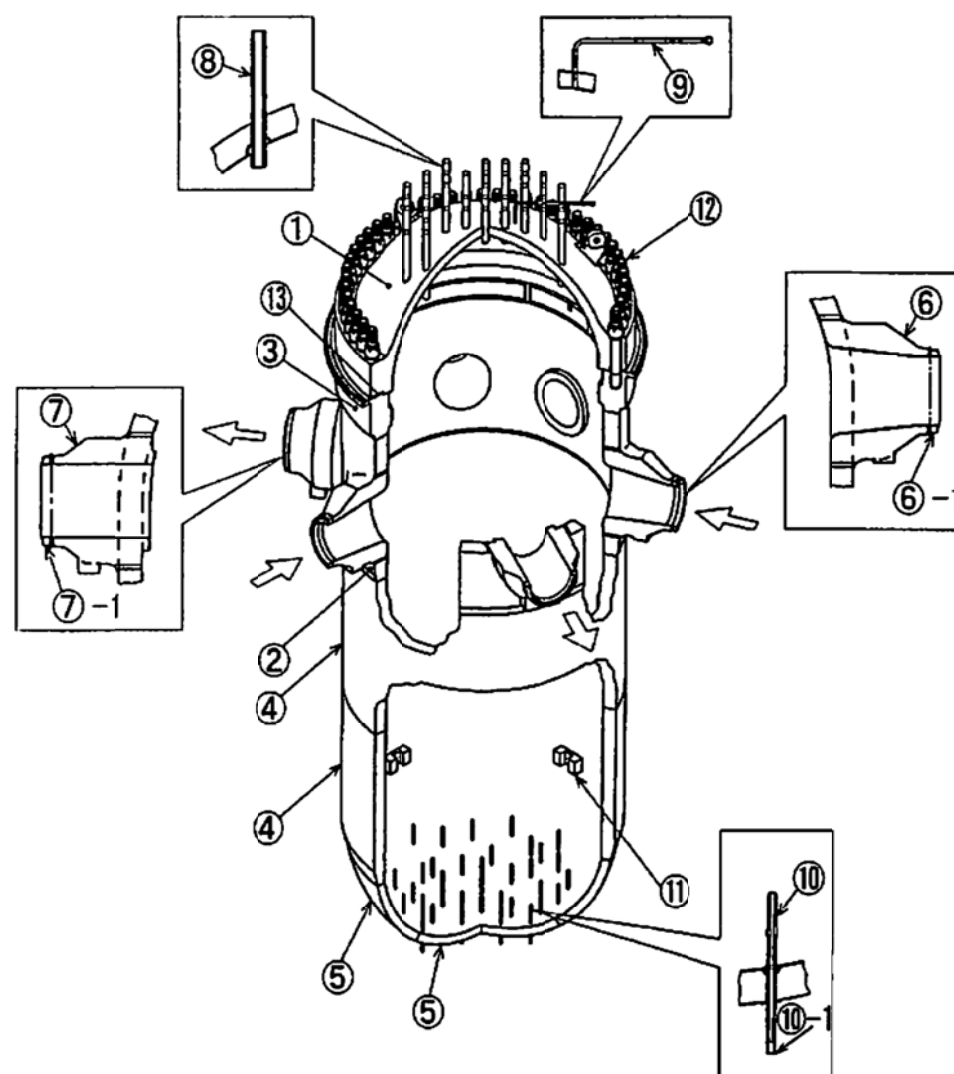
高浜発電所 1号炉



No.	部 位
①	上 蓋
②	上蓋フランジ
③	上部胴
④	上部胴フランジ
⑤	下部胴
⑥	下部鏡
⑦	冷却材入口管台
⑦-1	セーフエンド
⑧	冷却材出口管台
⑧-1	セーフエンド
⑨	蓋用管台
⑩	空気抜用管台
⑪	炉内計装筒
⑪-1	セーフエンド
⑫	炉心支持金物
⑬	スタッドボルト
⑭	Oリング

図 2.1-1 高浜 1 号炉 原子炉容器構造図

高浜発電所 2号炉



No.	部 位
①	上 蓋
②	上部胴
③	上部胴フランジ
④	下部胴
⑤	下部鏡
⑥	冷却材入口管台
⑥-1	セーフエンド
⑦	冷却材出口管台
⑦-1	セーフエンド
⑧	蓋用管台
⑨	空気抜用管台
⑩	炉内計装筒
⑩-1	セーフエンド
⑪	炉心支持金物
⑫	スタッドボルト
⑬	Oリング

図 2.1-1 高浜 2 号炉 原子炉容器構造図

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

表 2.1-1 高浜 1号炉 原子炉容器主要部位の使用材料

部 位	材 料
上蓋 上部胴 下部胴 下部鏡	低合金鋼 ステンレス鋼 (内張り)
上蓋フランジ	低合金鋼 ステンレス鋼 (内張り)
上部胴フランジ	低合金鋼 ステンレス鋼 (内張り)
冷却材入口管台 冷却材出口管台	低合金鋼 セーフエンドはステンレス鋼 ステンレス鋼 (内張り) 溶接金属は 600 系ニッケル基合金
蓋用管台	690 系ニッケル基合金
空気抜用管台	690 系ニッケル基合金
炉内計装筒	600 系ニッケル基合金 セーフエンドはステンレス鋼 セーフエンドとの溶接金属は 600 系ニッケル基合金 下部鏡との溶接金属は 600 系ニッケル基合金
炉心支持金物	600 系ニッケル基合金
スタッドボルト	低合金鋼
Oリング	消耗品・定期取替品

表 2.1-1 高浜 2号炉 原子炉容器主要部位の使用材料

部 位	材 料
上蓋 上部胴 下部胴 下部鏡	低合金鋼 ステンレス鋼 (内張り)
上部胴フランジ	低合金鋼 ステンレス鋼 (内張り)
冷却材入口管台 冷却材出口管台	低合金鋼 セーフエンドはステンレス鋼 ステンレス鋼 (内張り) 溶接金属は 600 系ニッケル基合金 溶接部の接液部には 690 系ニッケル基合金クラッド施工
蓋用管台	690 系ニッケル基合金
空気抜用管台	690 系ニッケル基合金
炉内計装筒	600 系ニッケル基合金 セーフエンドはステンレス鋼 セーフエンドとの溶接金属は 600 系ニッケル基合金 下部鏡との溶接金属は 600 系ニッケル基合金
炉心支持金物	600 系ニッケル基合金
スタッドボルト	低合金鋼
Oリング	消耗品・定期取替品

表 2.1-2 高浜 1号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に影響を与える化学成分 (重量%)

区 分	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
母 材	0.29	0.010	0.61	0.16	1.41	0.18
溶接金属*1	0.38	0.012	0.80	0.14	1.22	0.083

*1 溶接方法はサブマージアーク溶接

表 2.1-2 高浜 2号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に影響を与える化学成分 (重量%)

区 分	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
母 材	0.27	0.010	0.57	0.10	1.52	0.20
溶接金属*1	0.32	0.012	0.84	0.13	1.23	0.068

*1 溶接方法はサブマージアーク溶接

表 2.1-3 高浜 1号炉 原子炉容器の使用条件

最高使用圧力	約 17.2 MPa [gage]
最高使用温度	約 343°C
内部流体	1 次冷却材

表 2.1-3 高浜 2号炉 原子炉容器の使用条件

最高使用圧力	約 17.2 MPa [gage]
最高使用温度	約 343°C
内部流体	1 次冷却材

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

原子炉容器の機能である原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を維持するためには、次の項目が必要である。

- ① バウンダリの維持

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

原子炉容器の機能である原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を維持するためには、次の項目が必要である。

- ① バウンダリの維持

高浜発電所 1号炉	高浜発電所 2号炉
<p>2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象</p> <p>原子炉容器について機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）および現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。</p> <p>この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表 2.2-1 で○となっているもの）としては以下の事象がある。</p> <p>(1) 冷却材出入口管台等の疲労割れ</p> <p>プラントの起動・停止時等に発生する 1 次冷却材の温度、圧力、流量変化により、材料に疲労が蓄積することから、経年劣化に対する評価が必要である。</p> <p>(2) 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化</p> <p>プラント運転開始後 60 年時点で中性子照射量が 10^{17}n/cm^2 ($E>1\text{ MeV}$) を超える原子炉容器の炉心領域部においては、中性子照射とともに関連温度が上昇し、上部棚領域部の靱性が低下することから、経年劣化に対する評価が必要である。</p>	<p>2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象</p> <p>原子炉容器について機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）および現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。</p> <p>この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表 2.2-1 で○となっているもの）としては以下の事象がある。</p> <p>(1) 冷却材出入口管台等の疲労割れ</p> <p>プラントの起動・停止時等に発生する 1 次冷却材の温度、圧力、流量変化により、材料に疲労が蓄積することから、経年劣化に対する評価が必要である。</p> <p>(2) 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化</p> <p>プラント運転開始後 60 年時点で中性子照射量が 10^{17}n/cm^2 ($E>1\text{ MeV}$) を超える原子炉容器の炉心領域部においては、中性子照射とともに関連温度が上昇し、上部棚領域部の靱性が低下することから、経年劣化に対する評価が必要である。</p>
<p>2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象</p> <p>以下の事象（表 2.2-1 で△または▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、</p> <p>1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの</p> <p>2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象</p> <p>に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。</p> <p>想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているものに該当する事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。</p> <p>(1) 600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ</p> <p>1991 年 9 月、仏国ブジェー（Bugey）発電所 3 号炉において発生した蓋用管台損傷事象は、管台母材材料である 600 系ニッケル基合金の 1 次系水中での応力腐食割れと報告されており、その後の点検において、フランス、スウェーデン、スイス等の他の海外プラントにおいて管台母材部および J-溶接部に 1 次系水中での応力腐食割れによる損傷が認められている。また、2004 年 5 月には、国内においても大飯発電所 3 号炉の蓋用管台 J-溶接部において溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていなかったことに起因して、溶接部表面に比較的高い残留応力が発生していたことにより、1 次系水中での応力腐食割れによる損傷が認められている。2002 年 3 月には米国デービスベッセ（Davis Besse）発電所において、ほう酸腐食による原子炉容器上蓋の減損が認められており、これは 600 系ニッケル基合金の応力腐食割れにより上蓋貫通部から冷却水が漏えいし、それを放置したことによるものとされている。さらに、2008 年 3 月には、大飯発電所 3 号炉の原子炉冷却材出口管台と 1 次冷却材管のニッケル基合金溶接部において、製作時の機械加工に伴う内表面の高い引張残留応力により、1 次系水中での応力腐食割れによる損傷が認められている。これらのことから、600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れが想定される。</p> <p>なお、2000 年 10 月、米国 V.C.サマー（V.C.Summer）発電所において、原子炉冷却材出口管台と 1 次冷却材管のニッケル基合金溶接部にき裂が発見されたが、これは建設時の溶接補修の繰り返しにより、引張残留応力が高くなったために発生した内面側からの応力腐食割れと報告されている。</p> <p>しかしながら、冷却材出入口管台については定期的に超音波探傷検査を、炉内計装筒については定期的にベアメタル検査を、炉心支持金物については定期的に目視確認を実施し、健全性を確認している。また、応力・温度条件の厳しい炉内計装筒母材部については第 21 回定期検査時（2002 年度）に、炉内計装筒 J-溶接部および冷却材出入口管台溶接部については第 25 回定期検査時（2007 年度～2008 年度）に、ウォータージェットピーニング（応力緩和）を施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。炉心支持金物については有意な応力が発生しないことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。したがって、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p> <p>なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉内計装筒の内面に対して渦流探</p>	<p>2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象</p> <p>以下の事象（表 2.2-1 で△または▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、</p> <p>1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの</p> <p>2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象</p> <p>に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。</p> <p>想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているものに該当する事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。</p> <p>(1) 600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ</p> <p>1991 年 9 月、仏国ブジェー（Bugey）発電所 3 号炉において発生した蓋用管台損傷事象は、管台母材材料である 600 系ニッケル基合金の 1 次系水中での応力腐食割れと報告されており、その後の点検において、フランス、スウェーデン、スイス等の他の海外プラントにおいて管台母材部および J-溶接部に 1 次系水中での応力腐食割れによる損傷が認められている。また、2004 年 5 月には、国内においても大飯発電所 3 号炉の蓋用管台 J-溶接部において溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていなかったことに起因して、溶接部表面に比較的高い残留応力が発生していたことにより、1 次系水中での応力腐食割れによる損傷が認められている。2002 年 3 月には米国デービスベッセ（Davis Besse）発電所において、ほう酸腐食による原子炉容器上蓋の減損が認められており、これは 600 系ニッケル基合金の応力腐食割れにより上蓋貫通部から冷却水が漏えいし、それを放置したことによるものとされている。さらに、2008 年 3 月には、大飯発電所 3 号炉の原子炉冷却材出口管台と 1 次冷却材管のニッケル基合金溶接部において、製作時の機械加工に伴う内表面の高い引張残留応力により、1 次系水中での応力腐食割れによる損傷が認められている。これらのことから、600 系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れが想定される。</p> <p>なお、2000 年 10 月、米国 V.C.サマー（V.C.Summer）発電所において、原子炉冷却材出口管台と 1 次冷却材管のニッケル基合金溶接部にき裂が発見されたが、これは建設時の溶接補修の繰り返しにより、引張残留応力が高くなったために発生した内面側からの応力腐食割れと報告されている。</p> <p>しかしながら、炉内計装筒については定期的にベアメタル検査を、炉心支持金物については定期的に目視確認を実施し、耐圧部の健全性を確認している。また、応力・温度条件の厳しい炉内計装筒母材部については第 21 回定期検査時（2003 年度）に、炉内計装筒 J-溶接部については第 26 回定期検査時（2010 年度）に、ウォータージェットピーニング（応力緩和）を施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。炉心支持金物については有意な応力が発生しないことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。したがって、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p> <p>なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉内計装筒の内面に対して渦流探</p>

高浜発電所 1号炉

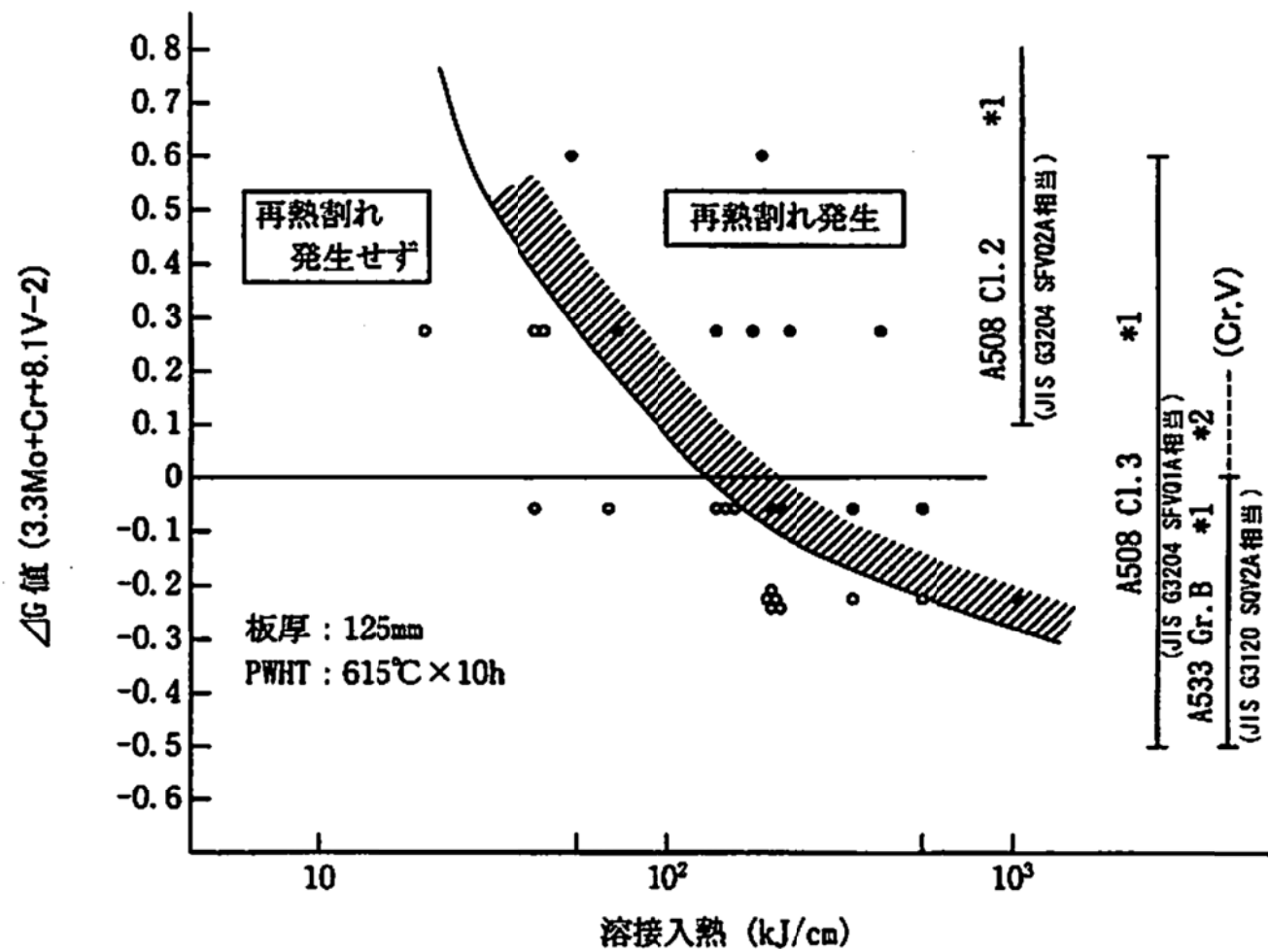
傷検査を、J-溶接部に対して目視確認を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象に該当する事象を以下に示す。

(2) 上蓋等低合金鋼部の内張り下層部のき裂

上蓋、上部胴等には低合金鋼を用いており、ステンレス鋼の内張りを施している。一部の低合金鋼 (SA-508 Class2) では大入熱溶接を用いた内張りで溶接後熱処理が行われると局部的にき裂が発生することが米国の PVRC (Pressure Vessel Research Council) の研究により確認されている。これは内張り施工の際、6本の溶接ワイヤーで同時に溶接したために大入熱になったものである。

高浜1号炉においては図2.2-1に示すように材料の化学成分 (ΔG 値) を踏まえ溶接入熱を管理し溶接を実施しており、き裂の発生する可能性は小さいことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。



*1: 規格成分による計算値
*2: 規格成分外のCr,Vを加えた計算値

図 2.2-1 再熱割れ発生に及ぼす ΔG 値および溶接入熱の影響[出典：三菱重工技報 Vol.14 No.1 (1977-1)]

(3) 上蓋および上部胴フランジシート面のピitting

原子炉容器の上蓋および上部胴フランジシール部は、狭あい部でありピittingの発生が想定される。しかしながら、開放点検時にフランジ面の状況を確認し、手入れを行っている。

また、一度運転に入ると高温状態となりシール部のステンレス鋼内張り表面に強固な酸化皮膜が形成されるため、

高浜発電所 2号炉

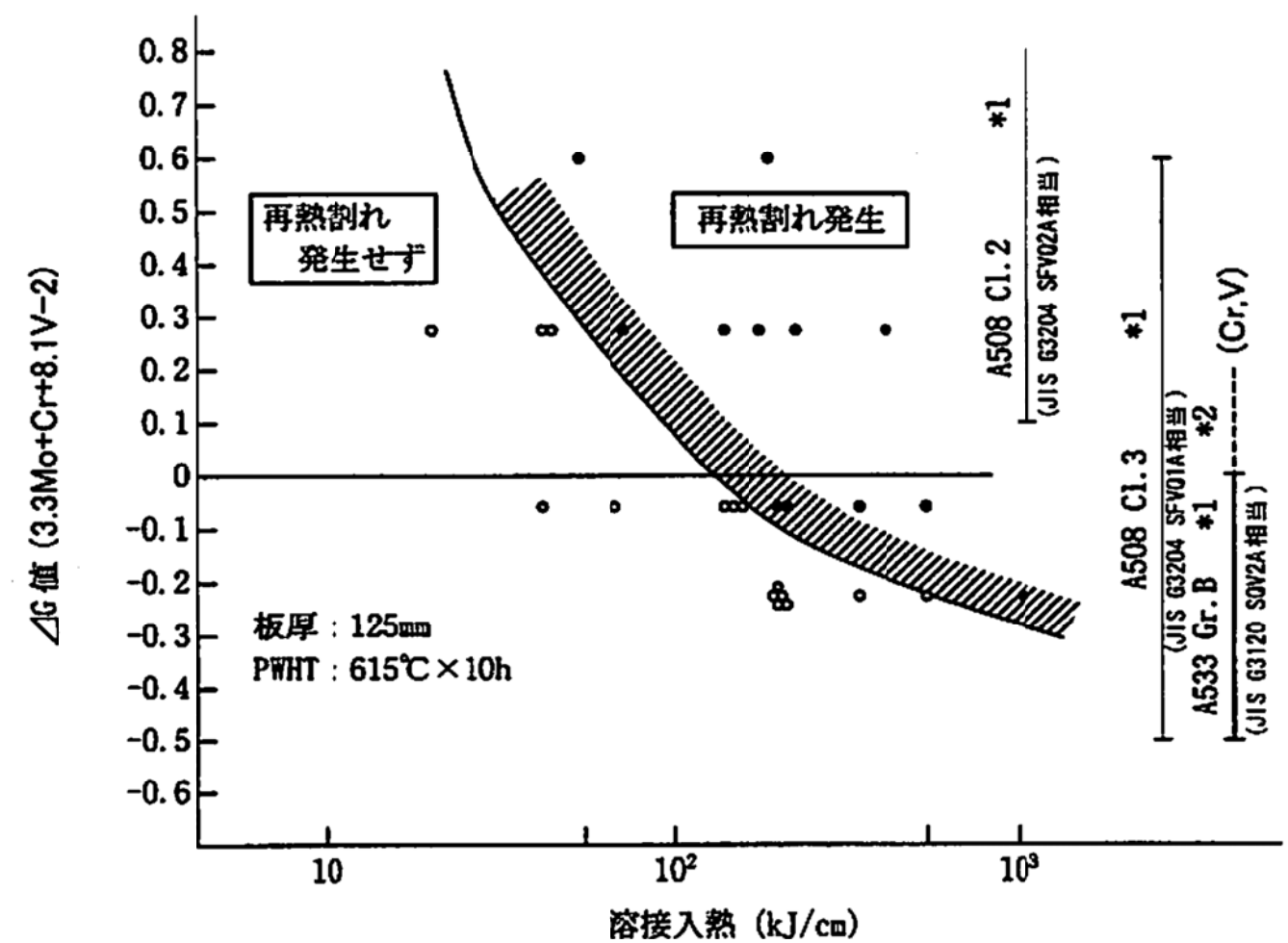
傷検査を、J-溶接部に対して目視確認を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象に該当する事象を以下に示す。

(2) 上蓋等低合金鋼部の内張り下層部のき裂

上蓋、上部胴等には低合金鋼を用いており、ステンレス鋼の内張りを施している。一部の低合金鋼 (SA-508 Class2) では大入熱溶接を用いた内張りで溶接後熱処理が行われると局部的にき裂が発生することが米国の PVRC (Pressure Vessel Research Council) の研究により確認されている。これは内張り施工の際、6本の溶接ワイヤーで同時に溶接したために大入熱になったものである。

高浜2号炉においては図2.2-1に示すように材料の化学成分 (ΔG 値) を踏まえ溶接入熱を管理し溶接を実施しており、き裂の発生する可能性は小さいことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。



*1: 規格成分による計算値
*2: 規格成分外のCr,Vを加えた計算値

図 2.2-1 再熱割れ発生に及ぼす ΔG 値および溶接入熱の影響[出典：三菱重工技報 Vol.14 No.1 (1977-1)]

(3) 上蓋および上部胴フランジシート面のピitting

原子炉容器の上蓋および上部胴フランジシール部は、狭あい部でありピittingの発生が想定される。しかしながら、開放点検時にフランジ面の状況を確認し、手入れを行っている。

また、一度運転に入ると高温状態となりシール部のステンレス鋼内張り表面に強固な酸化皮膜が形成されるため、

高浜発電所 1号炉

有意なピittingの進展は考えられないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(4) スタッドボルトの腐食

スタッドボルトは低合金鋼であり、Oリングからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、開放点検時に有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(5) 蓋用管台、空気抜用管台の応力腐食割れ

蓋用管台、空気抜用管台には690系ニッケル基合金を使用しており、応力腐食割れが想定されるが、図2.2-2に示す民間研究による690系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えられる。

したがって、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

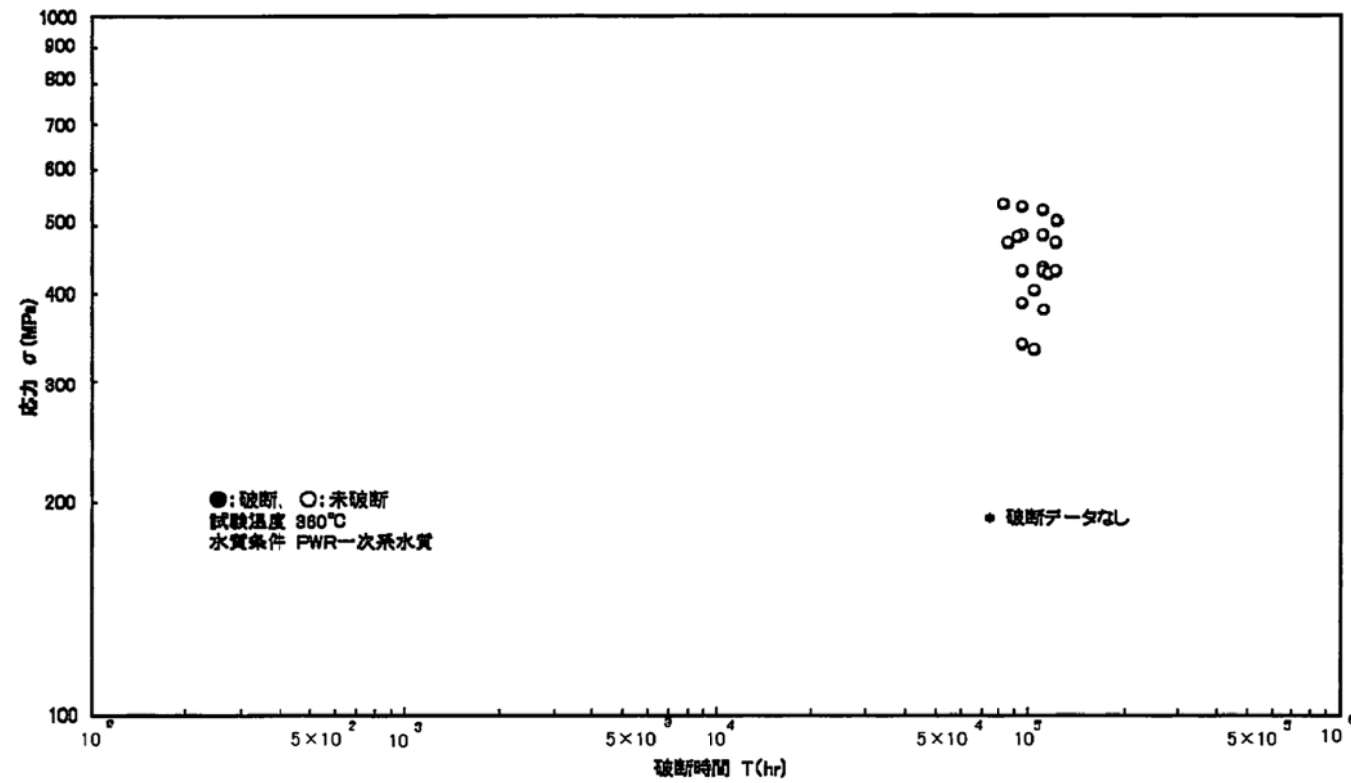


図 2.2-2 690 系ニッケル基合金の定荷重応力腐食割れ (SCC) 試験結果
[出典：電力共同研究「690 合金の PWSCC 長期信頼性確認試験 (STEP3)」2013 年度]

高浜発電所 2号炉

有意なピittingの進展は考えられないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(4) スタッドボルトの腐食

スタッドボルトは低合金鋼であり、Oリングからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、開放点検時に有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(5) 蓋用管台、空気抜用管台等応力腐食割れ

蓋用管台、空気抜用管台および冷却材出入口管台溶接部接液部には690系ニッケル基合金を使用しており、応力腐食割れが想定されるが、図2.2-2に示す民間研究による690系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えられる。

したがって、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

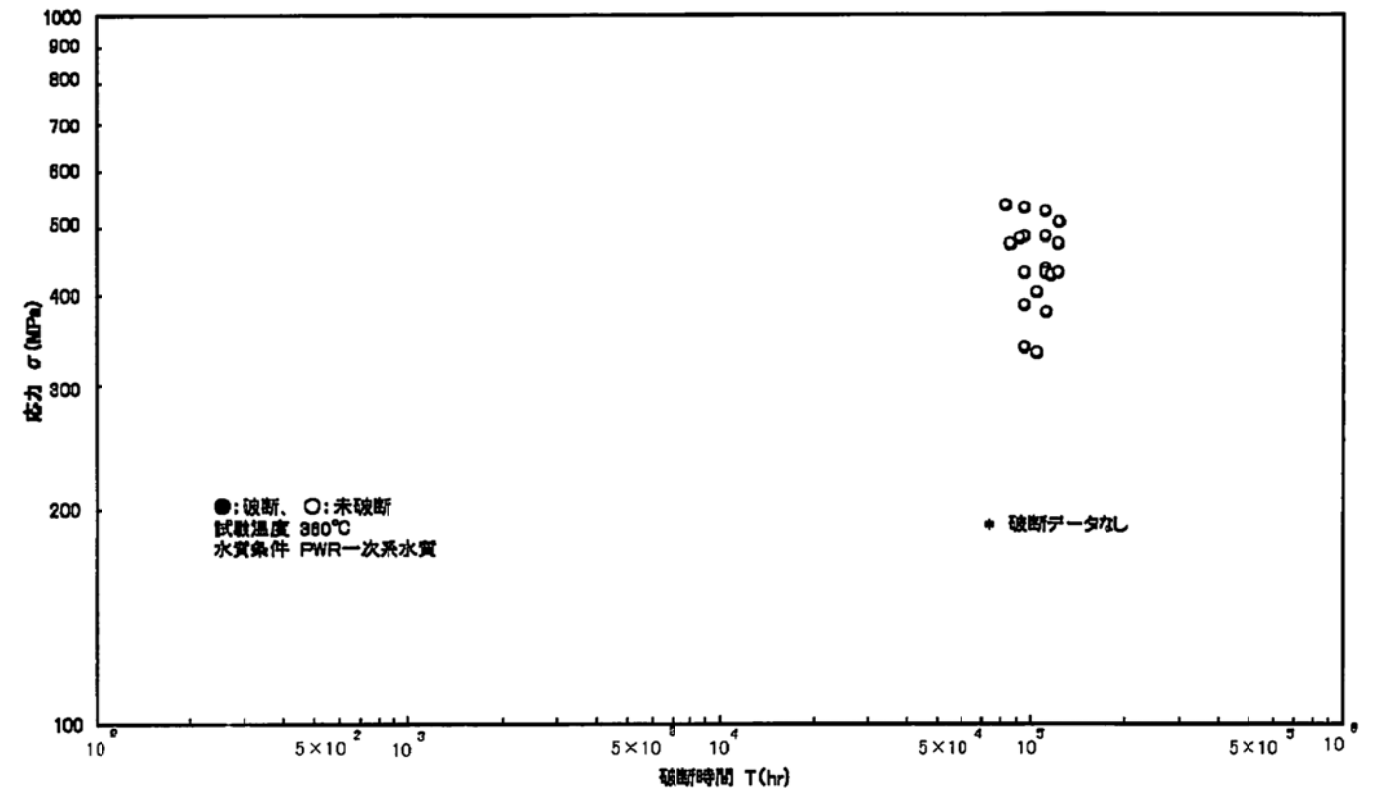


図 2.2-2 690 系ニッケル基合金の定荷重応力腐食割れ (SCC) 試験結果
[出典：電力共同研究「690 合金の PWSCC 長期信頼性確認試験 (STEP3)」2013 年度]

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

表 2.2-1 高浜 1号炉 原子炉容器に想定される経年劣化事象

表 2.2-1 高浜 2号炉 原子炉容器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考	
				減肉		割れ		材質変化			その他
				摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	上蓋、上部胴、下部胴、下部鏡		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)			○			○ *1	▲*2	*1：中性子照射脆化 (下部胴) *2：内張り下層部のき裂 *3：ピitting
	上蓋フランジ、上部胴フランジ		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		▲*3	○				▲*2	
	冷却材入口管台、冷却材出口管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) 〔セーフエント [®] はステンレス鋼〕 (溶接金属は 600 系ニッケル基合金)			○	△ (溶接金属)			▲*2	
	蓋用管台、空気抜用管台		690 系ニッケル基合金			○	▲ (溶接金属を含む)				
	炉内計装筒		600 系ニッケル基合金 〔セーフエント [®] はステンレス鋼〕 (溶接金属は 600 系ニッケル基合金)			○	△ (溶接金属を含む)				
	炉心支持金物		600 系ニッケル基合金			○	△ (溶接金属を含む)				
	スタッドボルト		低合金鋼		▲	○					
	Oリング	◎	—								

機能達成に必要な項目	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考	
				減肉		割れ		材質変化			その他
				摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	上蓋、上部胴、下部胴、下部鏡		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		▲*3 (上蓋)	○			○ *1	▲*2	*1：中性子照射脆化 (下部胴) *2：内張り下層部のき裂 *3：ピitting
	上部胴フランジ		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		▲*3	○				▲*2	
	冷却材入口管台、冷却材出口管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) 〔セーフエント [®] はステンレス鋼〕 (溶接金属は 600 系ニッケル基合金) (溶接接液部は 690 系ニッケル基合金クラッド [®] 施工)			○	▲ (溶接金属)			▲*2	
	蓋用管台、空気抜用管台		690 系ニッケル基合金			○	▲ (溶接金属を含む)				
	炉内計装筒		600 系ニッケル基合金 〔セーフエント [®] はステンレス鋼〕 (溶接金属は 600 系ニッケル基合金)			○	△ (溶接金属を含む)				
	炉心支持金物		600 系ニッケル基合金			○	△ (溶接金属を含む)				
	スタッドボルト		低合金鋼		▲	○					
	Oリング	◎	—								

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
 △：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）
 ▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

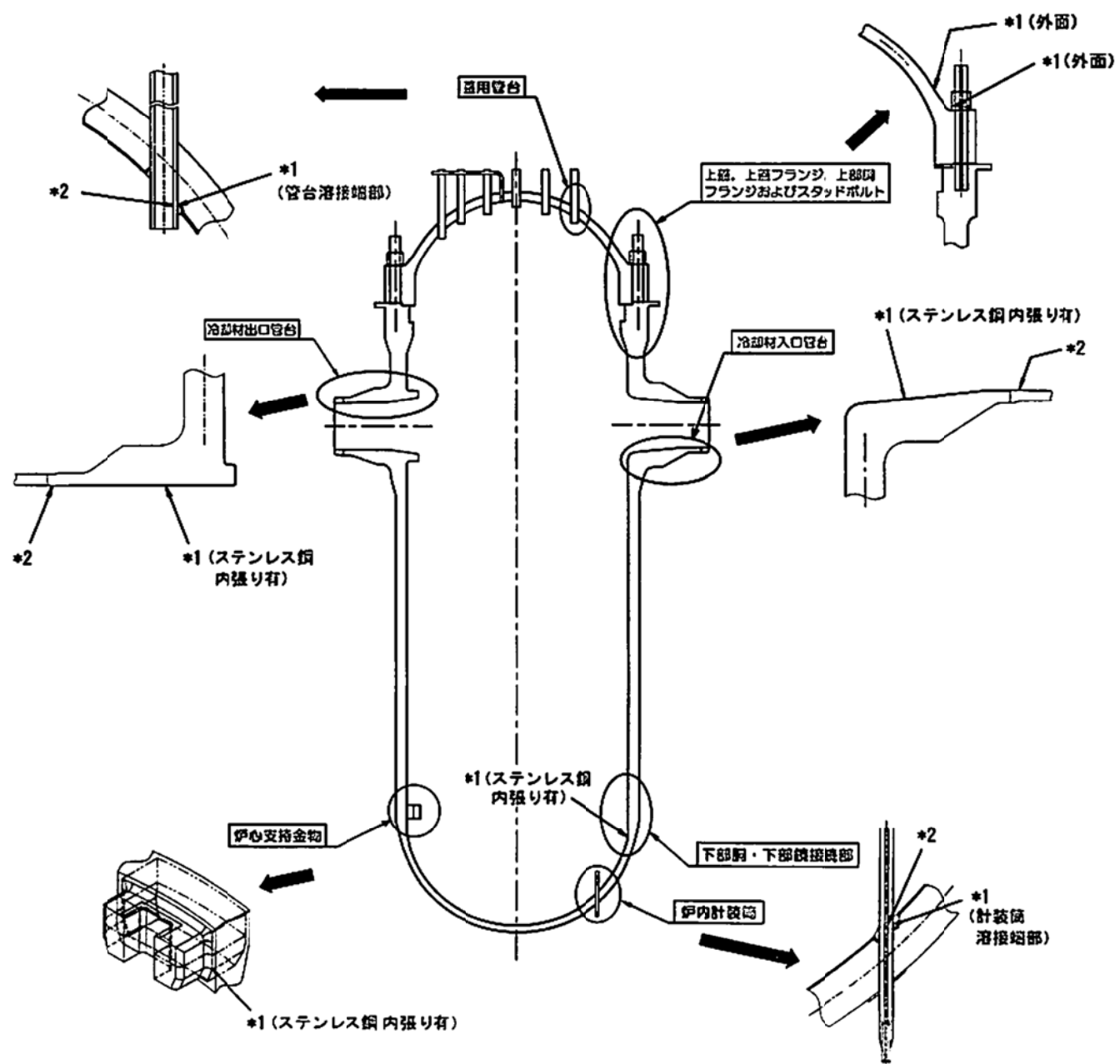
○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
 △：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）
 ▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

2.2.4 消耗品および定期取替品
 Oリングは分解点検時に取替えている消耗品であり、長期使用はせず取替を前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

2.2.4 消耗品および定期取替品
 Oリングは分解点検時に取替えている消耗品であり、長期使用はせず取替を前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

高浜発電所 1号炉	高浜発電所 2号炉
<p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価</p> <p>2.3.1 冷却材出入口管台等の疲労割れ</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>冷却材出入口管台等は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>冷却材出入口管台等の健全性評価にあたっては、構造が不連続であるため比較的大きな熱応力の発生する部位を対象として「日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価を行った。</p> <p>評価対象部位を図 2.3-1 に示す。</p> <p>また、使用環境を考慮した疲労について、「日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。</p> <p>疲労評価に用いた過渡回数を表 2.3-1 に示す。なお、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2009 年度末までの運転実績に基づき推定した 2010 年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。</p> <p>*：評価条件として、2011 年 1 月から 2018 年 3 月まで冷温停止状態、2010 年度以降の過渡発生頻度は実績の 1.5 倍以上を想定した。</p> <p>それぞれの評価結果を表 2.3-2 に示すが、許容値に対し余裕のある結果が得られている。</p>	<p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価</p> <p>2.3.1 冷却材出入口管台等の疲労割れ</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>冷却材出入口管台等は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>冷却材出入口管台等の健全性評価にあたっては、構造が不連続であるため比較的大きな熱応力の発生する部位を対象として「日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価を行った。</p> <p>評価対象部位を図 2.3-1 に示す。</p> <p>また、使用環境を考慮した疲労について、「日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。</p> <p>疲労評価に用いた過渡回数を表 2.3-1 に示す。なお、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2009 年度末までの運転実績に基づき推定した 2010 年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。</p> <p>*：評価条件として、2011 年 11 月から 2018 年 3 月まで冷温停止状態、2010 年度以降の過渡発生頻度は実績の 1.5 倍以上を想定した。</p> <p>それぞれの評価結果を表 2.3-2 に示すが、許容値に対し余裕のある結果が得られている。</p>

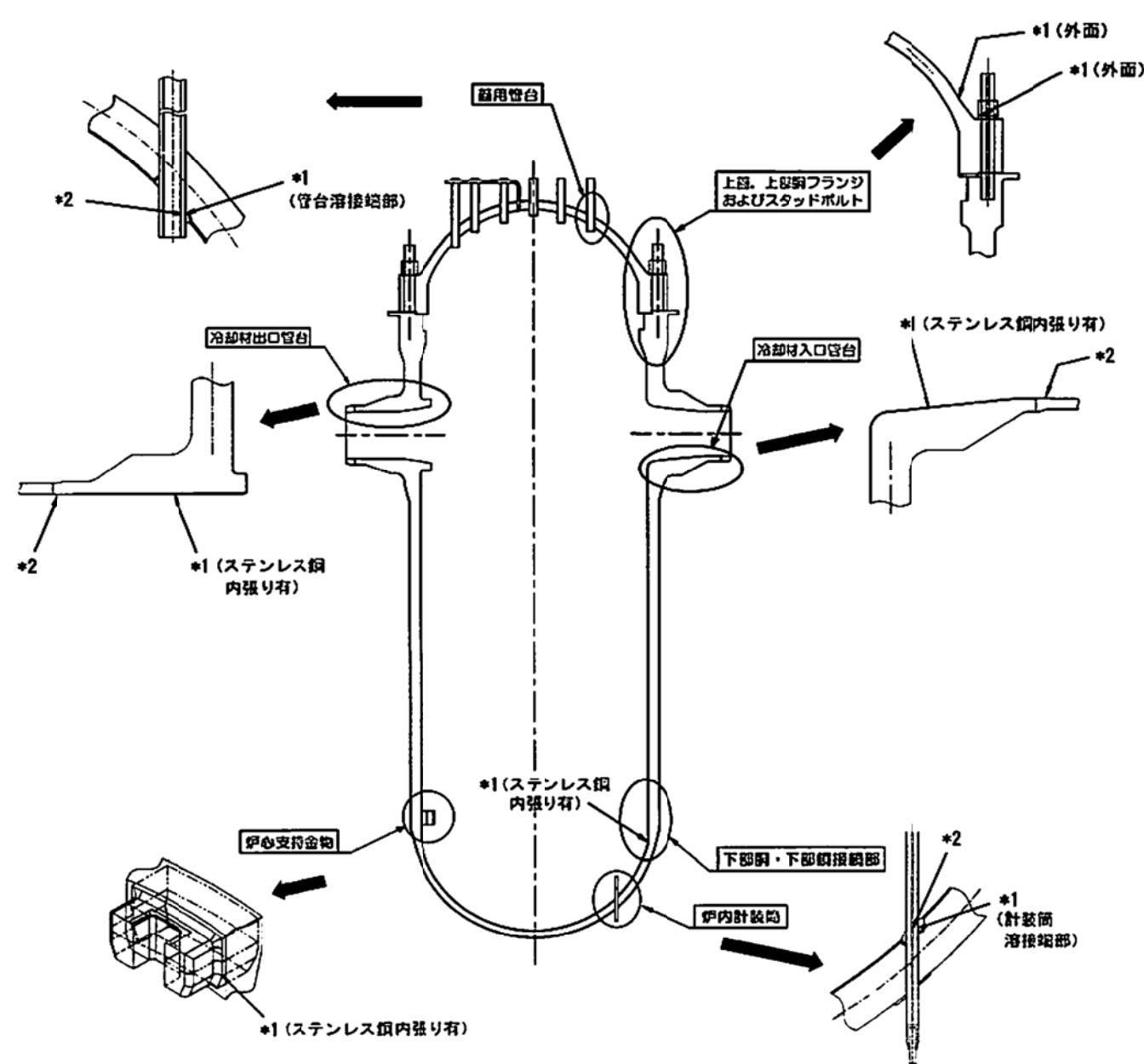
高浜発電所 1号炉



*1: 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位 (最大) (非接液部の場合は () 内に理由を記載)
 *2: 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位 (最大) (接液部が対象)

図 2.3-1 高浜 1号炉 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

高浜発電所 2号炉



*1: 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位 (最大) (非接液部の場合は () 内に理由を記載)
 *2: 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位 (最大) (接液部が対象)

図 2.3-1 高浜 2号炉 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

高浜発電所 1号炉

表 2.3-1(1/3) 高浜1号炉 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価に用いた過渡回数
(上蓋、蓋用管台およびスタッドボルトを除く)

運転状態 I

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*1
起動 (温度上昇率 55.6°C/h)	64	99
停止 (温度下降率 55.6°C/h)	64	99
負荷上昇 (負荷上昇率 5%/min)	387	710
負荷減少 (負荷減少率 5%/min)	364	687
90%から100%へのステップ状負荷上昇	4	5
100%から90%へのステップ状負荷減少	5	6
100%からの大きいステップ状負荷減少	3	4
定常負荷運転時の変動*2	—	—
燃料交換	27	55
0%から15%への負荷上昇	72	112
15%から0%への負荷減少	51	86
1ループ停止/1ループ起動		
I) 停止	0	1
II) 起動	0	1

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*1
負荷の喪失	3	4
外部電源喪失	2	5
1次冷却材流量の部分喪失	1	4
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	9	12
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	3	6
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	10	10
1次系漏えい試験	65	105

*1: 評価条件として、2011年1月から2018年3月までの冷温停止状態を想定した。

*2: 設計評価においては、1次冷却材温度±1.7°C、1次冷却材圧力±0.34 MPa (±3.5 kg/cm²) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

高浜発電所 2号炉

表 2.3-1(1/3) 高浜2号炉 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価に用いた過渡回数
(上蓋、蓋用管台およびスタッドボルトを除く)

運転状態 I

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*1
起動 (温度上昇率 55.6°C/h)	47	79
停止 (温度下降率 55.6°C/h)	46	79
負荷上昇 (負荷上昇率 5%/min)	356	692
負荷減少 (負荷減少率 5%/min)	342	678
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	3
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	3
100%からの大きいステップ状負荷減少	2	4
定常負荷運転時の変動*2	—	—
燃料交換	27	56
0%から15%への負荷上昇	64	103
15%から0%への負荷減少	51	85
1ループ停止/1ループ起動		
I) 停止	0	1
II) 起動	0	1

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*1
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	2	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	1
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	4	7
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	2	5
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	8	8
1次系漏えい試験	43	77

*1: 評価条件として、2011年11月から2018年3月までの冷温停止状態を想定した。

*2: 設計評価においては、1次冷却材温度±1.7°C、1次冷却材圧力±0.34 MPa (±3.5 kg/cm²) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

表 2.3-1(2/3) 高浜 1号炉 原子炉容器 上蓋および蓋用管台の疲労評価に用いた過渡回数

表 2.3-1(2/3) 高浜 2号炉 原子炉容器 上蓋および蓋用管台の疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009 年度末時点	運転開始後 60 年時点の推定値*1、*3
起動 (温度上昇率 55.6°C/h)	14	48
停止 (温度下降率 55.6°C/h)	13	48
負荷上昇 (負荷上昇率 5%/min)	143	466
負荷減少 (負荷減少率 5%/min)	141	464
90%から 100%へのステップ状負荷上昇	0	1
100%から 90%へのステップ状負荷減少	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	0	1
定常負荷運転時の変動*2	—	—
燃料交換	10	38
0%から 15%への負荷上昇	14	54
15%から 0%への負荷減少	12	47
1 ループ停止/1 ループ起動		
I) 停止	0	1
II) 起動	0	1

運転状態 I

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009 年度末時点	運転開始後 60 年時点の推定値*1、*3
起動 (温度上昇率 55.6°C/h)	12	44
停止 (温度下降率 55.6°C/h)	11	44
負荷上昇 (負荷上昇率 5%/min)	136	472
負荷減少 (負荷減少率 5%/min)	135	471
90%から 100%へのステップ状負荷上昇	0	1
100%から 90%へのステップ状負荷減少	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	0	2
定常負荷運転時の変動*2	—	—
燃料交換	10	39
0%から 15%への負荷上昇	13	52
15%から 0%への負荷減少	12	46
1 ループ停止/1 ループ起動		
I) 停止	0	1
II) 起動	0	1

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009 年度末時点	運転開始後 60 年時点の推定値*1、*3
負荷の喪失	0	1
外部電源喪失	0	3
1 次冷却材流量の部分喪失	0	3
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	4
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1 次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1 次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	0	0
1 次系漏えい試験	13	53

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009 年度末時点	運転開始後 60 年時点の推定値*1、*3
負荷の喪失	0	3
外部電源喪失	0	3
1 次冷却材流量の部分喪失	0	1
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	0	3
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1 次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1 次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	0	0
1 次系漏えい試験	12	46

*1：評価条件として、2011 年 1 月から 2018 年 3 月までの冷温停止状態を想定した。
 *2：設計評価においては、1 次冷却材温度±1.7°C、1 次冷却材圧力±0.34 MPa (±3.5 kg/cm²) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。
 *3：運転開始後 22 年時点での上蓋取替に伴い、プラント運転開始後 60 年時点の過渡回数としては、上蓋取替からプラント運転開始後 60 年時点までの年数である 38 年間の過渡回数とした。

*1：評価条件として、2011 年 11 月から 2018 年 3 月までの冷温停止状態を想定した。
 *2：設計評価においては、1 次冷却材温度±1.7°C、1 次冷却材圧力±0.34 MPa (±3.5 kg/cm²) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。
 *3：運転開始後 22 年時点での上蓋取替に伴い、プラント運転開始後 60 年時点の過渡回数としては、上蓋取替からプラント運転開始後 60 年時点までの年数である 38 年間の過渡回数とした。

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

表 2.3-1(3/3) 高浜 1号炉 原子炉容器 スタッドボルトの疲労評価に用いた過渡回数

表 2.3-1(3/3) 高浜 2号炉 原子炉容器 スタッドボルトの疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009 年度末時点	運転開始後 60 年時点の推定値*1、*3
起動 (温度上昇率 55.6°C/h)	24	59
停止 (温度下降率 55.6°C/h)	23	59
負荷上昇 (負荷上昇率 5%/min)	215	538
負荷減少 (負荷減少率 5%/min)	212	535
90%から 100%へのステップ状負荷上昇	0	1
100%から 90%へのステップ状負荷減少	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	0	1
定常負荷運転時の変動*2	—	—
燃料交換	17	45
0%から 15%への負荷上昇	23	63
15%から 0%への負荷減少	20	55
1 ループ停止/1 ループ起動		
I) 停止	0	1
II) 起動	0	1

運転状態 I

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009 年度末時点	運転開始後 60 年時点の推定値*1、*3
起動 (温度上昇率 55.6°C/h)	25	57
停止 (温度下降率 55.6°C/h)	25	57
負荷上昇 (負荷上昇率 5%/min)	215	551
負荷減少 (負荷減少率 5%/min)	213	549
90%から 100%へのステップ状負荷上昇	0	1
100%から 90%へのステップ状負荷減少	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	0	2
定常負荷運転時の変動*2	—	—
燃料交換	19	48
0%から 15%への負荷上昇	24	63
15%から 0%への負荷減少	22	56
1 ループ停止/1 ループ起動		
I) 停止	0	1
II) 起動	0	1

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009 年度末時点	運転開始後 60 年時点の推定値*1、*3
負荷の喪失	0	1
外部電源喪失	0	3
1 次冷却材流量の部分喪失	0	3
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	2	5
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1 次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1 次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	0	0
1 次系漏えい試験	24	64

運転状態 II

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2009 年度末時点	運転開始後 60 年時点の推定値*1、*3
負荷の喪失	0	3
外部電源喪失	0	3
1 次冷却材流量の部分喪失	0	1
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	4
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
1 次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
1 次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	0	0
1 次系漏えい試験	27	64

*1：評価条件として、2011 年 1 月から 2018 年 3 月までの冷温停止状態を想定した。
 *2：設計評価においては、1 次冷却材温度±1.7°C、1 次冷却材圧力±0.34 MPa (±3.5 kg/cm²) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。
 *3：運転開始後 13 年時点でのスタッドボルト取替に伴い、プラント運転開始後 60 年時点の過渡回数としては、スタッドボルト取替からプラント運転開始後 60 年時点までの年数である 47 年間の過渡回数とした。

*1：評価条件として、2011 年 11 月から 2018 年 3 月までの冷温停止状態を想定した。
 *2：設計評価においては、1 次冷却材温度±1.7°C、1 次冷却材圧力±0.34 MPa (±3.5 kg/cm²) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。
 *3：運転開始後 11 年時点でのスタッドボルト取替に伴い、プラント運転開始後 60 年時点の過渡回数としては、スタッドボルト取替からプラント運転開始後 60 年時点までの年数である 49 年間の過渡回数とした。

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

表 2.3-2 高浜 1号炉 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価結果

表 2.3-2 高浜 2号炉 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価結果

評価対象部位 (使用材料)	疲労累積係数 (許容値: 1 以下)	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
①冷却材入口管台 (低合金鋼、ステンレス鋼 (内張り))	0.054	0.001 *4
②冷却材出口管台 (低合金鋼、ステンレス鋼 (内張り))	0.065	0.001 *4
③蓋用管台*1 (690系ニッケル基合金)	0.129	0.002 *4
④炉内計装筒 (600系ニッケル基合金)	0.188	0.013 *4
⑤上蓋、上蓋フランジ*1 および上部胴フランジ (低合金鋼、ステンレス鋼 (内張り))	0.013	- *5
⑥下部胴・下部鏡接続部 (低合金鋼、ステンレス鋼 (内張り))	0.005	- *5
⑦炉心支持金物 (600系ニッケル基合金)	0.009	0.000 *3、*4
⑧スタッドボルト*2 (低合金鋼)	0.334	- *5

評価対象部位 (使用材料)	疲労累積係数 (許容値: 1 以下)	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
①冷却材入口管台 (低合金鋼、ステンレス鋼 (内張り))	0.044	0.001 *4
②冷却材出口管台 (低合金鋼、ステンレス鋼 (内張り))	0.052	0.014 *4
③蓋用管台*1 (690系ニッケル基合金)	0.153	0.002 *4
④炉内計装筒 (600系ニッケル基合金)	0.157	0.006 *4
⑤上蓋*1 および上部胴フランジ (低合金鋼、ステンレス鋼 (内張り))	0.009	- *5
⑥下部胴・下部鏡接続部 (低合金鋼、ステンレス鋼 (内張り))	0.004	- *5
⑦炉心支持金物 (600系ニッケル基合金)	0.007	0.000 *3、*4
⑧スタッドボルト*2 (低合金鋼)	0.331	- *5

*1: 第 16 回定期検査時 (1995 年度～1996 年度) に原子炉容器上蓋を取替えているため、38 年間の過渡回数を基に算出した。
 *2: 第 10 回定期検査時 (1987 年度～1988 年度) にスタッドボルトを取替えているため、47 年間の過渡回数を基に算出した。
 *3: 発生応力は疲労限以下である。
 *4: 炉水環境にあり、かつ疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、疲労評価対象箇所と異なる。
 *5: 非接液部

*1: 第 16 回定期検査時 (1996 年度～1997 年度) に原子炉容器上蓋を取替えているため、38 年間の過渡回数を基に算出した。
 *2: 第 8 回定期検査時 (1985 年度～1986 年度) にスタッドボルトを取替えているため、49 年間の過渡回数を基に算出した。
 *3: 発生応力は疲労限以下である。
 *4: 炉水環境にあり、かつ疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、疲労評価対象箇所と異なる。
 *5: 非接液部

② 現状保全

冷却材出入口管台等の疲労割れに対しては、定期的に超音波探傷検査等 (表 2.3-3) により、有意な欠陥がないことを確認し、漏えい確認により耐圧部の健全性を確認している。また、原子炉容器内面の内張りについては、定期的に目視により有意な異常のないことを確認している。さらに、高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦流探傷検査を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

② 現状保全

冷却材出入口管台等の疲労割れに対しては、定期的に超音波探傷検査等 (表 2.3-3) により、有意な欠陥がないことを確認し、漏えい確認により耐圧部の健全性を確認している。また、原子炉容器内面の内張りについては、定期的に目視により有意な異常のないことを確認している。さらに、高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦流探傷検査を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

表 2.3-3 高浜 1号炉 原子炉容器の供用期間中検査の内容

部 位	検査部位	検査内容
①冷却材入口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、 胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査
②冷却材出口管台	セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査
③蓋用管台	制御棒駆動装置ハウジングとの溶接部	浸透探傷検査
④炉内計装筒	下部鏡の貫通部	目視確認 ベアメタル検査
⑤上蓋、上蓋フランジおよび上部胴フランジ	溶接部	超音波探傷検査
⑥下部胴・下部鏡接続部	溶接部（円周方向、長手方向）	超音波探傷検査
⑦炉心支持金物	胴との溶接部	目視確認
⑧スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査
	ナット	目視確認

表 2.3-3 高浜 2号炉 原子炉容器の供用期間中検査の内容

部 位	検査部位	検査内容
①冷却材入口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、 胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査
②冷却材出口管台	セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査
③蓋用管台	制御棒駆動装置ハウジングとの溶接部	浸透探傷検査
④炉内計装筒	下部鏡の貫通部	目視確認 ベアメタル検査
⑤上蓋および上部胴フランジ	上部胴と上部胴フランジの溶接部	超音波探傷検査
⑥下部胴・下部鏡接続部	溶接部（円周方向、長手方向）	超音波探傷検査
⑦炉心支持金物	胴との溶接部	目視確認
⑧スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査
	ナット	目視確認

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れが問題となる可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは超音波探傷検査等で、原子炉容器内面の内張りの欠陥については、有意な異常（はがれ、膨れ、変形、変色など）のないことを目視確認により検知可能であり、点検手法として適切である。

なお、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数では、2011 年 1 月から 2018 年 3 月まで冷温停止状態が維持されることを評価条件としており、疲労評価結果は実過渡回数に依存するため、継続的に実過渡回数を把握する必要がある。

c. 高経年化への対応

冷却材出入口管台等の疲労割れについては、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。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れが問題となる可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは超音波探傷検査等で、原子炉容器内面の内張りの欠陥については、有意な異常（はがれ、膨れ、変形、変色など）のないことを目視確認により検知可能であり、点検手法として適切である。

なお、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数では、2011 年 11 月から 2018 年 3 月まで冷温停止状態が維持されることを評価条件としており、疲労評価結果は実過渡回数に依存するため、継続的に実過渡回数を把握する必要がある。

c. 高経年化への対応

冷却材出入口管台等の疲労割れについては、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。

2.3.2 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化

a. 事象の説明

原子炉容器が通常の圧力容器と異なる点は、燃料を取り囲む胴部（炉心領域部）で中性子照射を受ける環境にあることである。このため安全性の見地から監視試験片の設定や中性子照射脆化に関する多くの研究が行われてきている。

一般的に材料は中性子の照射を受けると非常に微小な欠陥（析出物やマイクロボイド）が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際（転位の移動）の抵抗となり、破壊に対する抵抗（靱性）の低下が生じる。原子炉容器の胴部（炉心領域部）においては、中性子照射とともに関連温度（RT_{NDT}）が上昇し、上部棚吸収エネルギー（USE）が低下することは広く知られており、中性子照射脆化と呼ばれている（図 2.3-2 参照）。

2.3.2 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化

a. 事象の説明

原子炉容器が通常の圧力容器と異なる点は、燃料を取り囲む胴部（炉心領域部）で中性子照射を受ける環境にあることである。このため安全性の見地から監視試験片の設定や中性子照射脆化に関する多くの研究が行われてきている。

一般的に材料は中性子の照射を受けると非常に微小な欠陥（析出物やマイクロボイド）が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際（転位の移動）の抵抗となり、破壊に対する抵抗（靱性）の低下が生じる。原子炉容器の胴部（炉心領域部）においては、中性子照射とともに関連温度（RT_{NDT}）が上昇し、上部棚吸収エネルギー（USE）が低下することは広く知られており、中性子照射脆化と呼ばれている（図 2.3-2 参照）。

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

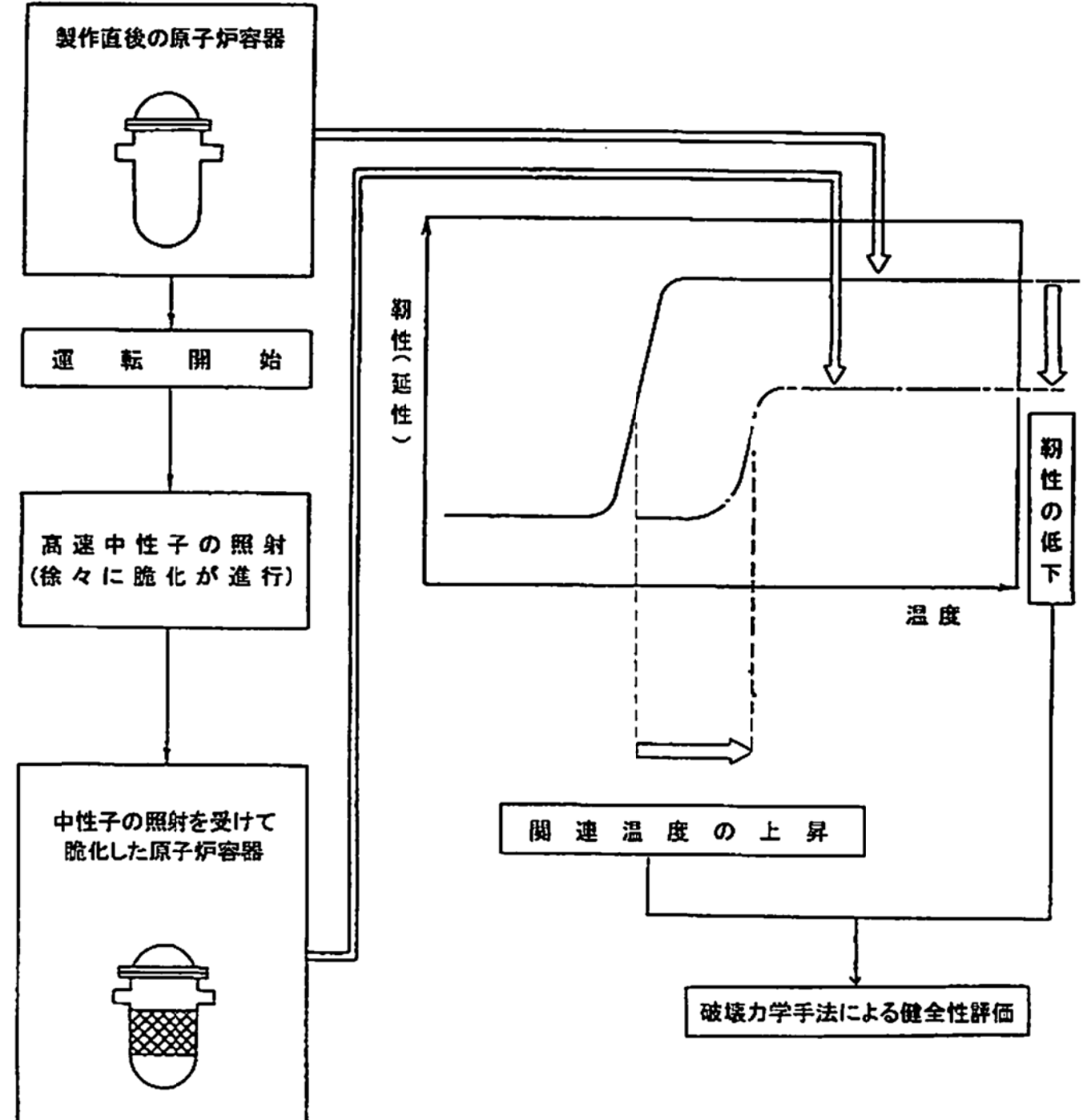
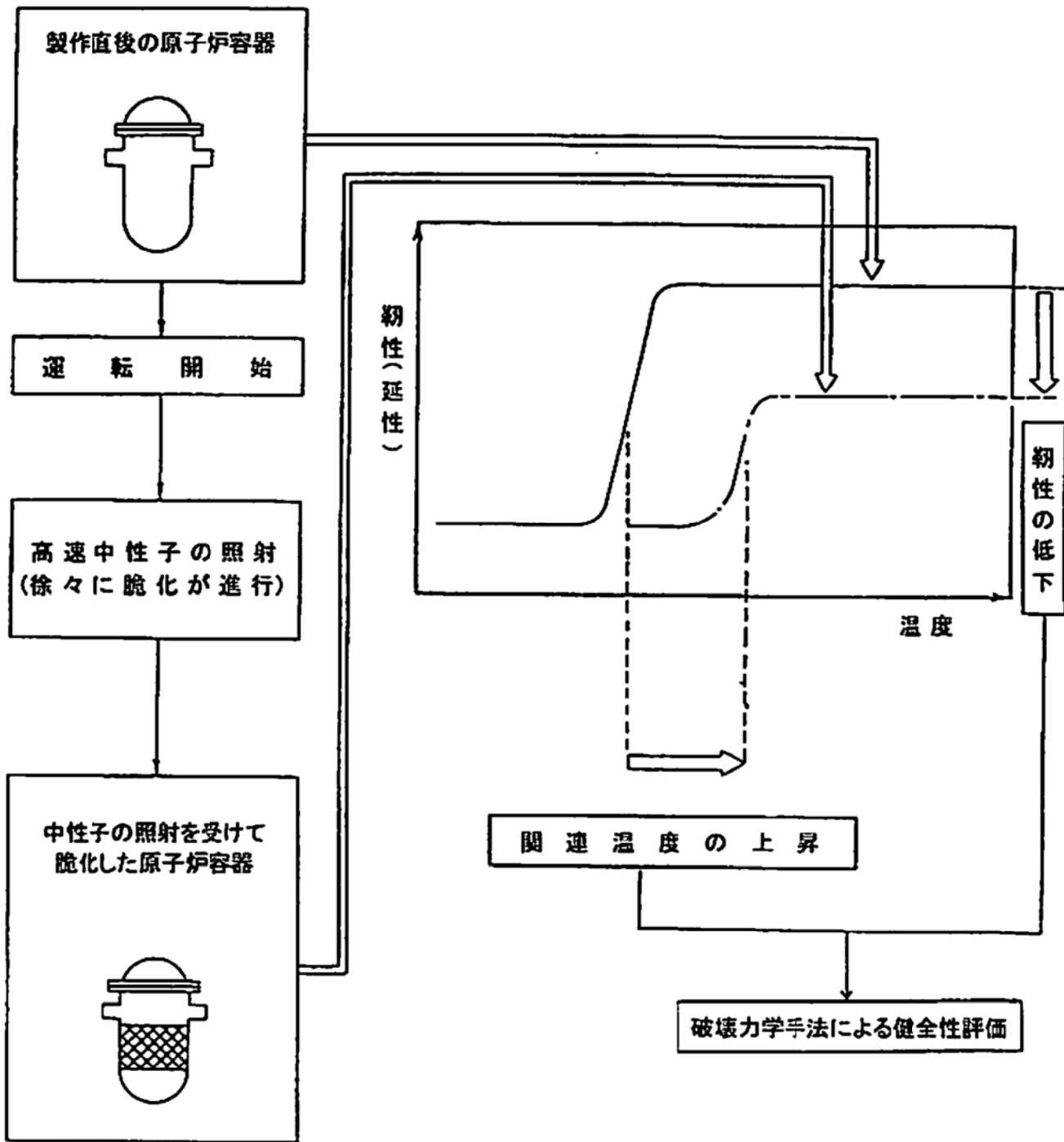


図 2.3-2 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する健全性評価

図 2.3-2 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する健全性評価

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

b. 技術評価

① 健全性評価

中性子照射脆化に対し健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の下部胴である。胴内表面での中性子照射量*1は、2015年4月時点で $4.50 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ (E>1 MeV)、運転開始後60年時点*2で $7.07 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ (E>1 MeV)程度と評価される。なお、炉心の有効高さを直接囲んでいる下部胴に対して、上部胴では相当運転期間における関連温度移行量が十分に小さく炉心領域に含まれないことから、炉心領域の下部胴を対象として以下の評価を実施する。

高浜1号炉の現在までの監視試験結果を表2.3-4および表2.3-5に示す。なお、母材の熱影響部については、溶接による熱履歴により、Tr30の温度は母材より低くなっていることから、評価は母材を代表としている。

*1：第4回監視試験片の中性子照射量実測値と、炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出。

*2：運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率80%で運転すると仮定して算出。

b. 技術評価

① 健全性評価

中性子照射脆化に対し健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の下部胴である。胴内表面での中性子照射量*1は、2015年4月時点で $4.62 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ (E>1 MeV)、運転開始後60年時点*2で $7.43 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ (E>1 MeV)程度と評価される。なお、炉心の有効高さを直接囲んでいる下部胴に対して、上部胴では相当運転期間における関連温度移行量が十分に小さく炉心領域に含まれないことから、炉心領域の下部胴を対象として以下の評価を実施する。

高浜2号炉の現在までの監視試験結果を表2.3-4および表2.3-5に示す。なお、母材の熱影響部については、溶接による熱履歴により、Tr30の温度は母材より低くなっていることから、評価は母材を代表としている。

*1：第4回監視試験片の中性子照射量実測値と、炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出。

*2：運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率80%で運転すると仮定して算出。

表 2.3-4 高浜1号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する監視試験結果（Tr30）

回数	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) [E>1 MeV]	Tr30 (°C) *3		
			母材	溶接金属	熱影響部
初期	—	0	0	-48	-52
第1回	1976年4月	0.3 [約3 EFPY] *1	26	-15	-16
第2回	1984年2月	1.3 [約12 EFPY] *1	58	8	1
第3回	2002年11月	3.4 [約31 EFPY] *1	72	29	21
第4回	2009年9月	5.6 [約51 EFPY] *1*2	99	58	45

*1：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。

*2：第4回監視試験実施時の定格負荷相当年数は約24 EFPY。

*3：シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41 J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

表 2.3-5 高浜1号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する監視試験結果
(上部棚吸収エネルギー)

回数	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) [E>1 MeV]	上部棚吸収エネルギー (J)		
			母材	溶接金属	熱影響部
初期	—	0	98	158	137
第1回	1976年4月	0.3 [約3 EFPY] *1	80	127	128
第2回	1984年2月	1.3 [約12 EFPY] *1	74	123	124
第3回	2002年11月	3.4 [約31 EFPY] *1	76	127	125
第4回	2009年9月	5.6 [約51 EFPY] *1*2	81	131	125

*1：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。

*2：第4回監視試験実施時の定格負荷相当年数は約24 EFPY。

電気技術規程 JEAC4201-2007/2013 追補版「原子炉構造材の監視試験方法」(以下、「JEAC4201」という。)の国内脆化予測法による、2015年4月時点と運転開始後60年時点での関連温度予測値、および国内USE予測式による上部棚吸収エネルギー予測値、ならびに国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を表2.3-6および表2.3-7ならびに図2.3-3に示す。

評価の結果、関連温度実測値は予測の範囲内であった。

表 2.3-4 高浜2号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する監視試験結果（Tr30）

回数	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) [E>1 MeV]	Tr30 (°C) *3		
			母材	溶接金属	熱影響部
初期	—	0	-26	-39	-80
第1回	1976年10月	0.3 [約3 EFPY] *1	-9	-19	-71
第2回	1986年4月	2.2 [約19 EFPY] *1	15	18	-18
第3回	2003年8月	3.5 [約31 EFPY] *1	22	22	-36
第4回	2010年6月	5.6 [約49 EFPY] *1*2	44	41	-31

*1：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。

*2：第4回監視試験実施時の定格負荷相当年数は約24 EFPY。

*3：シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41 J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2号炉 母材：-30°C 溶接金属：-53°C 熱影響部：-69°C

表 2.3-5 高浜2号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する監視試験結果
(上部棚吸収エネルギー)

回数	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) [E>1 MeV]	上部棚吸収エネルギー (J)		
			母材	溶接金属	熱影響部
初期	—	0	141	172	196
第1回	1976年10月	0.3 [約3 EFPY] *1	133	162	172
第2回	1986年4月	2.2 [約19 EFPY] *1	110	117	144
第3回	2003年8月	3.5 [約31 EFPY] *1	122	133	161
第4回	2010年6月	5.6 [約49 EFPY] *1*2	124	154	179

*1：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。

*2：第4回監視試験実施時の定格負荷相当年数は約24 EFPY。

電気技術規程 JEAC4201-2007/2013 追補版「原子炉構造材の監視試験方法」(以下、「JEAC4201」という。)の国内脆化予測法による、2015年4月時点と運転開始後60年時点での関連温度予測値、および国内USE予測式による上部棚吸収エネルギー予測値、ならびに国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を表2.3-6および表2.3-7ならびに図2.3-3に示す。

評価の結果、関連温度実測値は予測の範囲内であった。

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

表 2.3-6 高浜 1号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値

評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19}$ n/cm ²) [E>1 MeV]	関連温度*2 (°C)		
		母材	溶接金属	熱影響部
2015年4月時点	2.82	89	43	54
運転開始後 60年時点*3	4.44	97	52	62

*1：内表面から板厚 t の 1/4 t 深さでの中性子照射量。内表面の中性子照射量に JEAC4201 附属書 B 「中性子照射による関連温度移行量および上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示される式で求めた減衰率を乗じて算出。

*2：内表面から板厚 t の 1/4 t 深さでの予測値。

*3：運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率 80% で運転すると仮定して算出。

表 2.3-7 高浜 1号炉 原子炉容器胴部（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

評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19}$ n/cm ²) [E>1 MeV]	上部棚吸収エネルギー*2 (J)		
		母材	溶接金属	熱影響部
2015年4月時点	2.82	69	115	117
運転開始後 60年時点*3	4.44	65	109	112

*1：内表面から板厚 t の 1/4 t 深さでの中性子照射量。内表面の中性子照射量に JEAC4201 附属書 B 「中性子照射による関連温度移行量および上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示される式で求めた減衰率を乗じて算出。

*2：内表面から板厚 t の 1/4 t 深さでの予測値。

*3：運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率 80% で運転すると仮定して算出。

表 2.3-6 高浜 2号炉 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値

評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19}$ n/cm ²) [E>1 MeV]	関連温度*2 (°C)		
		母材	溶接金属	熱影響部
2015年4月時点	2.90	40	28	3
運転開始後 60年時点*3	4.67	50	37	13

*1：内表面から板厚 t の 1/4 t 深さでの中性子照射量。内表面の中性子照射量に JEAC4201 附属書 B 「中性子照射による関連温度移行量および上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示される式で求めた減衰率を乗じて算出。

*2：内表面から板厚 t の 1/4 t 深さでの予測値。

*3：運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率 80% で運転すると仮定して算出。

表 2.3-7 高浜 2号炉 原子炉容器胴部（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

評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19}$ n/cm ²) [E>1 MeV]	上部棚吸収エネルギー*2 (J)		
		母材	溶接金属	熱影響部
2015年4月時点	2.90	108	113	141
運転開始後 60年時点*3	4.67	104	106	136

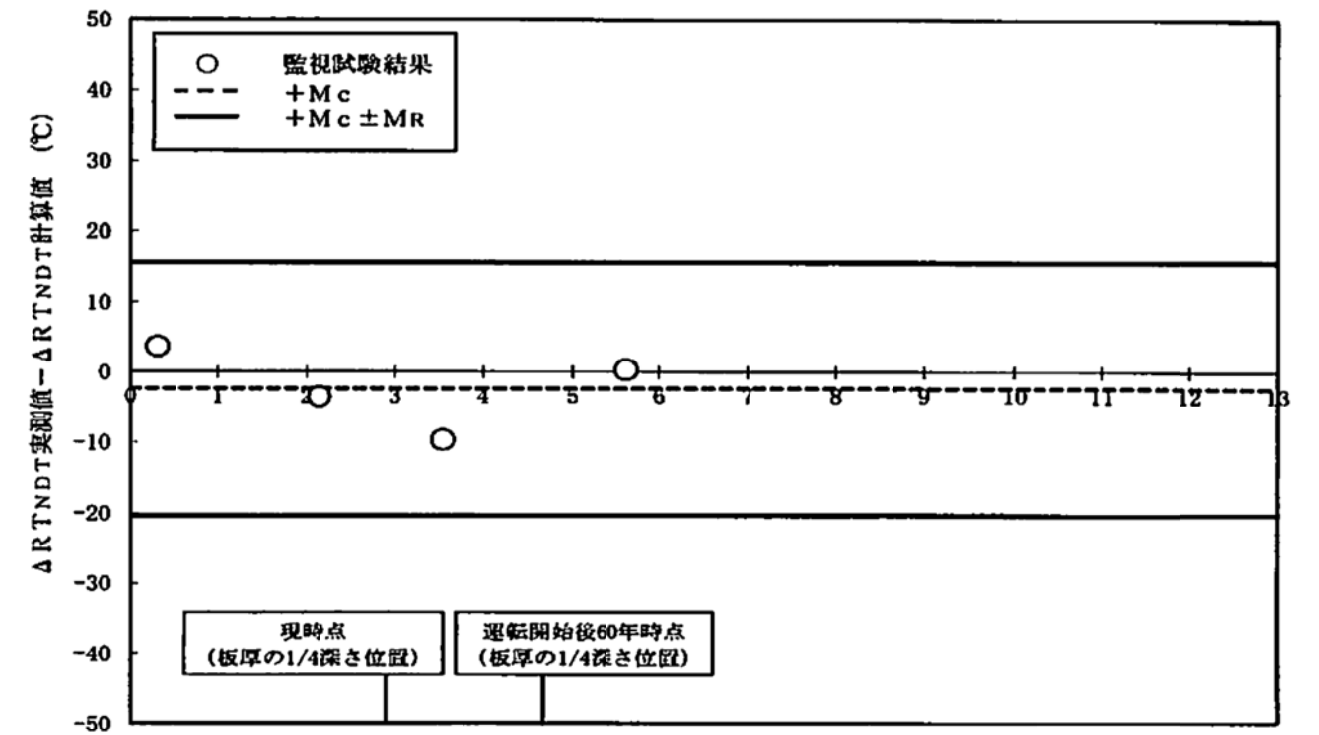
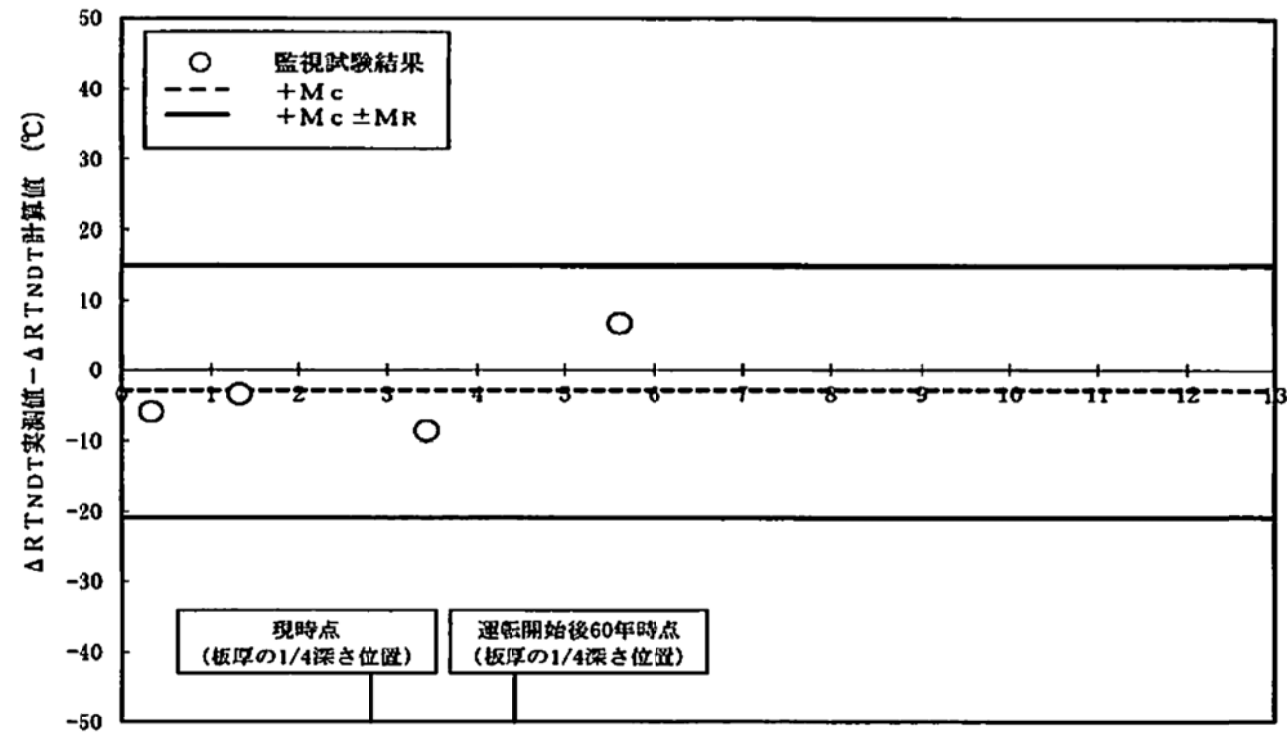
*1：内表面から板厚 t の 1/4 t 深さでの中性子照射量。内表面の中性子照射量に JEAC4201 附属書 B 「中性子照射による関連温度移行量および上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示される式で求めた減衰率を乗じて算出。

*2：内表面から板厚 t の 1/4 t 深さでの予測値。

*3：運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率 80% で運転すると仮定して算出。

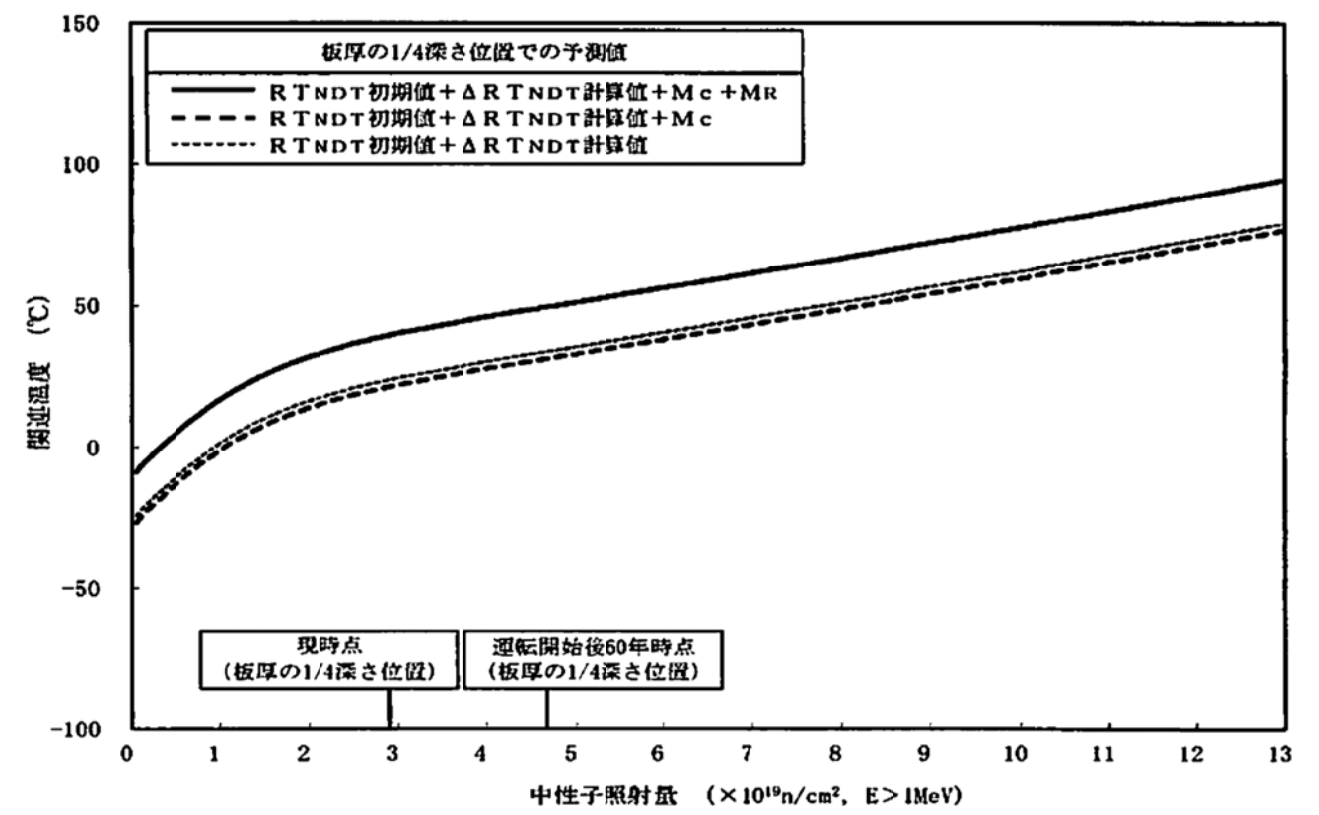
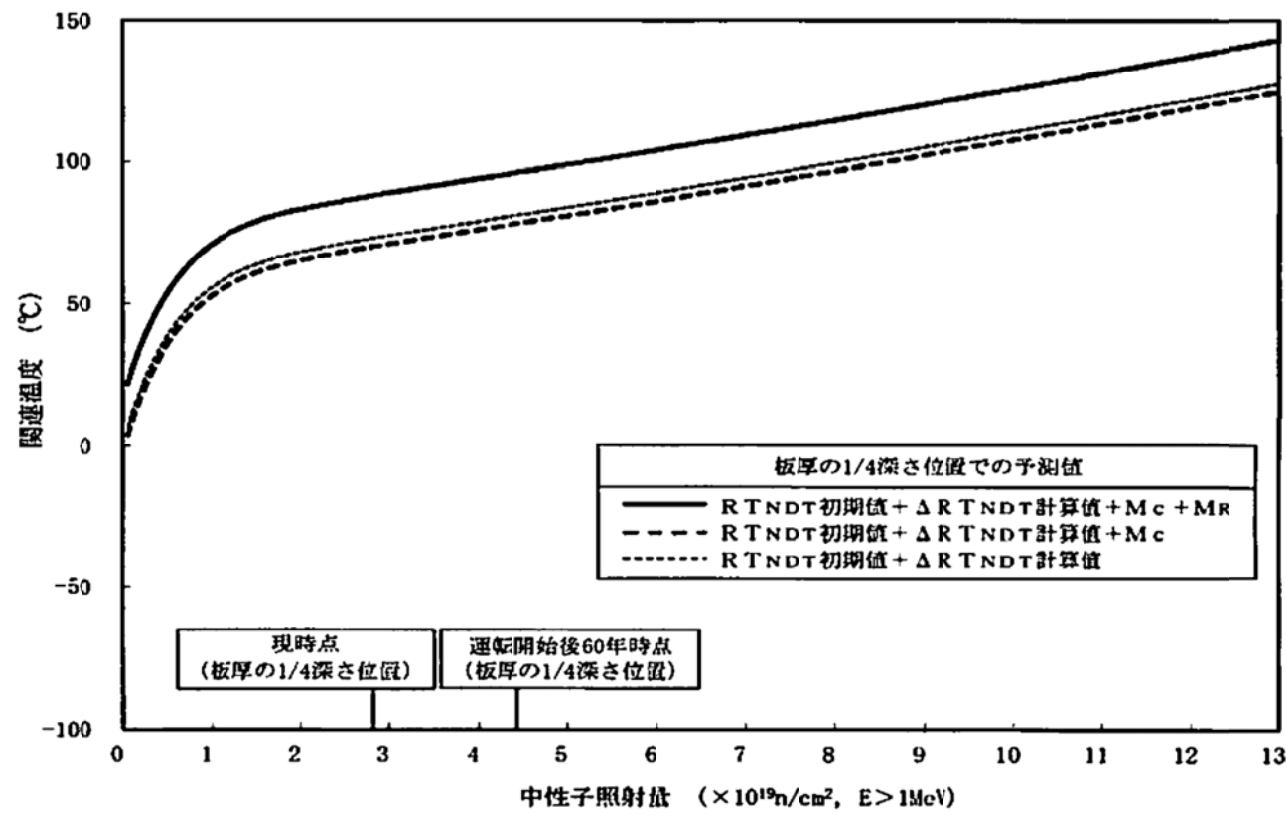
高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉



中性子照射量 (×10¹⁹n/cm², E>1MeV)

中性子照射量 (×10¹⁹n/cm², E>1MeV)



中性子照射量 (×10¹⁹n/cm², E>1MeV)

中性子照射量 (×10¹⁹n/cm², E>1MeV)

図 2.3-3(1/2) 高浜 1 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する関連温度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)

図 2.3-3(1/2) 高浜 2 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する関連温度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)

Mc : 実測値で補正する場合に用いるマージン

Mc : 実測値で補正する場合に用いるマージン

高浜発電所 1号炉

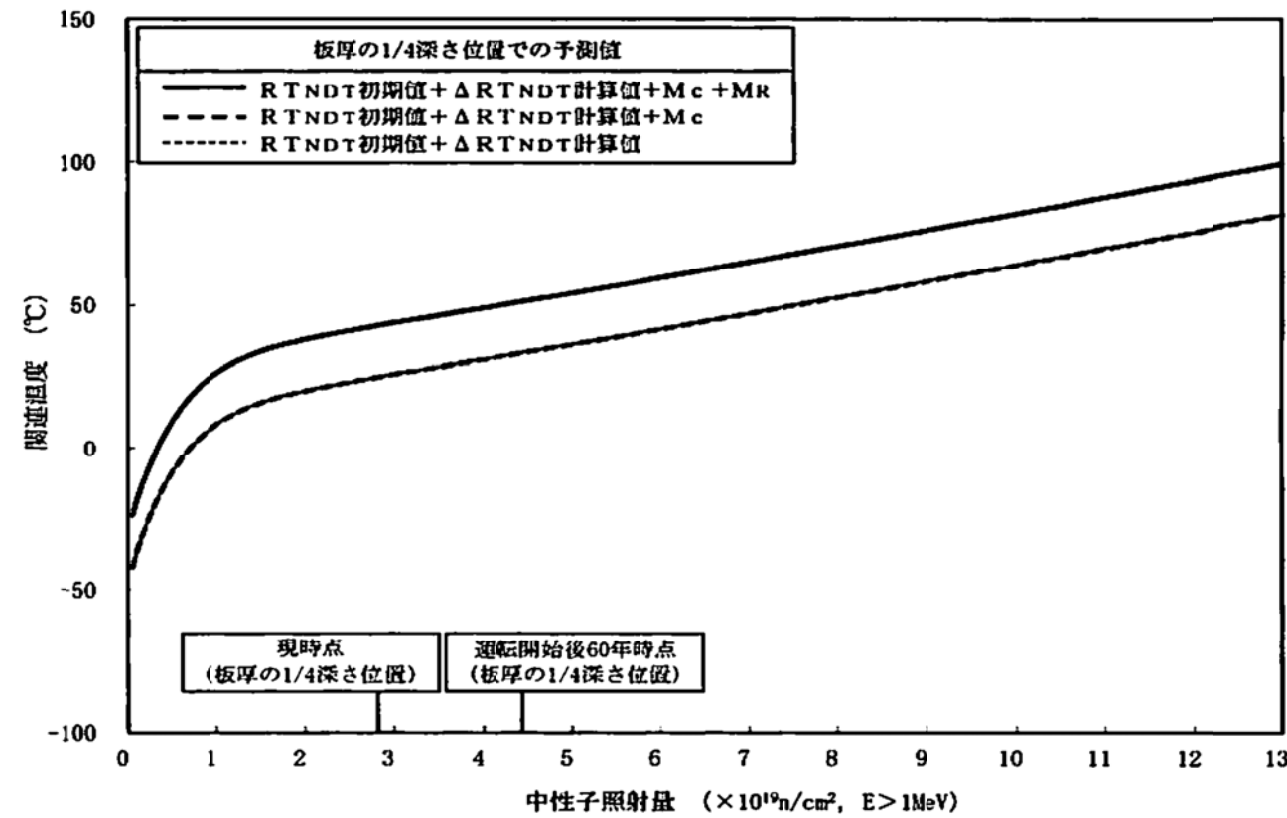
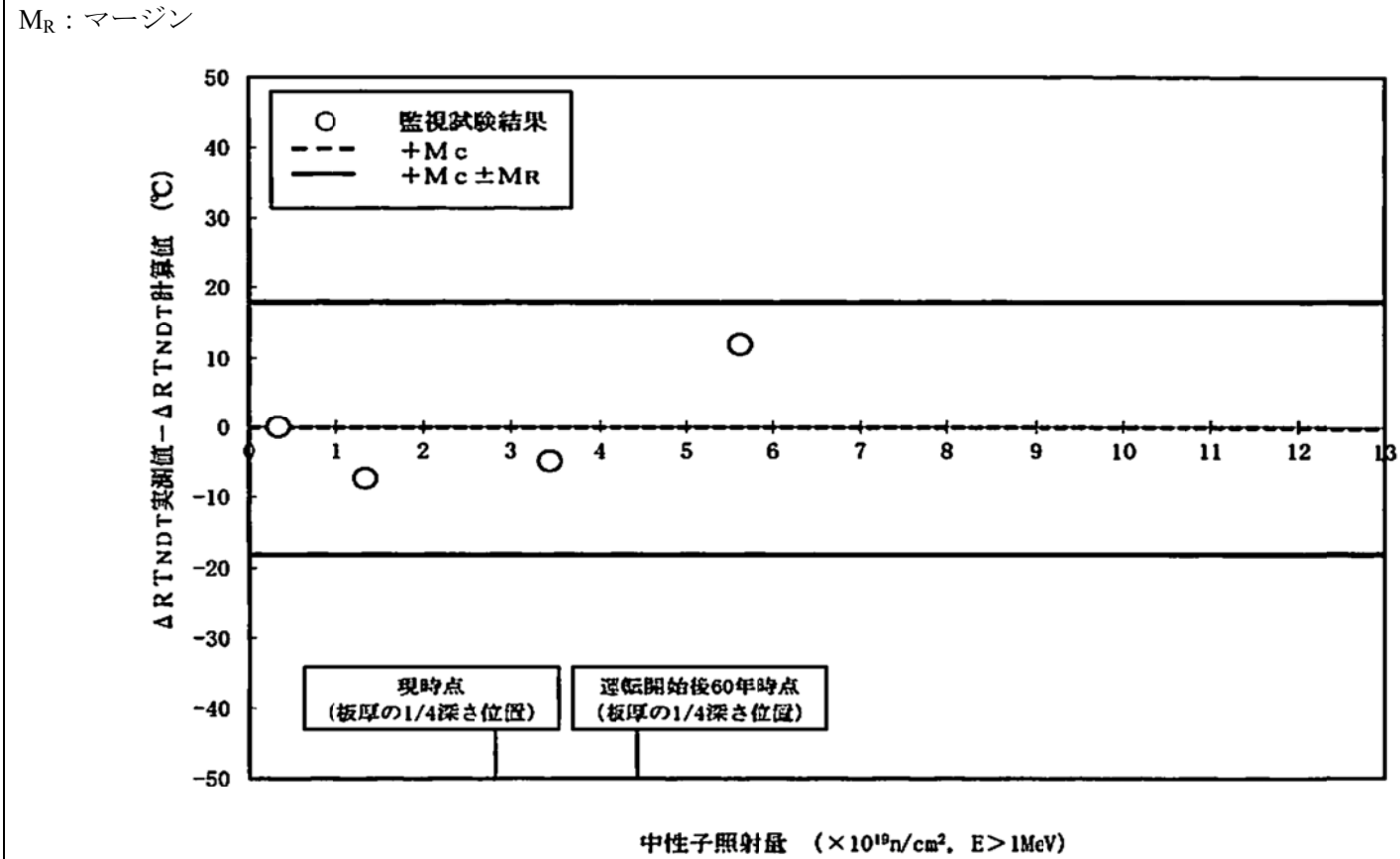


図 2.3-3(2/2) 高浜 1号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (溶接金属)

Mc: 実測値で補正する場合に用いるマージン

高浜発電所 2号炉

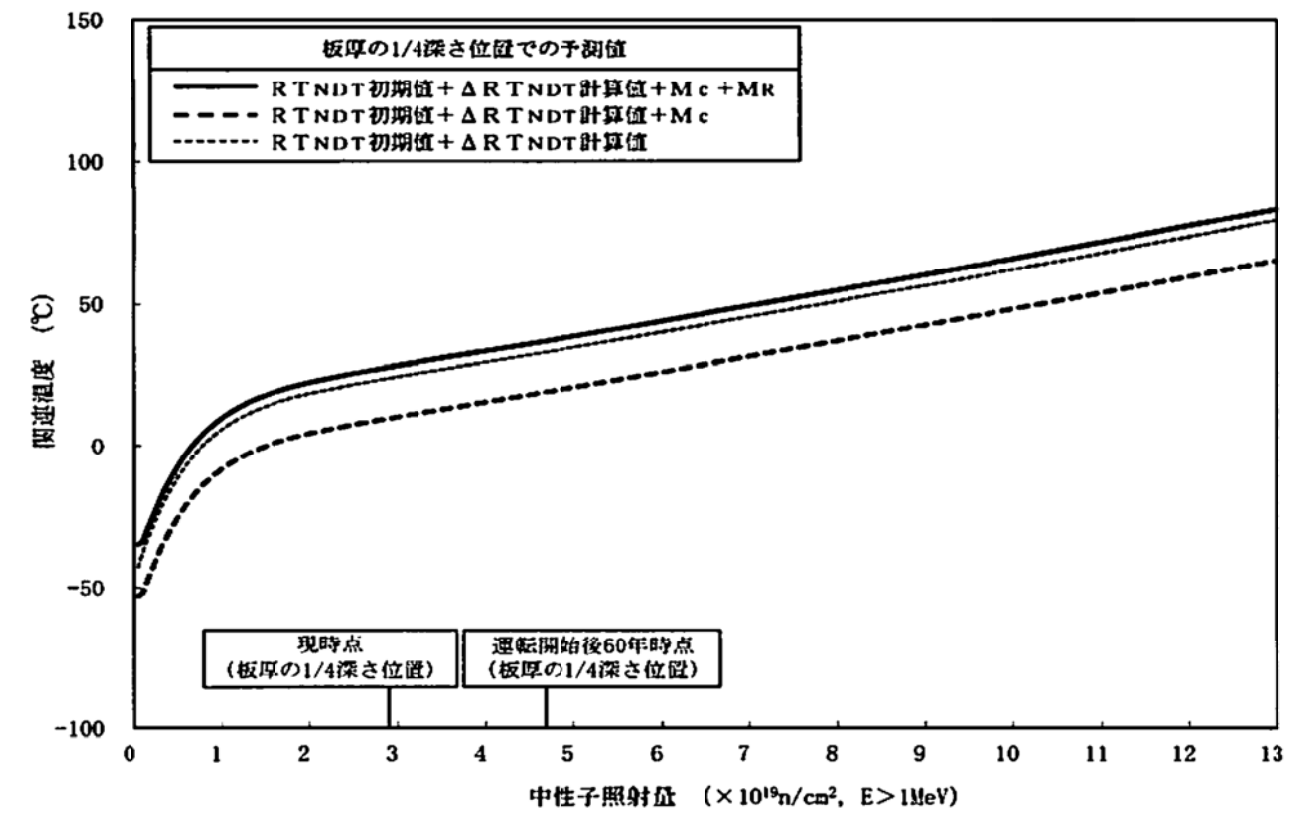
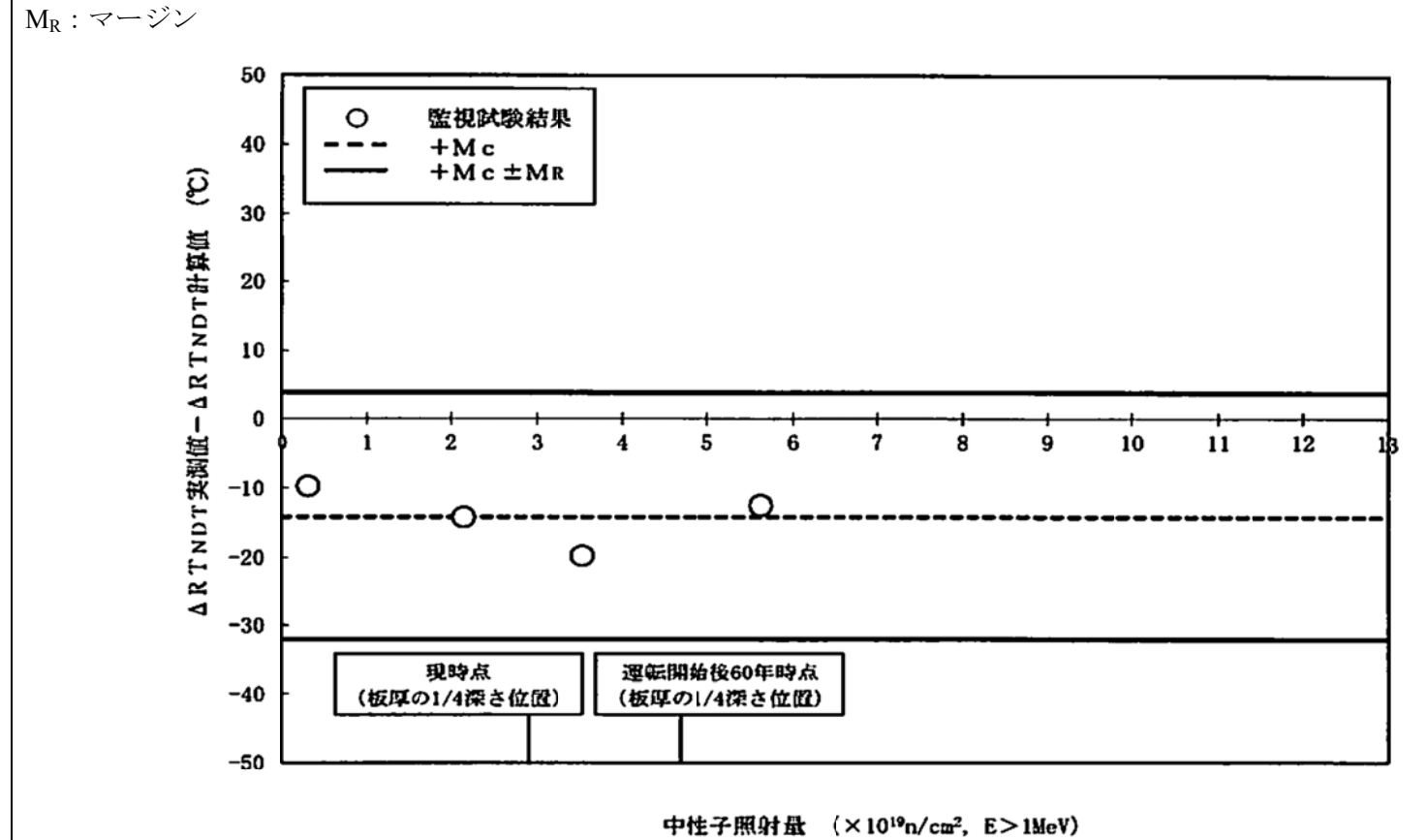


図 2.3-3(2/2) 高浜 2号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (溶接金属)

Mc: 実測値で補正する場合に用いるマージン

高浜発電所 1号炉

M_R：マージン

本技術評価では、原子炉容器の胴部（炉心領域部）材料の関連温度の上昇および上部棚領域部の靱性の低下に対する評価を以下のとおり実施した。

i 関連温度上昇に対する評価

関連温度の上昇については、JEAC4206-2007「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（以下、「JEAC4206」という。）の附属書 C「供用状態 C、D における加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価手法」に定められた加圧熱衝撃（PTS：Pressurized Thermal Shock）評価手法に基づき高浜1号炉原子炉容器の胴部（炉心領域部）材料の評価を実施した。PTS 事象は小破断 LOCA、大破断 LOCA、主蒸気管破断事故および2次冷却系からの除熱機能喪失を対象とした。

中性子照射脆化による材料の靱性低下の予測について、国内脆化予測法を用いて、実測 K_{IC} データを運転開始後60年時点まで温度軸に対してシフトさせ、その予測破壊靱性（K_{IC}）の下限を包絡した以下の K_{IC} 曲線を設定する。なお、JEAC4206 では加圧熱衝撃評価を実施するにあたって深さ 10 mm の想定き裂を設定するよう定めているため、靱性低下の予測に用いた運転開始後 60 年時点の中性子照射量は、原子炉容器内表面から深さ 10 mm 位置での中性子照射量*1 を用いた。

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161 (T - T_p)\} \text{ (MPa(m)}^{1/2})$$

ここで、T_p はプラント評価時期の K_{IC} 曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数である。

高浜 1 号炉を評価した結果、T_p は 2015 年 4 月時点までで 119℃、プラント運転開始後 60 年時点で 131℃となった。

健全性評価は K_{IC} 下限包絡曲線と PTS 状態遷移曲線を比較し、K_{IC} > K_I であることを確認することであり、図 2.3-4 に評価結果を示す。

初期き裂を想定しても、運転開始後 60 年時点において、脆性破壊に対する抵抗値（材料自身の持つねばり強さ）を示す K_{IC} 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 K_I（脆性破壊を起こそうとする値）で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、脆性破壊は起こらないと評価される。

また、高浜 1 号炉は運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉心領域部全域の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。この超音波探傷検査では、原子力安全基盤機構にて実施した安全研究「原子力発電施設検査技術実証事業（超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認）」の検証結果から、表面近傍の深さ 5 mm 程度の欠陥であれば十分検出可能であることが実証されていることから、特別点検の結果を踏まえ、想定き裂を深さ 5 mm*1 とした場合の PTS 評価も併せて実施した。図 2.3-4 に示す評価結果の通り、K_{IC} 曲線は K_I で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、深さ 5 mm のき裂を想定した評価においても脆性破壊は起こらないと評価される。

また、原子力規制委員会「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」および原子力規制委員会「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」に記載のある「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」を実施した。評価手法としては、これまで実施した監視試験によって採取した破壊靱性実測値をプロットし、第 1～3 回監視試験のデータについては測定した Tr30 実測値と第 4 回監視試験で測定した Tr30 実測値の差分だけ温度シフトさせた。なお、第 4 回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面から深さ 10 mm の位置（想定き裂先端位置）の照射量に換算すると運転開始後約 54 年時点の照射量に相当する。次に、温度シフトさせた破壊靱性実測データを下限包絡した K_{IC} 曲線を JEAC4206 の附属書 C に従い設定した。図 2.3-4 に示す評価結果の通り、K_{IC} 曲線は K_I で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」においても脆性破壊は起こらないと評価される。

また、運転開始後 60 年時点での関連温度を想定し、通常の 1 次冷却系の加熱・冷却時の 1 次冷却材温度・圧力の制限範囲および原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいもしくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度について評価した。評価結果を図 2.3-5 に示す。これらの温度・圧力の制限範囲に対して、通常実施する原子炉の起動・停止工程に基づく温度・圧力曲線および耐圧漏えい試験時の温度・圧力範囲と比較することにより、通常運転時および試験時に制限範囲を遵守可能であることを確認した。

*1：深さ 10 mm、5 mm 位置での中性子照射量は、内表面の中性子照射量に JEAC4201 附属書 B に示される式で求めた減衰率を乗じて算出。

高浜発電所 2号炉

M_R：マージン

本技術評価では、原子炉容器の胴部（炉心領域部）材料の関連温度の上昇および上部棚領域部の靱性の低下に対する評価を以下のとおり実施した。

i 関連温度上昇に対する評価

関連温度の上昇については、JEAC4206-2007「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（以下、「JEAC4206」という。）の附属書 C「供用状態 C、D における加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価手法」に定められた加圧熱衝撃（PTS：Pressurized Thermal Shock）評価手法に基づき高浜2号炉原子炉容器の胴部（炉心領域部）材料の評価を実施した。PTS 事象は小破断 LOCA、大破断 LOCA、主蒸気管破断事故および2次冷却系からの除熱機能喪失を対象とした。

中性子照射脆化による材料の靱性低下の予測について、国内脆化予測法を用いて、実測 K_{IC} データを運転開始後60年時点まで温度軸に対してシフトさせ、その予測破壊靱性（K_{IC}）の下限を包絡した以下の K_{IC} 曲線を設定する。なお、JEAC4206 では加圧熱衝撃評価を実施するにあたって深さ 10 mm の想定き裂を設定するよう定めているため、靱性低下の予測に用いた運転開始後 60 年時点の中性子照射量は、原子炉容器内表面から深さ 10 mm 位置での中性子照射量*1 を用いた。

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161 (T - T_p)\} \text{ (MPa(m)}^{1/2})$$

ここで、T_p はプラント評価時期の K_{IC} 曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数である。

高浜 2 号炉を評価した結果、T_p は 2015 年 4 月時点までで 92℃、プラント運転開始後 60 年時点で 106℃となった。健全性評価は K_{IC} 下限包絡曲線と PTS 状態遷移曲線を比較し、K_{IC} > K_I であることを確認することであり、図 2.3-4 に評価結果を示す。

初期き裂を想定しても、運転開始後 60 年時点において、脆性破壊に対する抵抗値（材料自身の持つねばり強さ）を示す K_{IC} 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 K_I（脆性破壊を起こそうとする値）で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、脆性破壊は起こらないと評価される。

また、高浜 2 号炉は運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉心領域部全域の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。この超音波探傷検査では、原子力安全基盤機構にて実施した安全研究「原子力発電施設検査技術実証事業（超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認）」の検証結果から、表面近傍の深さ 5 mm 程度の欠陥であれば十分検出可能であることが実証されていることから、特別点検の結果を踏まえ、想定き裂を深さ 5 mm*1 とした場合の PTS 評価も併せて実施した。図 2.3-4 に示す評価結果の通り、K_{IC} 曲線は K_I で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、深さ 5 mm のき裂を想定した評価においても脆性破壊は起こらないと評価される。

また、原子力規制委員会「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」および原子力規制委員会「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」に記載のある「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」を実施した。評価手法としては、これまで実施した監視試験によって採取した破壊靱性実測値をプロットし、第 1～3 回監視試験のデータについては測定した Tr30 実測値と第 4 回監視試験で測定した Tr30 実測値の差分だけ温度シフトさせた。なお、第 4 回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面から深さ 10 mm の位置（想定き裂先端位置）の照射量に換算すると運転開始後約 51 年時点の照射量に相当する。次に、温度シフトさせた破壊靱性実測データを下限包絡した K_{IC} 曲線を JEAC4206 の附属書 C に従い設定した。図 2.3-4 に示す評価結果の通り、K_{IC} 曲線は K_I で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」においても脆性破壊は起こらないと評価される。

また、運転開始後 60 年時点での関連温度を想定し、通常の 1 次冷却系の加熱・冷却時の 1 次冷却材温度・圧力の制限範囲および原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいもしくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度について評価した。評価結果を図 2.3-5 に示す。これらの温度・圧力の制限範囲に対して、通常実施する原子炉の起動・停止工程に基づく温度・圧力曲線および耐圧漏えい試験時の温度・圧力範囲と比較することにより、通常運転時および試験時に制限範囲を遵守可能であることを確認した。

*1：深さ 10 mm、5 mm 位置での中性子照射量は、内表面の中性子照射量に JEAC4201 附属書 B に示される式で求めた減衰率を乗じて算出。

高浜発電所 1号炉

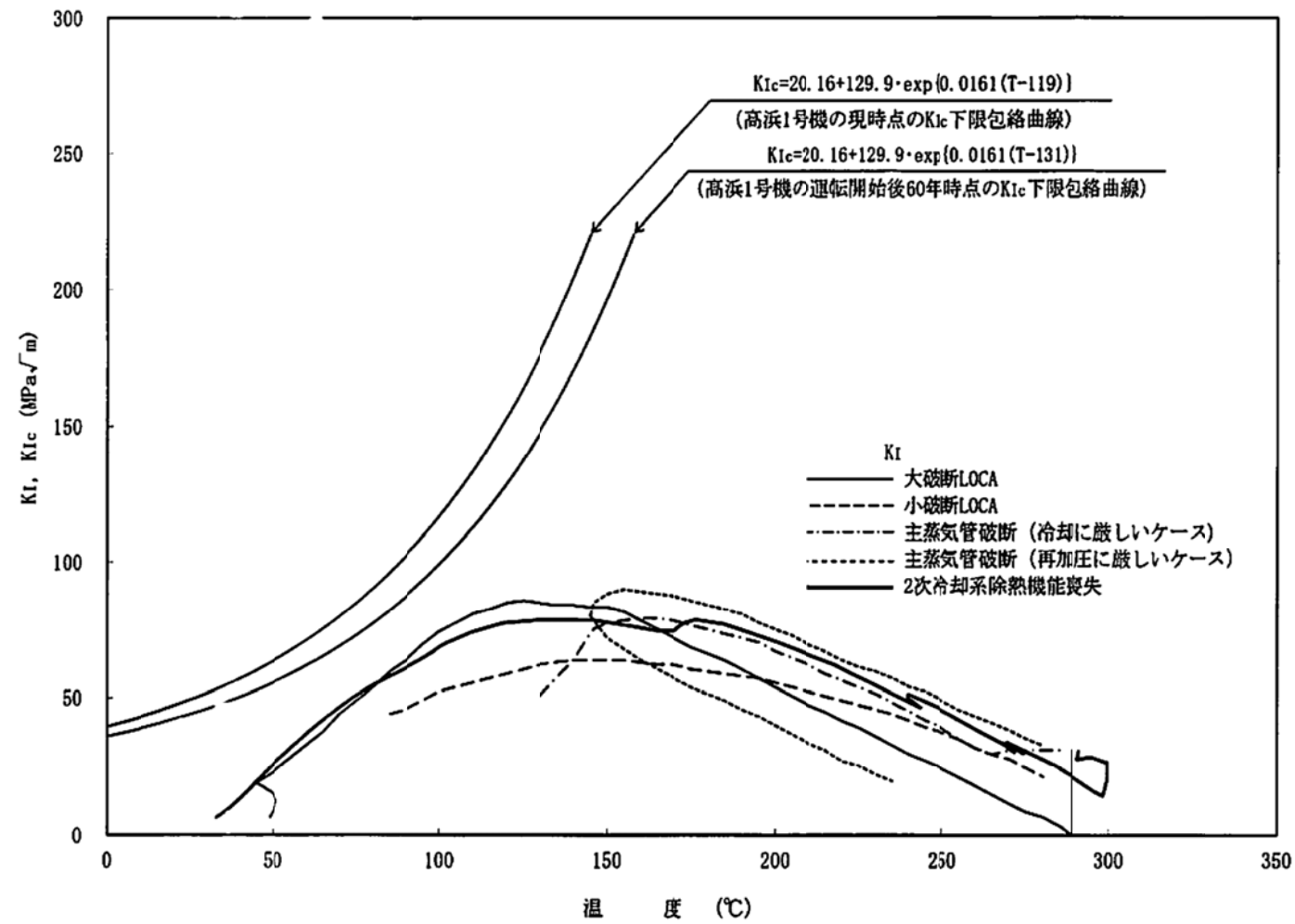


図 2.3-4(1/3) 高浜 1 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対する PTS 評価結果 [深さ 10 mm の想定き裂を用いた評価]

高浜発電所 2号炉

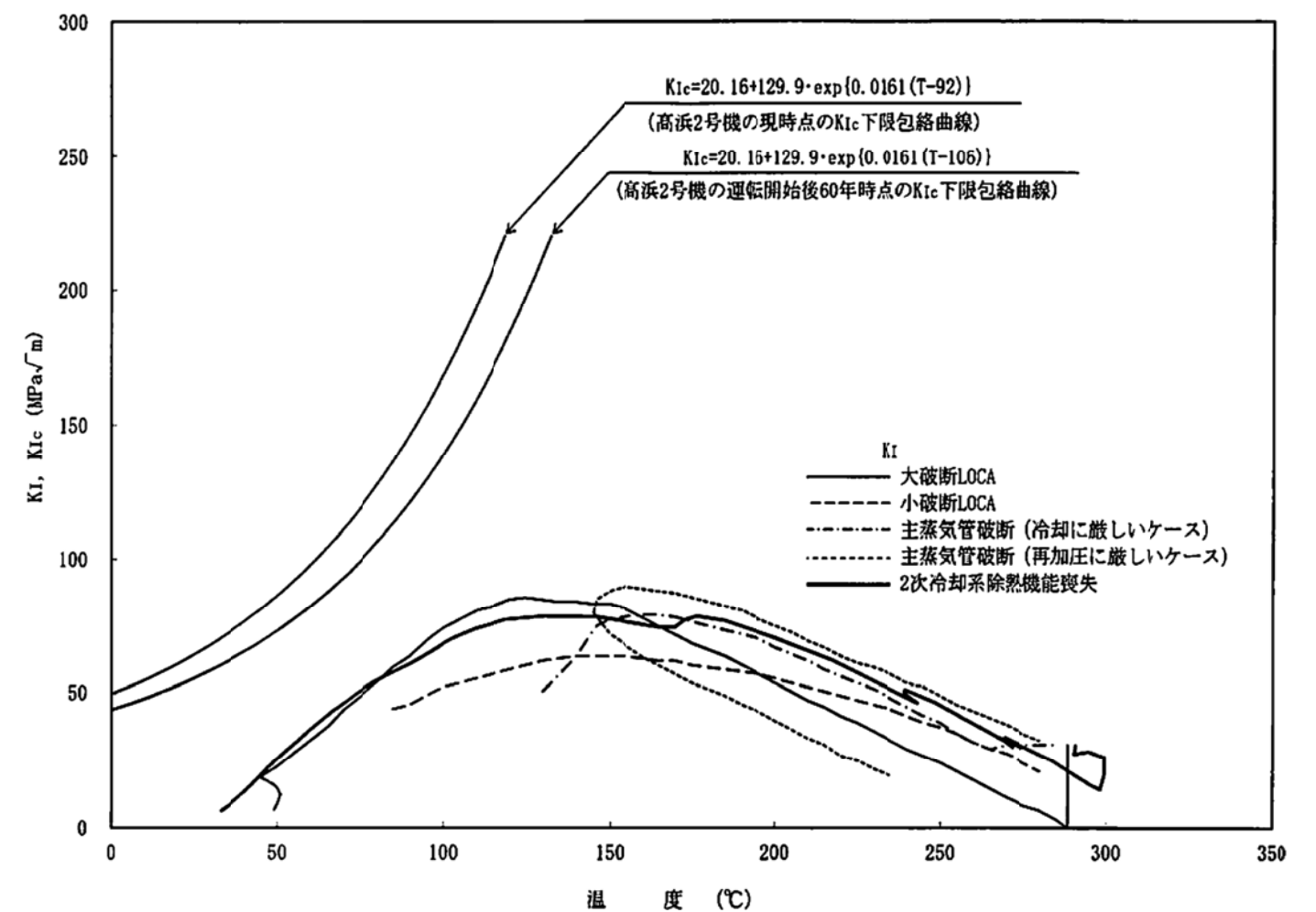


図 2.3-4(1/3) 高浜 2 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対する PTS 評価結果 [深さ 10 mm の想定き裂を用いた評価]

高浜発電所 1号炉

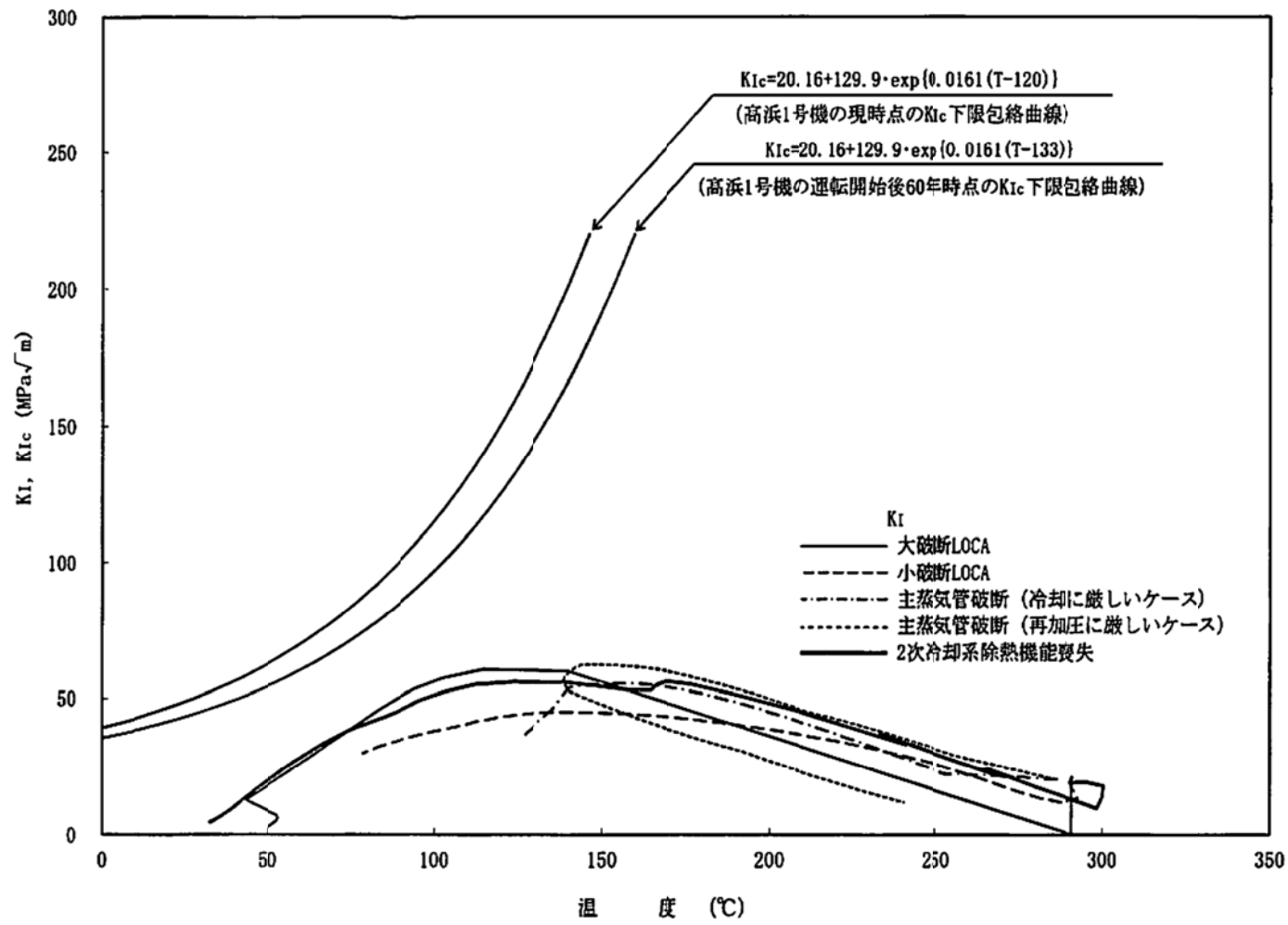


図 2.3-4(2/3) 高浜 1 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対する PTS 評価結果 [深さ 5 mm の想定き裂を用いた評価]

高浜発電所 2号炉

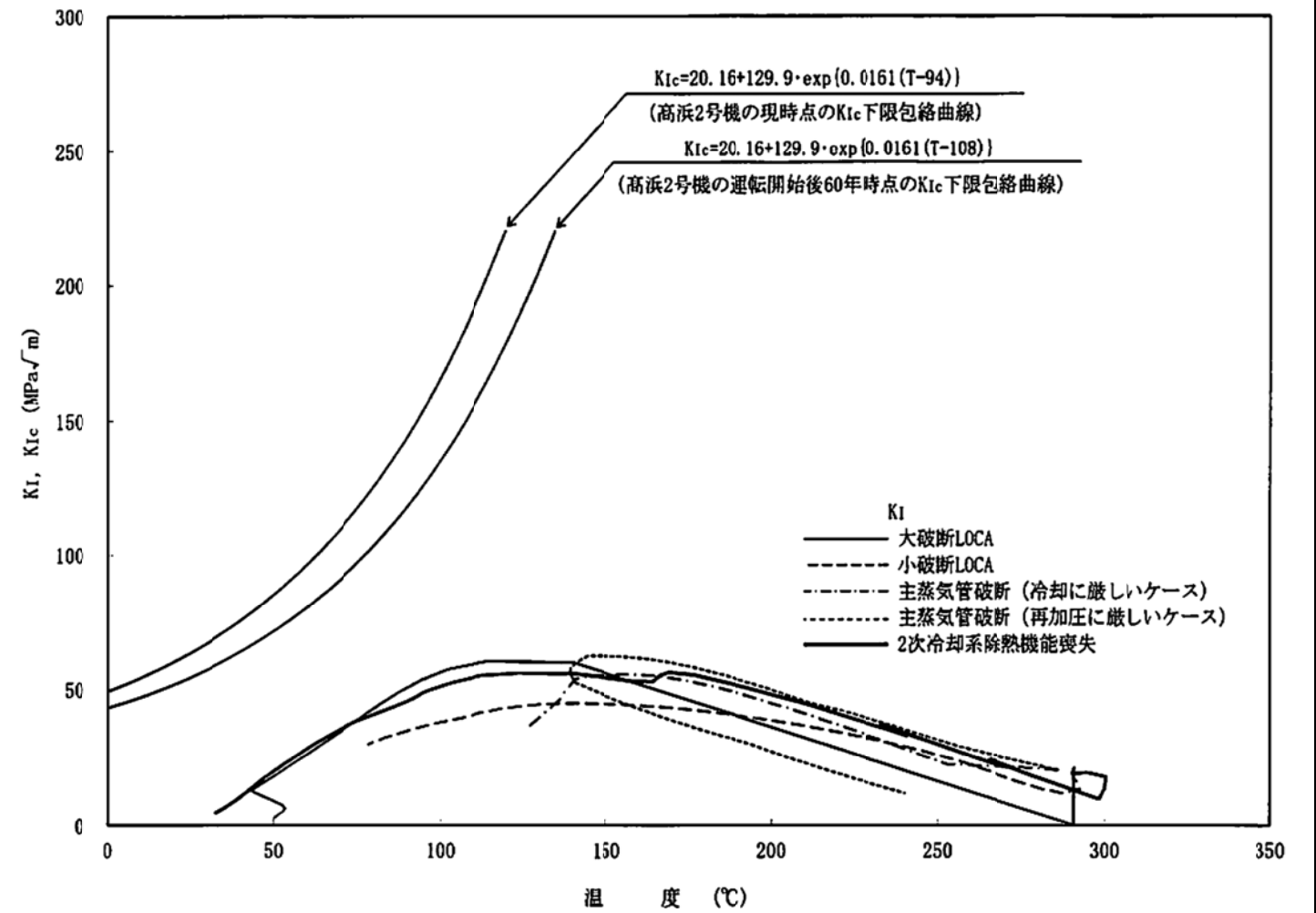


図 2.3-4(2/3) 高浜 2 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対する PTS 評価結果 [深さ 5 mm の想定き裂を用いた評価]

高浜発電所 1号炉

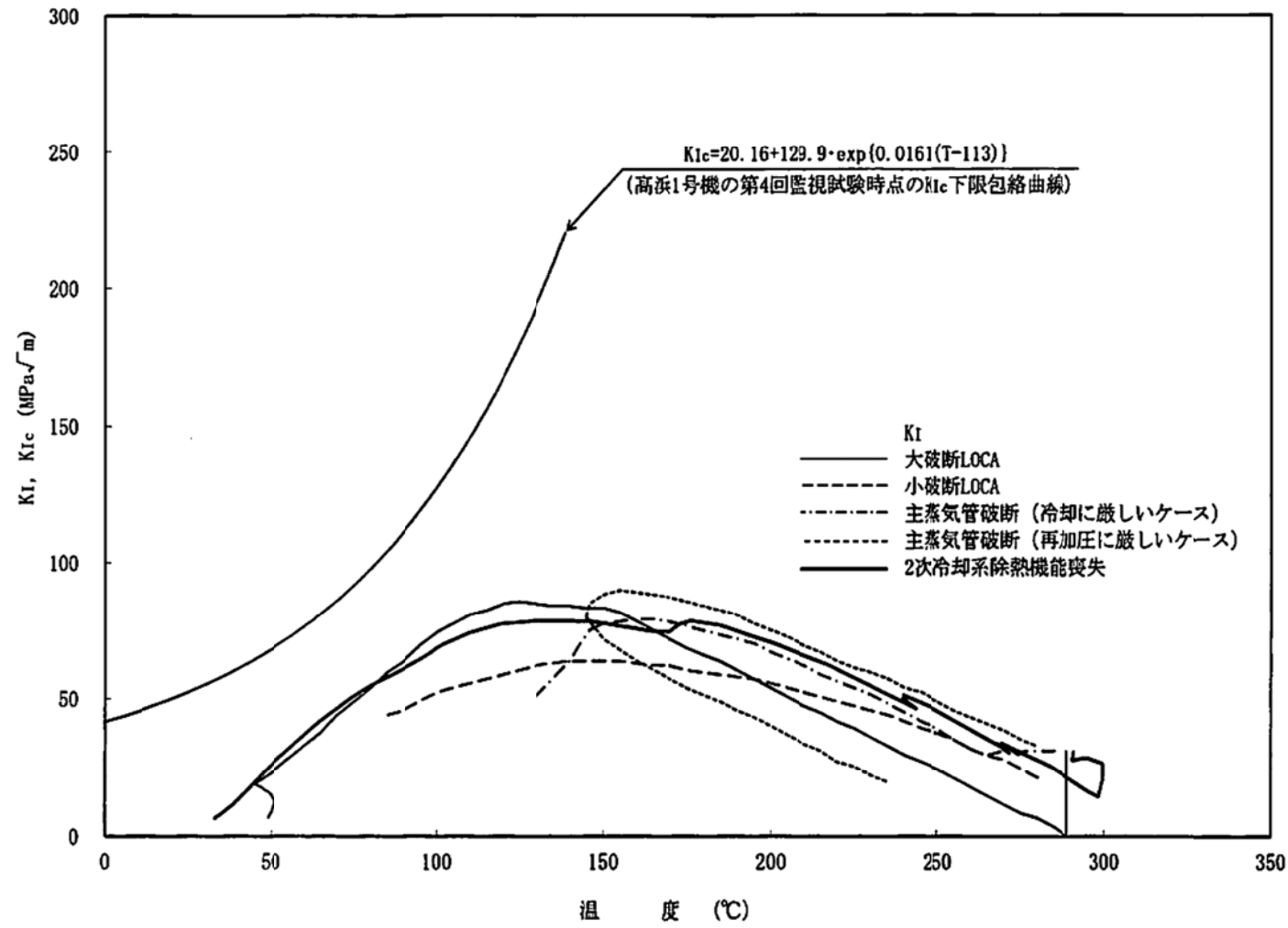


図 2.3-4(3/3) 高浜 1 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対する PTS 評価結果 [照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価]

高浜発電所 2号炉

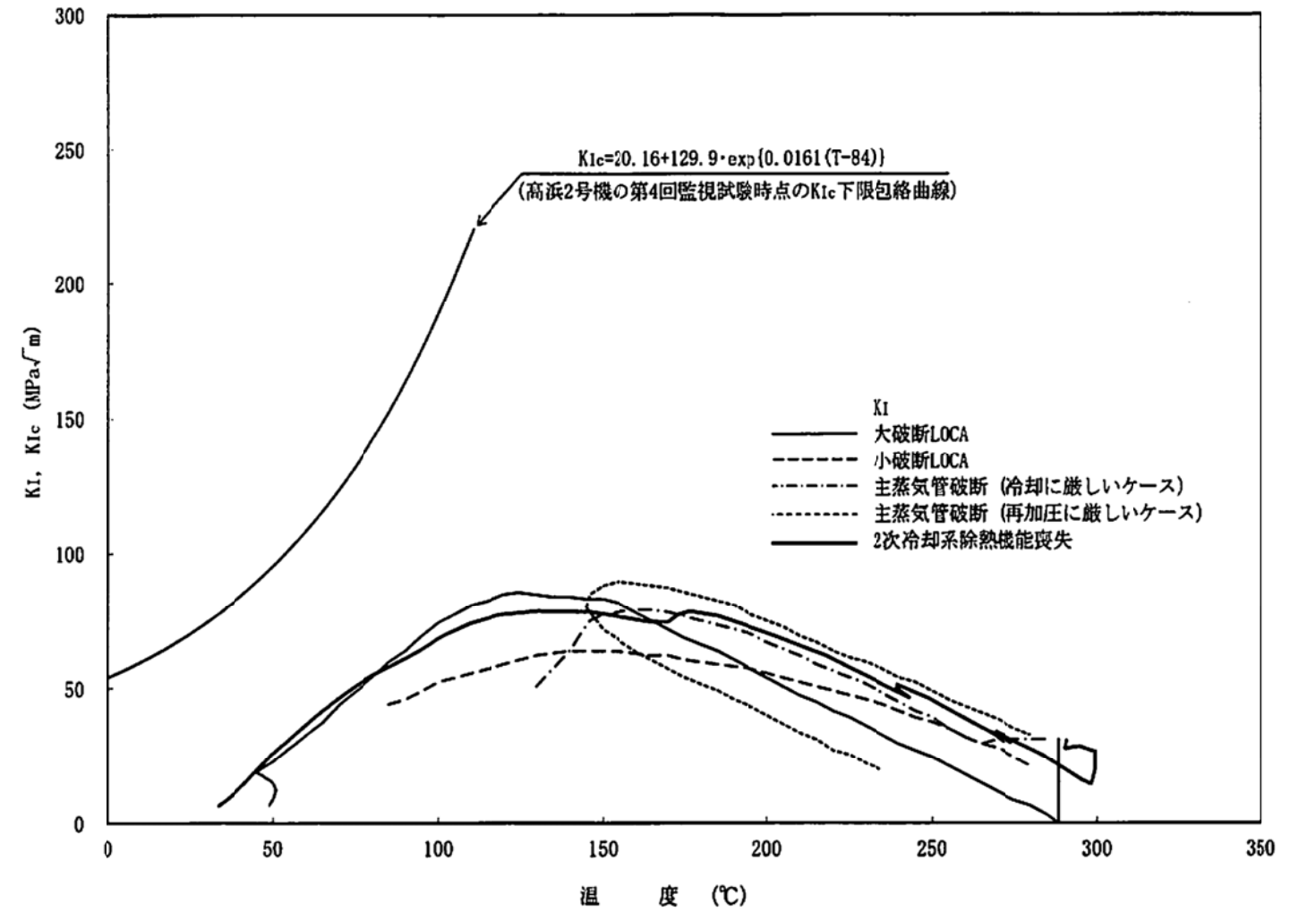
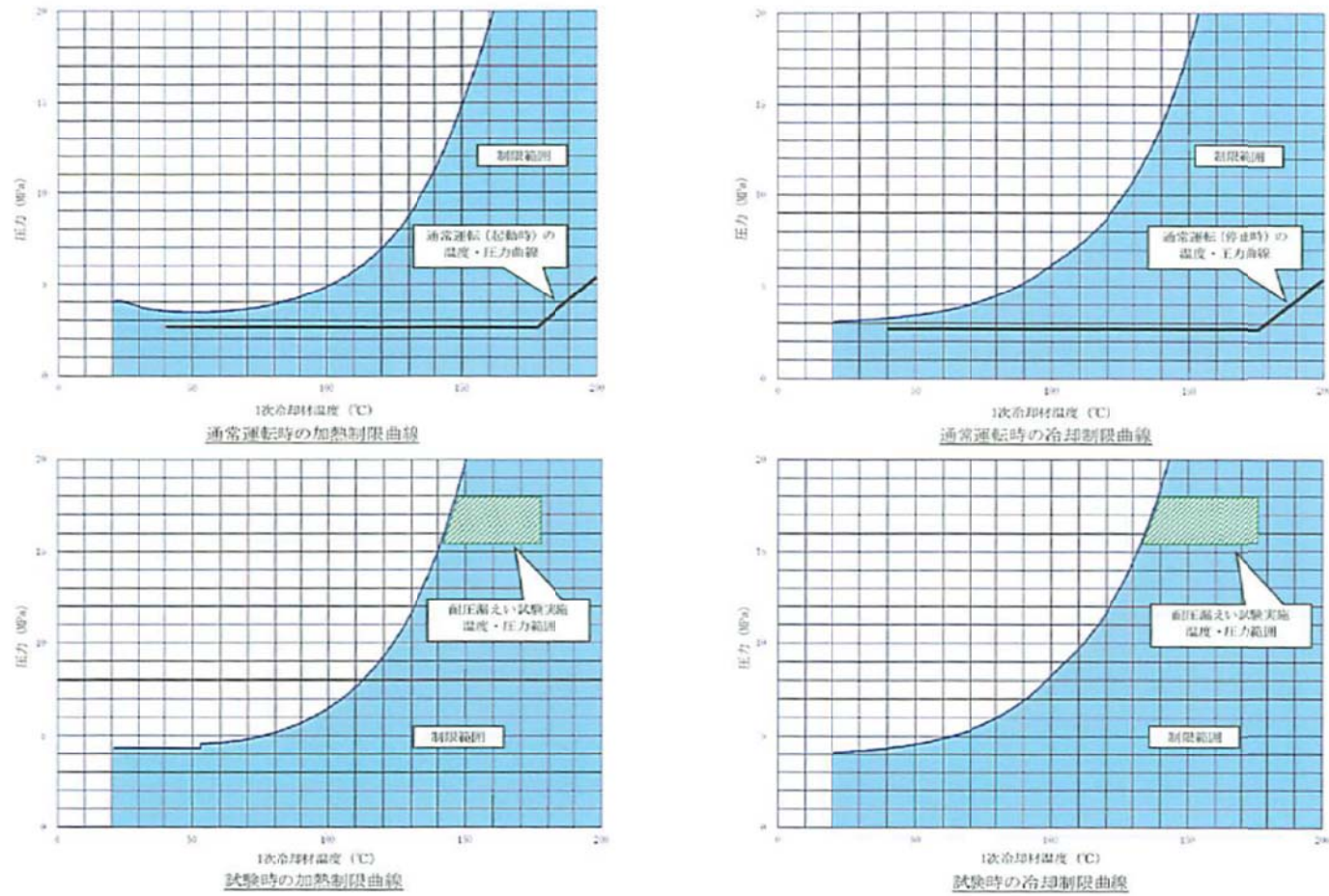


図 2.3-4(3/3) 高浜 2 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対する PTS 評価結果 [照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価]

高浜発電所 1号炉



高浜発電所 2号炉

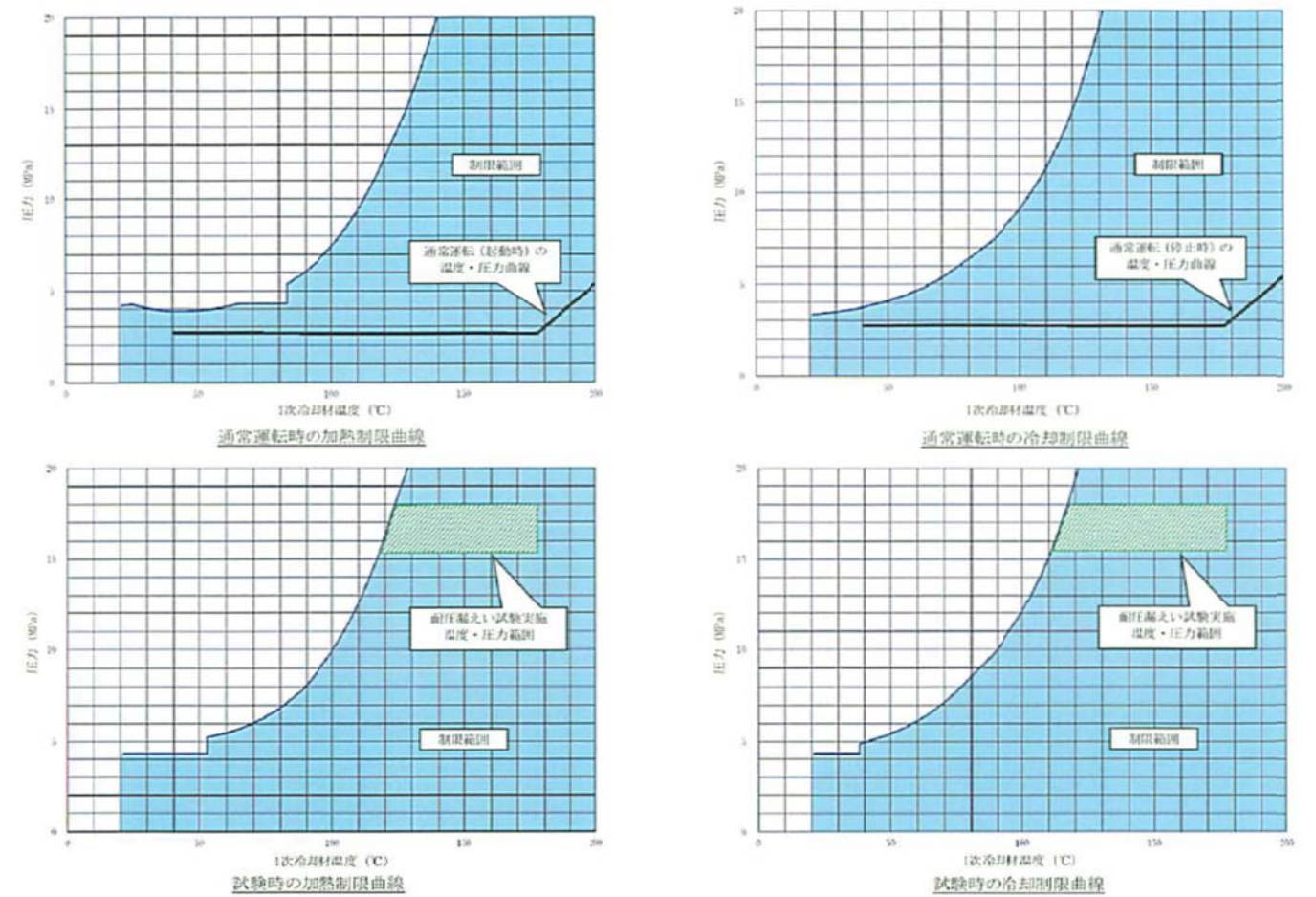


図 2.3-5 高浜 1 号炉 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果 (運転開始後 60 年時点)

図 2.3-5 高浜 2 号炉 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果 (運転開始後 60 年時点)

ii 上部棚吸収エネルギー低下に対する評価

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 (国内 USE 予測式、JEAC4201 附属書 B) 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の予測値を評価した。

その結果、溶接金属については表 2.3-8 のとおり JEAC4206 で要求している 68 J 以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあるが、母材については 68 J 未満になることから、JEAC4206 に基づき弾塑性破壊力学評価を実施した。評価結果を図 2.3-6 に示す。

弾塑性破壊力学評価では、その評価時期の上部棚吸収エネルギーより、材料のき裂進展抵抗 (J_{mat} : 材料にき裂を進展させるのに必要な仕事量に相当) を求める。次にプラントの過渡条件あるいは包絡過渡条件および想定欠陥に対し、き裂進展力 (J_{app} : 与えられた荷重条件により発生する、き裂を進展させるために供給されるエネルギーに相当) を算出する。算出された J_{mat} および J_{app} をき裂進展量 (Δa) に対してプロットし、定められた Δa 量の点で J_{mat} が J_{app} を上回ること、また J_{mat} と J_{app} の交点での J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回ること等により、想定したき裂が不安定破壊には至らないことを確認する。

表 2.3-8 高浜 1 号炉 上部棚吸収エネルギーの予測値 (単位: J)

	方向	初期値	2015年4月時点*1	運転開始後60年時点*1
母材	T方向*2	98	69	65
溶接金属	溶接線に直角方向	158	115	109

*1: 板厚 t の 1/4 t 深さでの予測値
*2: 試験片の長手方向が圧延方向に垂直

表 2.3-8 高浜 2 号炉 上部棚吸収エネルギーの予測値 (単位: J)

	方向	初期値	2013年6月時点*1	運転開始後60年時点*1
母材	T方向*2	141	108	104
溶接金属	溶接線に直角方向	172	113	106

*1: 板厚 t の 1/4 t 深さでの予測値
*2: 試験片の長手方向が圧延方向に垂直

高浜発電所 1号炉

高浜発電所 2号炉

延性き裂進展性評価については、JEAC4206 附属書 G「上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回る原子炉圧力容器の健全性評価方法」を用いて評価を行った。同規格 G-7100 では「供用状態 A、B および C に対する判定基準」が、G-7200 では、「供用状態 D に対する判定基準」が規定されており、これらに従い、供用状態 A、B、C では延性き裂進展性評価として定められた Δa 量 (2.5 mm) の点で J_{mat} が J_{app} を上回る (J_{mat} に対する J_{app} の比が、供用状態 A、B : 約 23%、供用状態 C : 約 83%) こと、またき裂不安定性評価として J_{mat} と J_{app} の交点での J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回る (J_{mat} の傾きに対する J_{app} の傾きの比が、供用状態 A、B : 約 0.1%、供用状態 C : 約 22%) ことを確認した。

また、供用状態 D ではき裂不安定性評価として J_{mat} と J_{app} の交点での J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回る (J_{mat} の傾きに対する J_{app} の傾きの比が約 9%) こと、欠陥深さ評価として延性き裂成長を考慮した欠陥深さが胴部母材厚さの 75% を超えない (約 8%) こと、および塑性不安定破壊評価として塑性不安定破壊が生じないこと (流動応力に対して約 40%) を確認した。

したがって、運転開始後 60 年時点までの中性子照射により上部棚靱性が低下しても、き裂の不安定成長等が起こることはなく、原子炉容器の健全性に問題のないことを確認した。

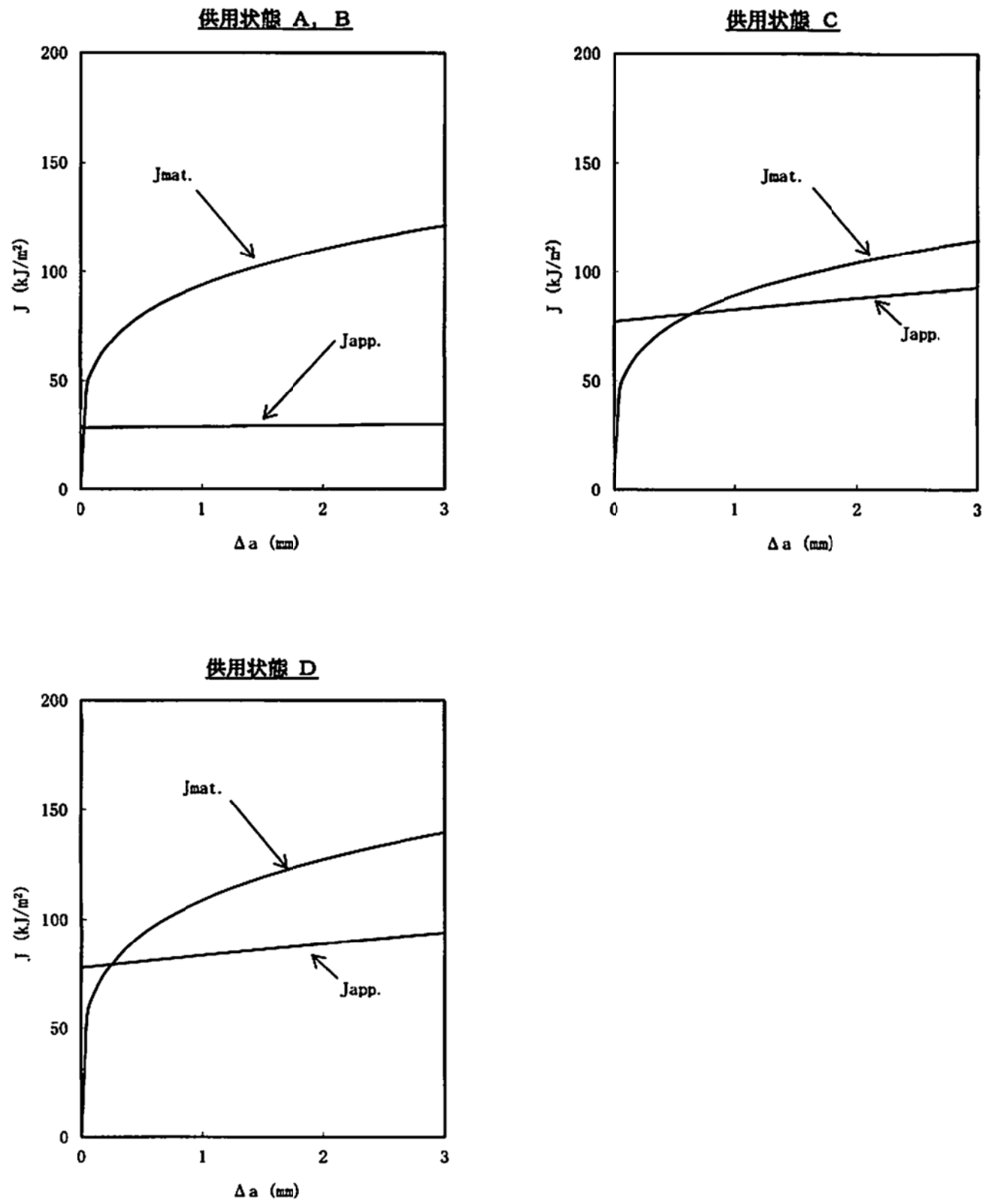


図 2.3-6 高浜 1 号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の破壊力学評価結果

高浜発電所 1号炉

② 現状保全

原子炉容器に対しては、定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

さらに、第 21 回定期検査時（2002 年度）までに胴部の炉心領域溶接部に対し 100%の超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

胴部（炉心領域部）材料の中性子照射による機械的性質の変化については、JEAC4201 に基づいて、計画的に監視試験を実施し、破壊靱性の変化の傾向を把握している。

高浜 1 号炉は、当初監視試験カプセルを 8 体挿入し、現在までに 4 体のカプセルを取り出し、将来の運転期間に対する脆化予測を行っている。

また、監視試験結果から、JEAC4206 に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲（加熱冷却時制限曲線）および耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。ただし、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。

胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認していることから、保全内容として適切である。

c. 高経年化への対応

胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、JEAC4201 に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施していく。

また、監視試験結果から、JEAC4206 に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲（加熱冷却時制限曲線）および耐圧漏えい試験温度を設けて運用していく。

なお、健全性評価の結果から胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第 5 回監視試験を実施する。

高浜発電所 2号炉

② 現状保全

原子炉容器に対しては、定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

さらに、第 27 回定期検査時（2011 年度～）までに胴部の炉心領域溶接部に対し 100%の超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

胴部（炉心領域部）材料の中性子照射による機械的性質の変化については、JEAC4201 に基づいて、計画的に監視試験を実施し、破壊靱性の変化の傾向を把握している。

高浜 2 号炉は、当初監視試験カプセルを 8 体挿入し、現在までに 4 体のカプセルを取り出し、将来の運転期間に対する脆化予測を行っている。

また、監視試験結果から、JEAC4206 に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲（加熱冷却時制限曲線）および耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。ただし、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。

胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認していることから、保全内容として適切である。

c. 高経年化への対応

胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、JEAC4201 に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施していく。

また、監視試験結果から、JEAC4206 に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲（加熱冷却時制限曲線）および耐圧漏えい試験温度を設けて運用していく。

なお、健全性評価の結果から胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第 5 回監視試験を実施する。