

玄海原子力発電所3号炉 高経年化技術評価に係るヒアリング
コメント反映整理表<耐震安全性評価>

2024年1月19日 九州電力株

No	日付	資料名	該当ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
1	2023年6月19日	高経年化技術評価書 本冊	44	長期施設管理方針に炭素鋼について「設備対策を行った場合は」と記載されているが、現時点での設備対策の優先度や時期が決まっていれば説明すること。	現時点で、具体的な設備対策の計画については策定しておらず、いずれの箇所についても机上検討の段階となっている。今後、机上検討を踏まえて、現場確認や減肉管理の状況、許認可手続きの要否を確認した上で、実施時期の具体的検討を行っていく予定としている。	7月25日	7月25日
2	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	2.5、2.6	耐震安全性評価に適用する基準地震動について震源を特定しない地震動(標準応答スペクトルによるSs-6)の抜いを含めて提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-2のとおり。	7月25日	7月25日
3	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	3.2.20	表3.2-15の湿分離加熱器の流れ加速型腐食に対する評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-3のとおり。	8月15日	8月15日
3-1	2023年9月25日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-3	3.2.20	内圧による応力の算出式の出典(例えば、修正Lameの式など)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-3-1のとおり。	10月11日	10月11日
4	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	3.4.42	原子炉容器の胴の中性子照射脆化に対する評価について、耐圧・漏えい検査時における線形破壊力学に基づく評価(炉心領域円筒胴のKICとKI(運転開始後60年時点)の関係の図示を含む)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-4のとおり。	7月25日	7月25日
4-1	2023年9月25日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-4	3.4.42	耐圧・漏えい検査時の応力拡大係数として検査時の温度・圧力ではなく、PTS状態遷移曲線を適用する根拠(「設工認資料-原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」との関係を含む)を提示すること。	耐圧・漏えい検査時における線形破壊力学に基づく評価については、運転開始後60年時点の試験状態においても脆性破壊は起こらないことを示すために、「運転開始後60年時点におけるRV板厚1/4t位置の破壊韧性遷移曲線(K _{IC} カーブ)」及び設工認の試験状態の破壊韧性に対する評価で設定した「耐圧・漏えい検査時の起動・停止時におけるPTS状態遷移曲線(K _{IC} カーブ)」を提示した(コメントNo.4にて回答済)。 線形破壊力学を用いて設定した運転開始後60年時点の耐圧・漏えい検査時の温度・圧力制限曲線を玄海3号炉-耐震安全性評価-4-1のとおり示す。	10月11日	10月11日
4-2	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-4-1	—	BWRの評価手法を参考に、耐圧・漏えい試験時における運転開始後60年時点のKI及びKICの関係を示すこと。	玄海3号炉-耐震安全性評価-4-2のとおり。	1月10日	1月10日
4-3	2024年1月10日	玄海3号炉-耐震安全性評価-4-2	—	本評価と耐震安全性評価におけるPTS事象の評価とは想定欠陥と評価に用いるKIの考え方が異なるため、その旨を追記すること。 また、図3「原子炉容器におけるKIC下限包絡線と耐圧漏えい試験実績のKI評価点」の横軸の「温度」について、具体的に何の温度か記載すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-4-3のとおり。 本内容については補足説明資料に追加する。 [補足説明資料 3号炉 高経年化技術評価(耐震安全性評価)別紙7]		
5	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	3.10.23	表3.10-20の高圧タービン主蒸気入口管の流れ加速型腐食に対する評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-5のとおり。	7月25日	7月25日
5-1	2023年9月25日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-5	3.10.23	許容応力の算出根拠を提示すること。また添付資料-1の解析モデル図に高圧タービン入口と蒸気加減弁の位置を記載すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-5-1のとおり。	10月11日	10月11日
5-2	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-5-1	—	「コメント回答資料5-1」のタイトルを適正化すること。 また、許容応力としてJSMEのSy値を引用しているが、JSMEやSyを引用することの根拠を説明すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-5-2のとおり。 また、玄海3号炉-耐震安全性評価-5-1のタイトル等も修正した。	10月23日	10月23日
6	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	3.13.30	表3.13-19の凝縮器伝熱管の流れ加速型腐食に対する評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-6のとおり。	7月25日	7月25日
7	2023年6月19日	補足説明資料 別紙4	4-3	表4-3の評価用荷重算出に係る(注3)記載の時刻歴解析(CV内)とスペクトル解析(CV外)の具体的適用内容(方法)を提示すること。	CV内は主蒸気主給水管の応答に対し1次冷却設備の影響をうけるため、1次冷却設備及び建屋と主蒸気/主給水管を連成した解析モデルを用いて、サポート間を分布質量としている。またサポートは設計ばね定数として時刻歴解析にて荷重を算出している。 CV外は、CV内と異なり主蒸気/主給水管単体で解析モデルを策定することが可能であり、固定点(端板から固定点までを1つの解析範囲とし、各サポート間(1スパン)に集中質量(1マス)を設定している。またサポート剛性は十分に剛な値とした上で、スペクトルモーダル解析により荷重を算出している。	8月15日	8月15日
7-1	2023年9月25日	補足説明資料 別紙4	—	CV内の時刻歴解析とCV外のスペクトル解析による端板荷重の算出過程を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-7-1のとおり。	10月11日	10月11日

玄海原子力発電所3号炉 高経年化技術評価に係るヒアリング
コメント反映整理表<耐震安全性評価>

2024年1月19日 九州電力株

No	日付	資料名	該当ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
8	2023年6月19日	補足説明資料 別紙8	8-1	1(1)想定欠陥で亀裂の想定部位は下部炉心標上部胴と下部胴の溶接部としていることから、溶接手法の種類及び溶接部と亀裂の位置関係を提示(拡大図示)すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-8のとおり。	7月25日	7月25日
8-1	2023年9月25日	補足説明資料 別紙8	-	「溶接金属中の亀裂」を想定しているが、母材側に想定した場合の評価条件との差異があれば提示すること。	本評価においては、亀裂位置を溶接部としているが、溶接金属と母材を同等とみなして評価を実施しているが、評価上差異が生じる箇所はない。	10月11日	10月11日
8-2	2023年9月25日	補足説明資料 別紙8	8-4	別紙8の表8-2の地震による応力:15.9MPaが補足説明資料(照射誘起応力腐食割れ)の別紙4の「水平2方向を考慮して√2倍して算出した地震による応力:19MPa」と整合しない(19/√2=13.4)理由を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-8-2のとおり。	10月11日	10月11日
8-3	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉- 耐震安全性評価-8-1	-	コメント回答資料8-1について、溶接部の残留応力の影響などを踏まえ、溶接部と母材が同等の評価をできる妥当性を説明すること。	当該溶接部は完全溶け込み溶接であり、溶接部継手効率が1.00となる検査を適用(設計・建設規格2005/2007 表CSS-3150-1参照)しているため、母材と同等の扱いとして評価している。 なお、設計・建設規格による評価においては溶接残留応力は考慮されていない。 溶接残留応力を考慮した評価については、維持規格に基づき、照射誘起型応力腐食割れの補足説明資料に記載している。	10月23日	10月23日
9	2023年6月19日	補足説明資料 別紙12	12-6	添付-2の主給水ポンプタービン低圧駆動蒸気管(B)のFEM評価の具体的な内容を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-9のとおり。	7月25日	7月25日
10	2023年6月19日	補足説明資料 別紙12	12-30	添付-6(3/3)の表下の注記※2が該当する表中項に※2を記載すること。	添付-6(3/3)の表には注記※2が該当する設備はないため、注記※2を削除する。 [補足説明資料 3号炉 高経年化技術評価(耐震安全性評価) 別紙12 p.30]	7月25日	7月25日
11	2023年6月19日	補足説明資料 別紙17	17-1	2.(3)b.高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(△▲事象)で、腐食(ケミカルアンカ)を抽出しない理由を提示すること。	津波監視カメラのケミカルアンカについては、アンカボルトの材質が炭素鋼であり、腐食が想定される(△事象)。大気接触部については、腐食を想定した場合、断面減少による剛性低下は有意であるため、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出しており、耐震安全性評価を実施している。 基礎ボルトの型式(ケミカルアンカ、メカニカルアンカ)を区別するとともに、津波監視カメラのケミカルアンカ(M16)も評価対象となっているため、補足説明資料を修正する。 [補足説明資料 3号炉 高経年化技術評価(耐震安全性評価) 別紙17 p.12]	7月25日	7月25日
12	2023年6月19日	補足説明資料 別紙17	17-1	2.(3)b.高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(△▲事象)で、腐食(基礎ボルト)を◎事象に区分しない理由を提示すること。	取水ビット水位の基礎ボルト(メカニカルアンカ)及び津波監視カメラの基礎ボルト(ケミカルアンカ)のうち材質が炭素鋼の基礎ボルトについては、腐食を想定しており、コメントNo.11のとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象(◎事象)として抽出し、耐震安全性評価を実施している。 基礎ボルトの型式(ケミカルアンカ、メカニカルアンカ)を区別するとともに、取水ビット水位のメカニカルアンカ(M12)及び津波監視カメラのケミカルアンカ(M16)も評価対象となっているため、補足説明資料を修正する。 [補足説明資料 3号炉 高経年化技術評価(耐震安全性評価) 別紙17 p.12] なお、取水ビット水位のうち電波レベル計の基礎ボルト(メカニカルアンカ)については、材質がステンレス鋼であるため、想定される経年劣化事象はない。基礎ボルトの技術評価において、ステンレス鋼を記載しない方針としているが、分かり易さの観点からステンレス鋼についても追記する方針とする。	7月25日	7月25日
13	2023年9月25日	補足説明資料 別紙16	-	CRDM,GT,FJAに係る応答解析、挿入時間解析の入力、挿入抗力の考慮について、川内1号炉の扱いとの比較表を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-13のとおり。	10月11日	10月11日
13-1	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉- 耐震安全性評価-13	-	制御棒挿入性評価について、川内の手法との比較を補足説明資料に追加すること。併せて「従来の手法」が何を指すのか明確にし、整理すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-13-1のとおり。 なお、補足説明資料に追加する。	10月23日	10月23日
13-2	2023年10月11日	補足説明資料	-	「表16 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果」の内容を適正化すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-13-2のとおり。	10月23日	10月23日
14	2023年9月25日	-	-	高経年化技術評価書に記載している代表系統の値より、非代表系統の値の方が大きい箇所がないかを説明すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-14のとおり。	10月11日	10月11日

玄海原子力発電所3号炉 高経年化技術評価に係るヒアリング
コメント反映整理表<耐震安全性評価>

2024年1月19日 九州電力株

No	日付	資料名	該当ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
15	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉- 耐震安全性評価-4-1	—	耐圧漏えい試験の運用方法(運転に関するマニュアル及び試験時の温度・圧力の上昇レートがわかる資料等)について、現地確認の際に提示すること。	耐圧漏えい試験の運用方法(運転に関するマニュアル及び試験時の温度・圧力の上昇レートがわかる資料等)について、現地確認の際に提示し説明した。	12月21日	12月21日
16	2023年11月2日 (審査会合)	補足説明資料 別紙20	—	耐震安全性評価における代表機器のうち、高経年化技術評価書に記載している代表システムの値より、非代表システムの値の方が大きい箇所がある場合、評価書へ併記すること。(低サイクル疲労:固定式配管貫通部端板、1次冷却材系統配管)	玄海3号炉-耐震安全性評価-16のとおり。	12月6日	12月6日
17	2023年12月6日	玄海3号炉-耐震安全性評価-1 6	—	耐震安全性評価で追加した内容は、技術評価にも反映すること	技術評価については、経年劣化として疲労が想定される箇所のうち厳しい箇所を代表として記載している。耐震安全性評価では、技術評価で代表とした箇所に対して耐震性を考慮した評価を実施している。 川内での対応においては、耐震安全性評価における代表機器のうち、技術評価で記載している代表システムの値より、非代表システムの値の方が大きい箇所が確認されたことから、それを耐震安全性評価に追加したものである。 技術評価では、着目すべき劣化事象において適切な代表システムを抽出しており、耐震性を考慮した代表選定ではないことから、耐震安全性評価で追加したシステムを技術評価に反映することは不要と考えるため、現状のままとしたい。なお、本対応については、先行する川内も同様である。	12月15日	12月15日
17-1	2023年12月15日	玄海3号炉-耐震安全性評価-1 7	—	耐震安全性評価で追加した内容について、技術評価へ記載すること。	低サイクル疲労の補足説明資料の本文及び別紙7に追加した。 [補足説明資料 3号炉 高経年化技術評価(低サイクル疲労)p19,20 別紙7]	1月10日	1月10日
18	2023年12月6日	玄海3号炉-耐震安全性評価-1 6	—	1次冷却系統配管の疲労割れの評価について、技術評価と耐震安全性評価の値の差異について説明すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-18のとおり。	12月15日	12月15日
19	2023年12月6日	玄海3号炉-耐震安全性評価-1 6	—	端板の疲労割れの評価について、耐震安全性評価で追加した内容の計算過程は補足説明資料の別紙4にも反映すること。	端板の疲労割れの評価を補足説明資料の別紙4に追加した。 [補足説明資料 3号炉 高経年化技術評価(耐震安全性評価) 別紙4]	12月15日	12月15日
20	2023年12月22日	補足説明資料 別紙1	—	耐震安全性評価に反映した工事を示すこと。	補足説明資料の別紙1に追加した。 [補足説明資料 3号炉 高経年化技術評価(耐震安全性評価) 別紙1]	1月10日	1月10日

玄海3号炉－耐震安全性評価－4－3

【玄海3号炉－耐震安全性評価－4－2 (R1)】

<p>タイトル</p>	<p>BWRの評価手法を参考に、耐圧・漏えい試験時における運転開始後60年時点のK_I及びK_{IC}の関係を示すこと。</p>
<p>説明</p>	<p>1. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の評価対象</p> <p>本資料では、中性子照射脆化を考慮した原子炉容器について、耐圧漏えい試験時に地震が発生した場合の健全性を確認する。評価対象は、中性子照射脆化に係る技術評価において代表としている原子炉容器胴部（炉心領域部）とする。</p> <p>評価対象である原子炉容器胴部において、線形破壊力学に基づく評価を実施するにあたり、円筒部に対する想定欠陥の方向（軸方向、周方向）及び地震荷重の有無を考慮する。ここで、周方向応力（軸方向欠陥想定）及び軸方向応力（周方向欠陥想定）の熱応力はほぼ同等であるが、内圧による応力は、周方向応力の方が2倍大きくなる。よって、耐圧漏えい試験時においては、軸方向想定欠陥を用いた評価は周方向想定欠陥を用いた評価に比べ保守的となる。そのため、軸方向想定欠陥を用いた評価を以下の2ケースにて実施する。</p> <p>ケース1：軸方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ） ケース2：軸方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）</p> <p>なお、耐震安全性評価におけるPTS事象に対する応力拡大係数（K_I）は、保守的に周方向欠陥を想定して軸方向荷重に対するK_Iを算出し、軸方向欠陥に対して算出した内圧＋熱応力によるK_Iに加算している。</p> <p>また、JEAC4206 附属書Aの解説において、「炉心領域胴については、地震荷重により発生する応力は軸方向応力であり、非延性破壊防止評価上支配的な応力（周方向応力）と応力の方向が異なること並びに胴の断面係数は非常に大きく、その発生応力は非常に小さいことから、地震荷重の影響は無視できると考えられる。」と記載されている。本解説の通り、地震荷重により発生する軸方向応力は非常に小さいことから、軸方向欠陥への影響はなく、ケース1とケース2は同一の結果となる。</p> <p>2. 耐圧漏えい試験時の加熱・冷却制限曲線</p> <p>本項では、原子炉容器胴部（炉心領域部）について、現行運転管理(30EFPY)及び運転開始後60年時点(50.5EFPY)の関連温度を算出し、耐圧漏えい試験時における加熱制限曲線（図1）及び冷却制限曲線（図2）を設定する。最低温度要求の制限線については、耐圧漏えい試験時の場合、以下のとおりとなる。</p>

- ・26°Cの制限線（加熱・冷却時）

供用前耐圧試験圧力の20%以下の圧力（ $\leq 3.89\text{MPa}$ ）が負荷される状態における温度制限であり、原子炉容器の最低使用温度に計測誤差を見込み、設定している。

- ・28°Cの制限線（加熱時）及び27°Cの制限線（冷却時）

供用前耐圧試験圧力の20%を上回る圧力（ $> 3.89\text{MPa}$ ）が負荷される状態における温度制限であり、JEAC4206 表FB-4100-1に基づき設定される金属温度を、運用値であるRCS温度に換算して計測誤差を見込み、設定している。

また、図1及び図2に至近（第16回）の定期事業者検査における耐圧漏えい試験の温度及び圧力の実績を示す。

3. 耐圧漏えい試験時の K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I の関係

原子炉容器胴部（炉心領域部）について、線形破壊力学評価上最も厳しい条件となる供用状態C,Dに対し、JEAC4206 附属書Cに定められた加圧熱衝撃（PTS）評価手法及び技術基準規則解釈別記-1に基づく評価を実施している。本項では、耐圧漏えい試験時の K_I を算出し、現行運転管理（30EFPY）及び運転開始後60年時点（50.5EFPY）の K_{Ic} 下限包絡曲線の関係を示す（図3）。また、図3に至近（第16回）の定期事業者検査における耐圧漏えい試験の圧力に基づく K_I 及び温度の実績を示す。

K_{Ic} 下限包絡曲線については、JEAC4206-2007 附属書A「A-3222 材料の破壊靱性(1)」にて示される $K_{Ic}=36.48+22.78\exp[0.036(T-RT_{NDT})]$ を用いており、「A-3225 許容基準」に基づく K_{Ic} と K_I の関係より、耐圧漏えい試験における圧力・温度制限の要求を満足することを確認する。

図3より、 $K_{Ic}>K_I$ を満足することから、原子炉容器の中性子照射を考慮した耐震安全性評価の結果、問題ないことを確認した。

以上

試験時の加熱制限曲線

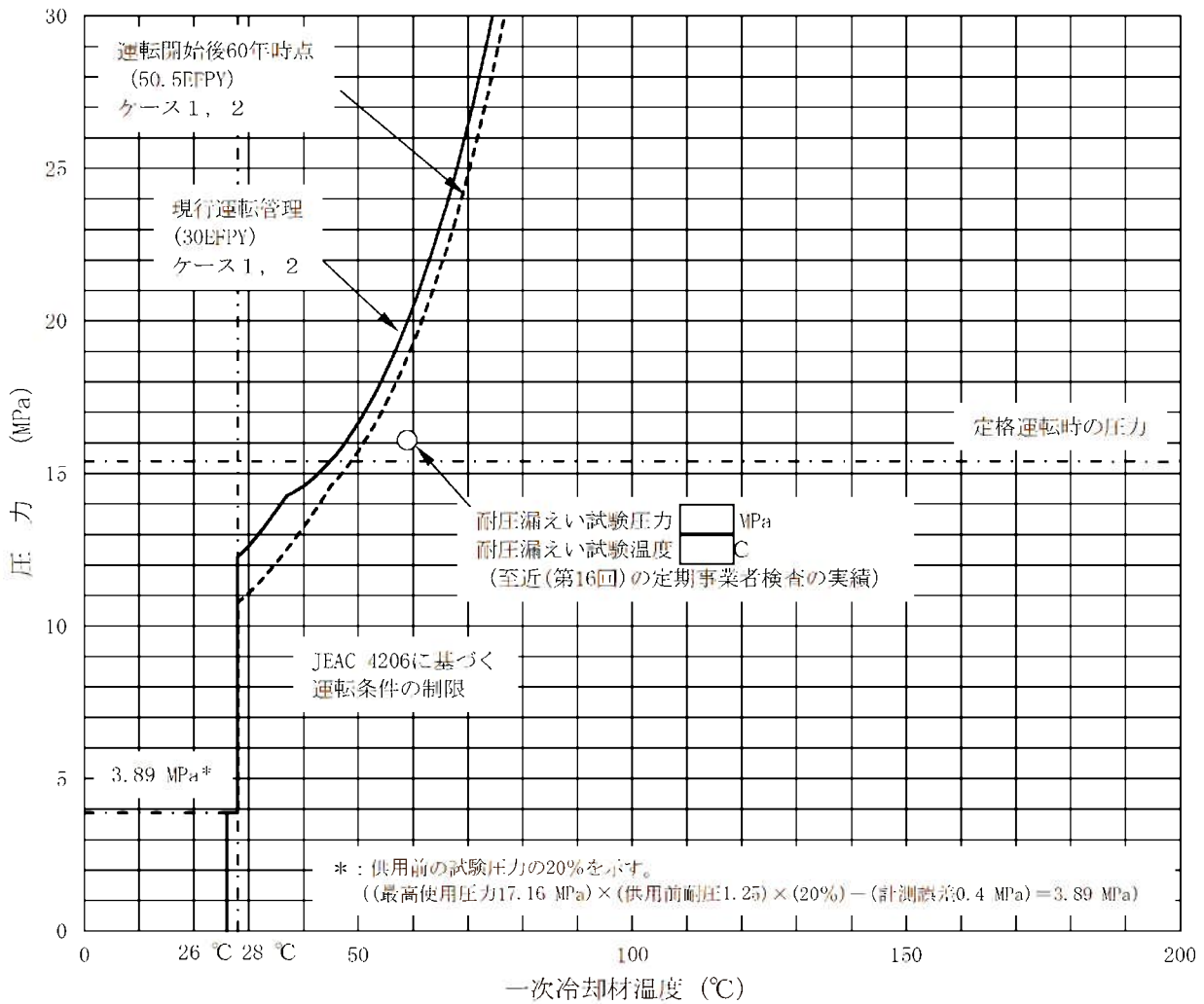


図1 試験時の加熱制限曲線

①評価条件

適用期間	50.5 EFPY	30EFPY
適用加熱率	27.8 °C/h 以下	27.8 °C/h 以下
安全率(A)	1.5	1.5
安全率(B)	1.0	1.0
破壊靱性	K _{IC}	K _{IC}
RT _{NDT} (1/4)	2°C	-4°C
RT _{NDT} (3/4)	-9 °C	-11°C

②計測誤差

計測誤差(P)	0.4 MPa	0.4 MPa
計測誤差(T)	5 °C	5 °C

上記のグラフは、①による評価結果に対して②を見込んだ値を示すものである。

安全率A : 供用状態A, Bでの一次応力による応力拡大係数に係る安全率

安全率B : 供用状態A, Bでの二次応力による応力拡大係数に係る安全率

□内は機密に係る事項ですので公開できません。

試験時の冷却制限曲線

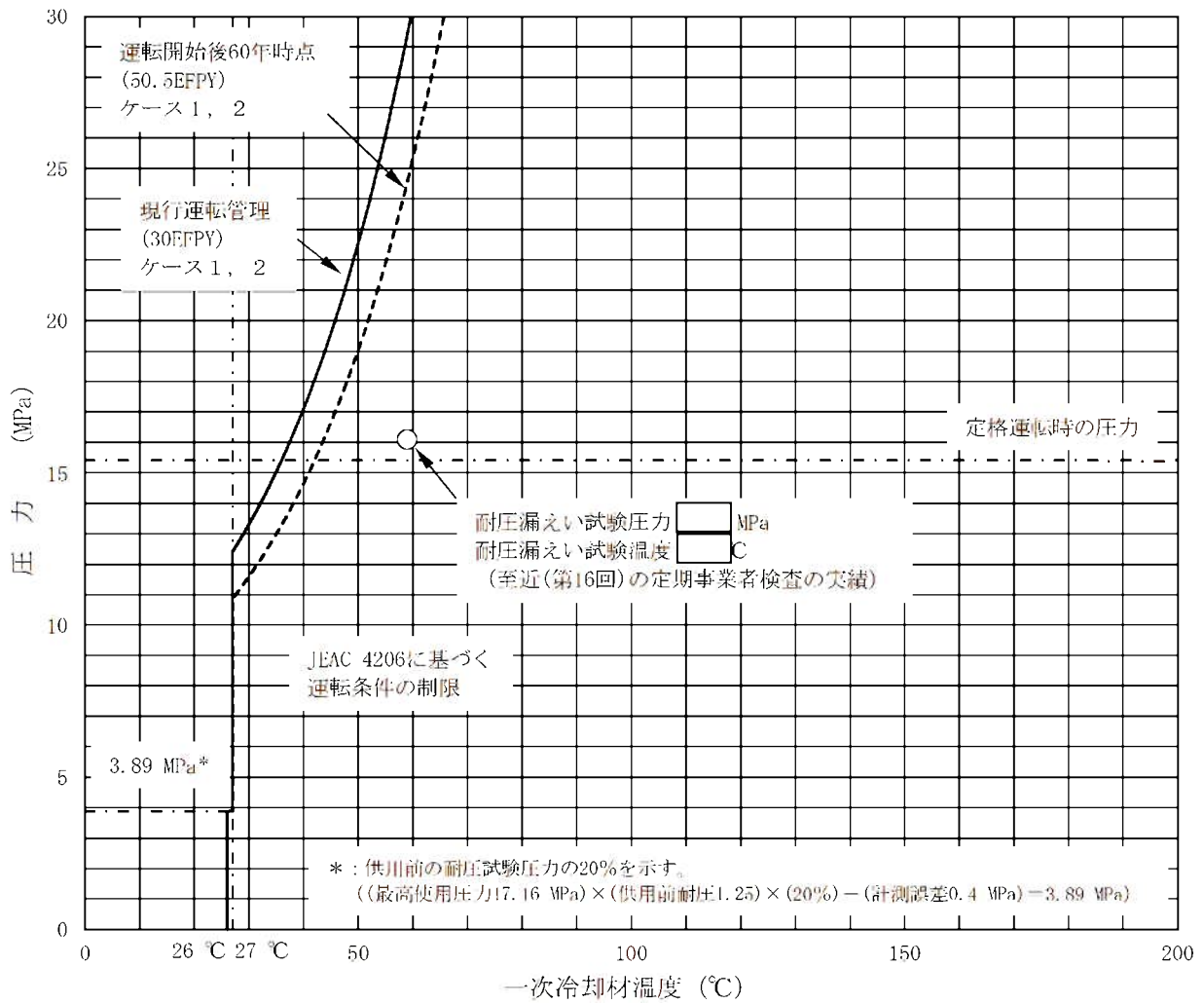


図2 試験時の冷却制限曲線

①評価条件

適用期間	50.5 EFPY	30EFPY
適用冷却率	27.8 °C/h 以下	27.8 °C/h 以下
安全率(A)	1.5	1.5
安全率(B)	1.0	1.0
破壊靱性	K _{IC}	K _{IC}
RT _{NDT} (1/4)	2°C	-4°C
RT _{NDT} (3/4)	-9 °C	-11°C

②計測誤差

計測誤差(P)	0.4 MPa	0.4 MPa
計測誤差(T)	5 °C	5 °C

上記のグラフは、①による評価結果に対して②を見込んだ値を示すものである。

安全率A：供用状態A、Bでの一次応力による応力拡大係数に係る安全率

安全率B：供用状態A、Bでの二次応力による応力拡大係数に係る安全率

□ 内は機密に係る事項ですので公開できません。

耐圧漏えい試験時の K_{Ic} 下限包絡曲線と実績の K_I 評価点

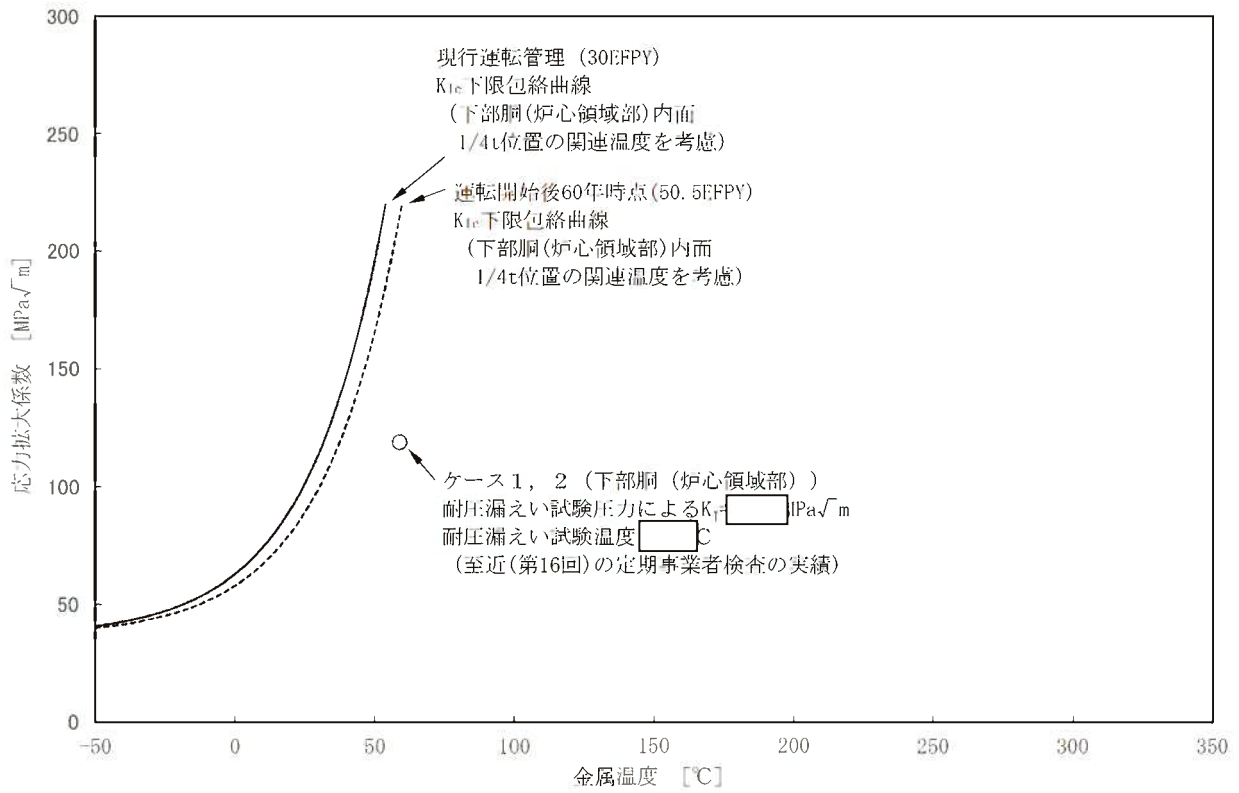


図3 原子炉容器における K_{Ic} 下限包絡曲線と耐圧漏えい試験実績の K_I 評価点

[] 内は機密に係る事項ですので公開できません。