

資料9

平成24年2月13日
九州電力株式会社

玄海1号機原子炉容器の健全性に関する委員コメントに対する回答リスト








No.	質問内容	質問者
1	シャルピー破面観察結果(母材の照射前～4回試験)を提示すること。	渡邊委員
2	照射量と硬さの関係は知られていることなので、硬さの試験結果も出してほしい。	渡邊委員
3	監視試験片及びシャルピー試験装置についてきちんと言理されているのか?過去の分も検討してほしい。	渡邊委員
4	監視試験片に関する試験は限られた試験研究機関で実施しているため、信頼性に不安がある。	渡邊委員
5	転位ループの数密度の算出方法及び脆化への寄与が小さいとしたことについて、詳細に説明すること。	渡邊委員
6	資料3の18頁左のグラフの $V_{1/2}$ と ΔRT_{opt} の図に玄海1号第3、4回データをプロットすること。	箕島委員
7	資料3の20頁のアトムプロブ測定において、Ni、Mnのデータを開示してほしい。	阿部委員
8	資料3の21頁のアトムプロブ観察結果を、Cu主体のものとNi、Mn主体のもので区別して提出すること。	阿部委員
9	3回、4回の監視試験片の化学成分分析値について、他の成分についても開示してほしい。	阿部委員
10	プラントの運転状態(中性子束)の履歴(3～4回試験片位置)を提出すること。	阿部委員
11	原子炉容器内の化学成分にばらつきがあるのではないかと危惧している。特に70年代に作られた玄海1号機のような古いプラントは、製造方法が確立されていなかったため、ばらつきが大きいのではないかと。当時の記録を調べることは出来ないか?	井野委員
12	高経年化技術評価書で公開した K_{IC} 曲線とホームページで公開した K_{IC} 曲線を比べると大きな違いが見える。第3回と第4回の試験片取り出しで大きく関連温度が上昇したのに、 K_{IC} 曲線に大きな違いがないのは理解できない。	井野委員

玄海1号機原子炉容器の健全性に関する委員コメントに対する回答

1	<p>シャルビー破面観察結果（母材の照射前～4回試験）を提示すること。</p>
回答	<p>シャルビー破面観察結果はメーカー報告書に記載されており、シャルビー衝撃試験を実施した温度とその破面写真は別紙のとおりです。</p> <p>なお、いずれの破面においても、遷移温度領域を境に低温側は平滑な面である脆性破面を、高温側では繊維状な面である延性破面を示す傾向にあり、特異性は認められていません。</p> <p>(注) 脆性破面：多くの結晶粒がへき開破壊又は脆性破壊して輝いてみえる破面 遷移温度領域：破面の外観が延性から脆性(又は脆性から延性)に変化するなどの現象に対応する温度領域 延性破面：繊維状にせん断破壊し、にぶく輝きのない破面</p>

照射前試験 シャルビー 衝撃試験温度 [°C]	破面写真	脆性破面の傾向 延性破面の傾向
-100		脆性破面の傾向
-75		脆性破面の傾向
-50		脆性破面の傾向
-30		脆性破面の傾向
-12 (-4)		脆性破面の傾向
8		脆性破面の傾向
25		脆性破面の傾向
50		脆性破面の傾向
75		脆性破面の傾向
100		脆性破面の傾向

注) () 内の数値は延性破面率が50%となる温度

第1回監視試験 シャルピー 衝撃試験温度 [°C]	破面写真
-12	
10	
12	
35	
60	
80	
100	

(43)

注) () 内の数値は延性破面率が50%となる温度

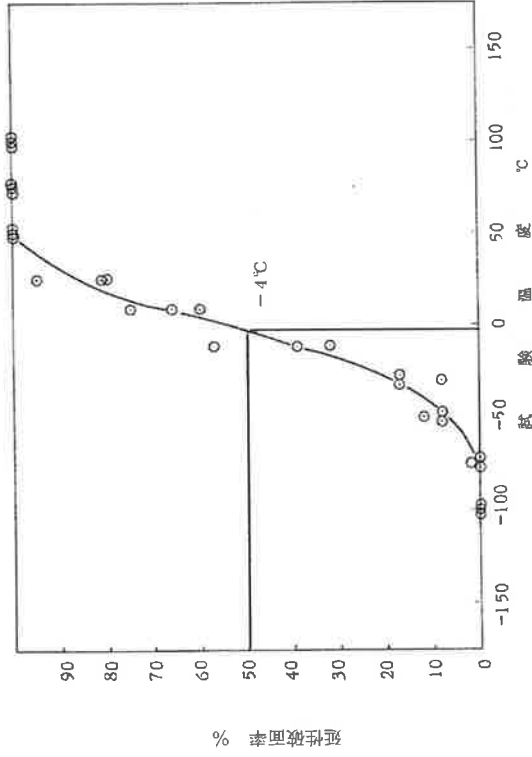


図1 照射前試験の延性破面率

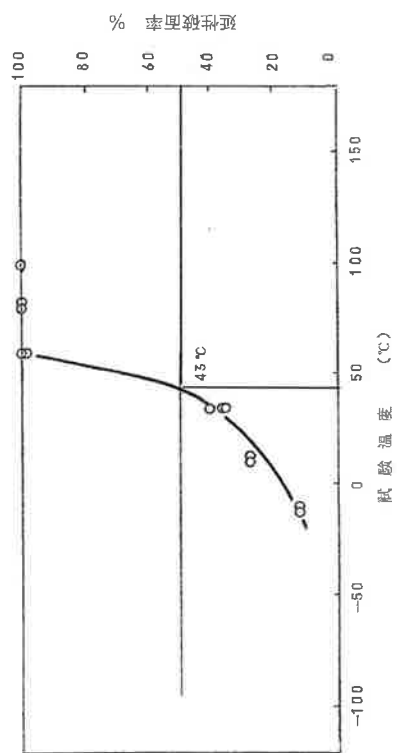


図2 第1回監視試験の延性破面率

第2回監視試験		破面写真	
シャルピー 衝撃試験温度 [°C]			
-12			<p>脆性破面の傾向</p> <p>延性破面の傾向</p>
16			
18			
50	(45)		
75			
100			
130			

注) () 内の数値は延性破面率が50%となる温度

第3回監視試験

シャルピー 衝撃試験温度 [°C]	破面写真	脆性破面 の傾向
-10		↑ ↓
25		
50		
75		
100		
120		

注) () 内の数値は延性破面率が50%となる温度

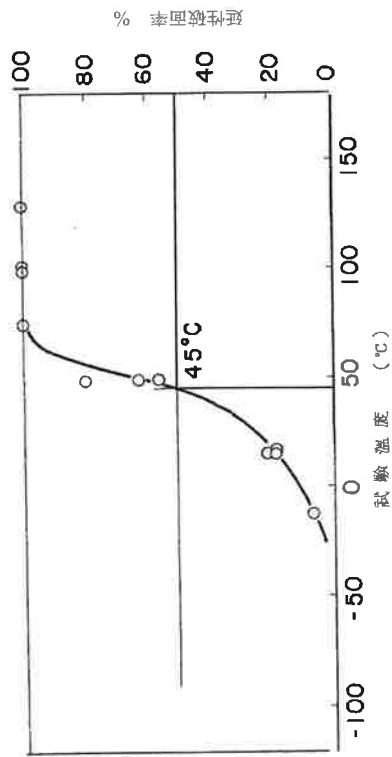


図3 第2回監視試験の延性破面率

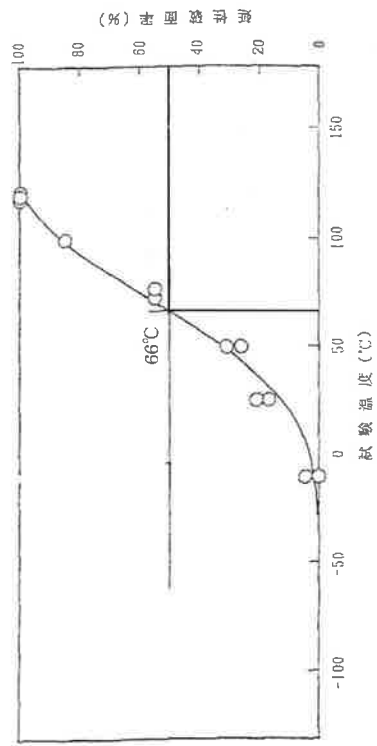


図4 第3回監視試験の延性破面率

第4回監視試験

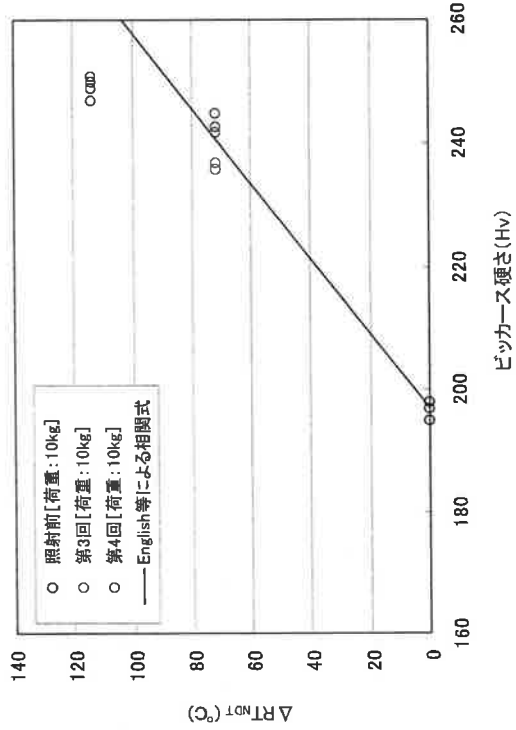
シャルピー 衝撃試験温度 [°C]	破面写真	脆性破面 の傾向
60		脆性破面 の傾向 延性破面 の傾向
80		
100		
120		
140		

注) () 内の数値は延性破面率が50%となる温度

2 照射量と硬さの関係は知られていることなので、硬さの試験結果も出してほしい。

現在、保管されている照射前（保管材）、第3回及び第4回監視試験片（シャルピー衝撃試験片の残材）について実施した硬さ試験の結果を以下に示します。

	ビッカース硬さ試験結果 [HV]
照射前	195,198,197,197,198
第3回	236,237,242,243,245
第4回	247,249,250,251,249



回答

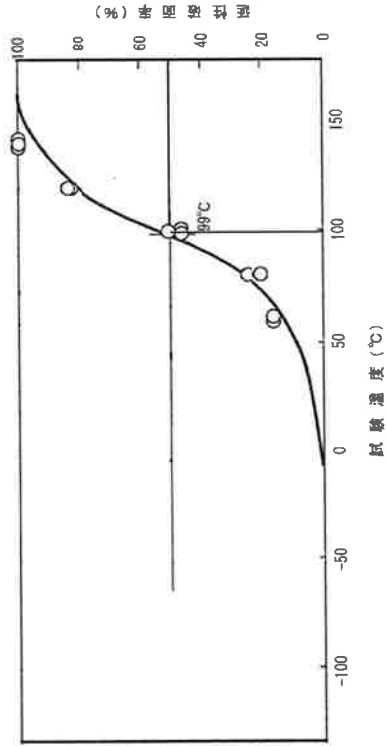


図5 第4回監視試験の延性破面率

<p>3</p> <p>監視試験片及びシヤルビー試験装置についてきちんとして管理されているのか？過去の分も検討してほしい。</p>	<p>監視試験片は、採取位置及び個々の番号を示した図面に基づいて採取・加工し、試験片の寸法等の検査を実施し記録しています。また、試験片をカプセルに組み込む際は、組み込み位置と試験片番号を照合しています。</p> <p>シヤルビー試験装置は、昭和47年8月ニュークリア・デベロップメント株のホットセル内に1台設置され継続使用されており、同じ試験装置を使用してシヤルビー試験を実施しています。</p> <p>シヤルビー試験装置は、検査機関（日本海事協会、ASTM）による検査を年1回受けており、試験装置として問題ないことを確認しています。</p>
<p>回答</p>	

<p>4</p> <p>監視試験片に関する試験は限られた試験研究機関で実施しているので、信頼性に不安がある。</p>	<p>監視試験片は放射性物質であるため、適切な放射線管理区域を有する限られた試験研究機関で試験を実施しなければなりません。ニュークリア・デベロップメント株式会社（以下、「NDC」という。）及び財団法人電力中央研究所（以下、「電中研」という。）は、国による公的研究も行っている適切な試験設備及び技術能力を有した機関です。</p> <p>監視試験片のシヤルビー衝撃試験を実施したNDCにおいては、国による「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験」において、シヤルビー衝撃試験を実施した実績があります。</p> <p>監視試験片のミクロ組織観察を実施した電中研においては、国による「高照射量領域の照射脆化予測」プロジェクトでミクロ組織観察を実施した実績があります。その照射脆化研究の成果は広く IGRDM (International Group of Radiation Damage Mechanism)等の国際会議の場でも評価されており、中立的な学術研究機関として広く認知されています。</p>
<p>回答</p>	

5 転位ループの数密度の算出方法及び脆化への寄与が小さいとしたことについて、詳細に説明すること。

転位ループの数密度は、透過電子顕微鏡 (TEM) を用い特定の回折条件により撮影した明視野像及び暗視野像から、それぞれ黒及び白の明確なコントラストを有する粒子の数をカウントし、その数を観察した体積で除すると共に補正係数を乗ずることによって算出を行っています。特定の回折条件で観察されない転位ループ分を少なく見積もることがないよう補正係数を 1.5 としています。
上記の算出方法を式で表すと以下のようになります。

$$N = v \cdot \frac{C}{S \cdot t}$$

- N : 転位ループの数密度 (m⁻³)
- v : 1.5 (観察できない転位ループに関する補正係数)
- C : TEM 写真上の転位ループのカウント数
- S : TEM 写真の観察面積 (nm²)
- t : 試料厚さ (nm)

今回参考として行った、転位ループの脆化寄与の評価は、「高線量領域の照射脆化予測に関する報告書、(独) 原子力安全基盤機構」での評価を参考に以下のとおり行っています。

Orowan モデル：
$$\Delta\sigma_y = \alpha \cdot M \cdot \mu \cdot b \cdot \sqrt{N} \cdot d$$

$$\Delta\sigma_y \rightarrow \Delta T \text{換算}^{[1]} : \Delta T_{410} = 0.5 \cdot \Delta\sigma_y \quad (\text{母材})$$

- α : 0.1^[2] (欠陥の種類による係数)
- M : 3.06^[3] (テラー係数)
- μ : 80 GPa (剛性率)
- b : 0.248 nm (転位のバースーガスベクトル)
- N : 転位ループ数密度 (m⁻³)
- d : 転位ループ直径 (m)

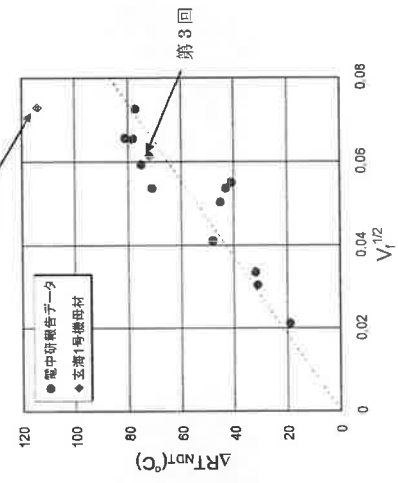
上記のモデルを使って第 3 回及び第 4 回の観察結果から転位ループに起因する遷移温度上昇量を推定した結果を以下の表に示します。それぞれ約 4℃及び約 7℃と評価され転位ループの遷移温度上昇量への寄与は小さいと言えます。

試験回	平均直径 (nm)	数密度 (m ⁻³)	Δσ _y (MPa)	ΔT ₄₁₀ (°C)
第 3 回 (母材)	2.7	6.6 × 10 ²⁰	約 8	約 4
第 4 回 (母材)	3.2	1.6 × 10 ²¹	約 14	約 7

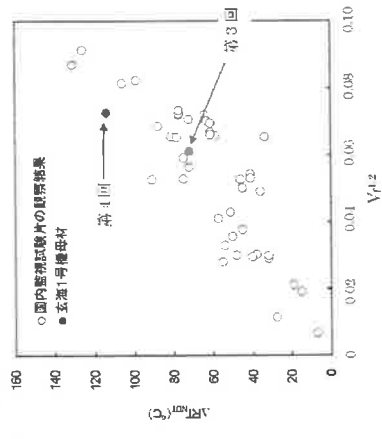
【参考文献】
 [1] G.R. Odette, P.M.Lombrozo, J.F. Perrin, and R.A. Wullaert, EPRI NP-3319, 1984.
 [2] G.S. Was, " Fundamentals of Radiation Materials Science, Metals and Alloys," Springer Berlin Heidelberg New York, 2007.
 [3] R.E. Stoller and S.J. Zinkle, Journal of Nuclear Materials, 283-287, pp.349-352, 2000.

6 資料 3 の 18 頁の左のグラフの V_f^{1/2} と ΔRT_{NP} の図に玄海 1 号第 3、4 回データをプロットすること。

18 頁の種中報告書のデータは平成 18 年 12 月末までの国内監視試験データです。それ以後も照射脆化に係る知見の充実と脆化予測法の妥当性検証を目的として、監視試験片のミクロ組織観察を継続的に実施し、平成 18 年時点よりも多くのデータを取得しています。それぞれのデータに第 3 回及び第 4 回監視試験結果を記載した結果を示します。図に示すように、最新の国内データを用いた場合、玄海 1 号機のデータは概ね相関が見られます。



種中報告書 (1/23 説明資料)



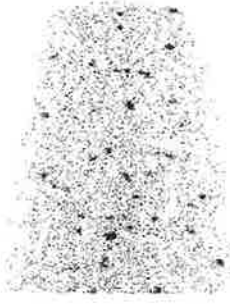
最新国内データを反映した結果

回答

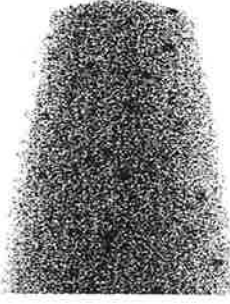
7	資料3の20頁の原子プローブ測定において、Ni、Mnのデータを開示してほしい。
回答	<p>別紙にNi、Mnを含めた元素ごとの分布図を示します。 Cu、Ni、Mn、Siの溶質原子クラスターは数、大きさともに若干の増加が見られますが、特異な増加は観察されていません。 なお、第3回のPに観察されるものは粒界への偏析ではなく、転位への偏析です。</p>

第3回

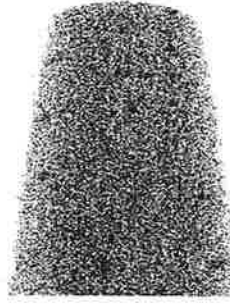
Cu



Ni

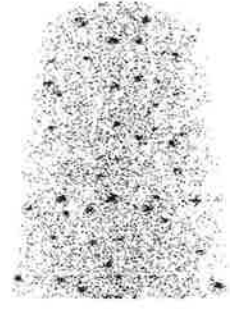


Mn

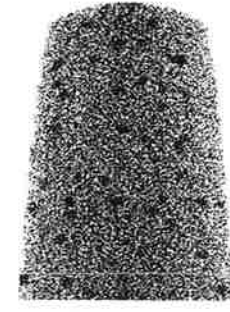


第4回

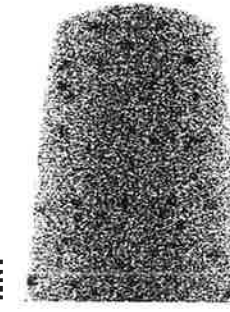
Cu



Ni



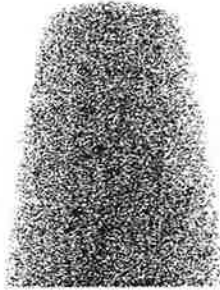
Mn





第3回

Si

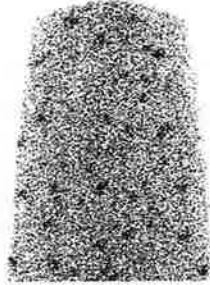


P

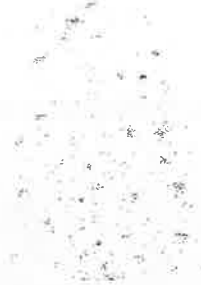


第4回

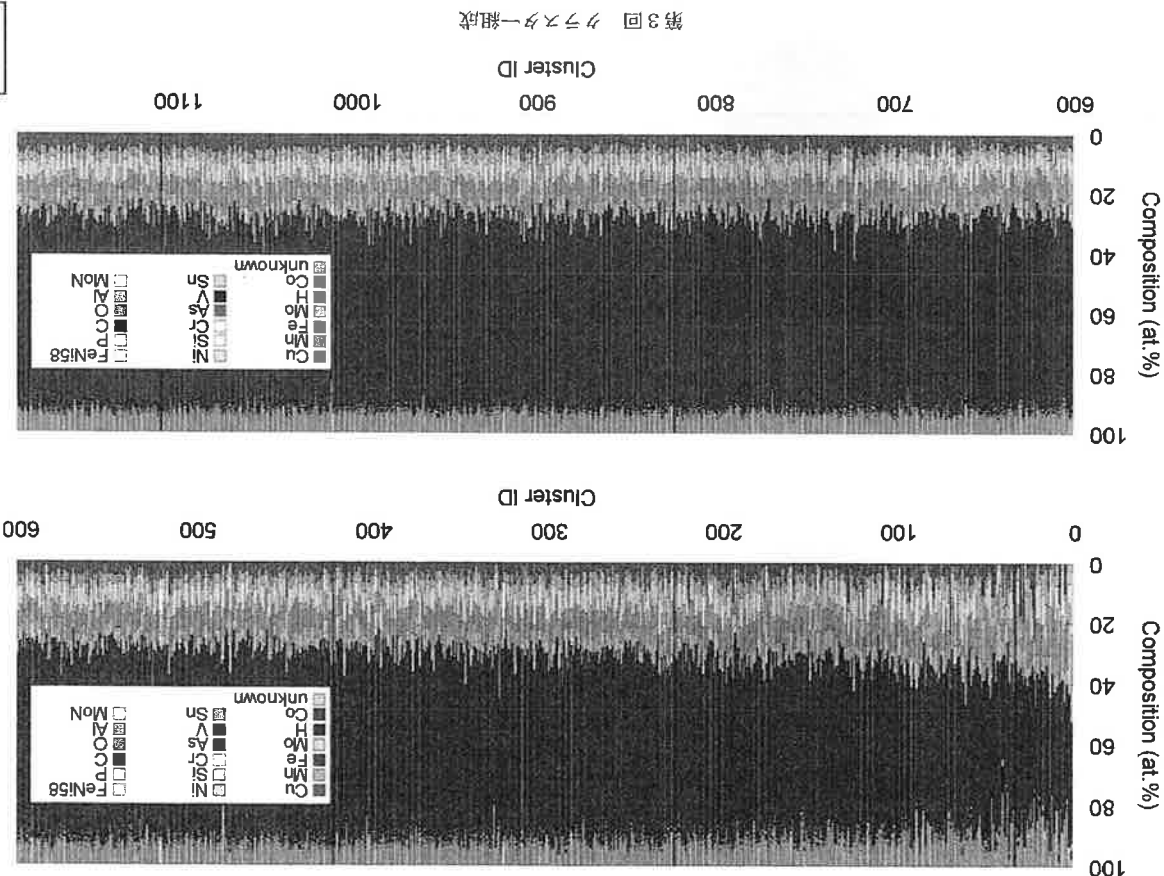
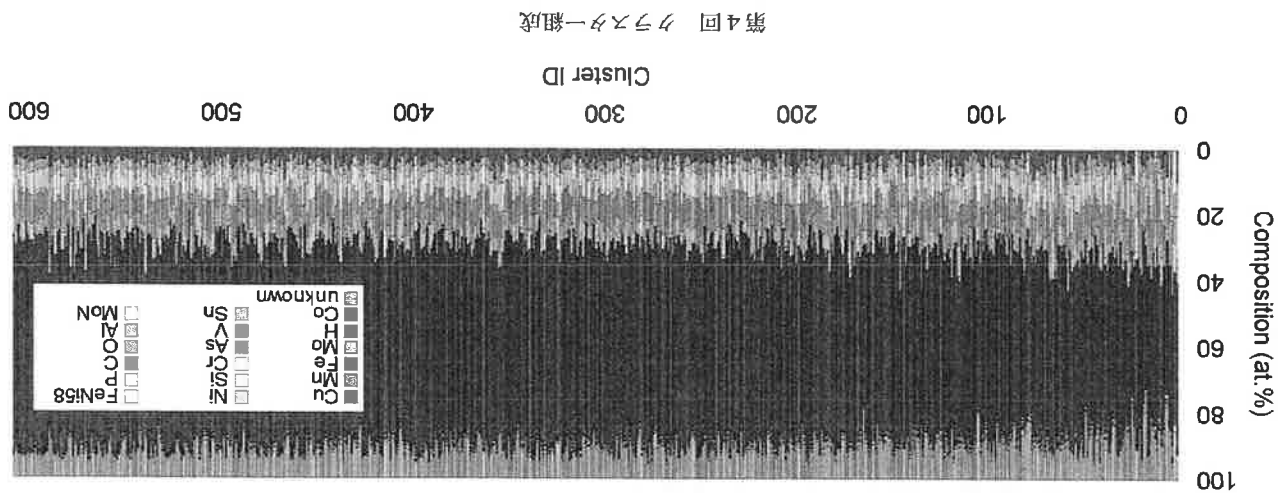
Si



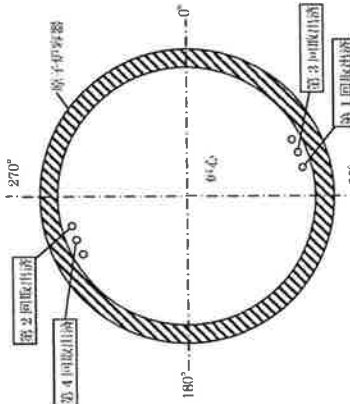
P



8	資料3の21頁のアトムプローブ観察結果を、Cu主体のもとNi、Mn主体のもので区別して提出すること。
回答	<p>第3回及び第4回の監視試験片で観察したクラスターの組成を別紙に示します。横軸に観察したクラスターの個数、縦軸にそのクラスターの化学組成を記載しており、グラフ中の細い棒1本が1個のクラスターを表しています。なお、第3回及び第4回監視試験片に対してはそれぞれ約1200個及び約600個のクラスターについて観察しており、クラスターの直径が小さい順にクラスターIDを取っています。</p> <p>凡例にあるように、赤色がCu、黄土色がNi、薄い紫がMnの化学組成を示しています。</p> <p>このグラフから、第3回から第4回にかけてCuを含まないクラスターが新たに形成され有意に増加していないことを確認しています。</p> <p>また、ほとんどのクラスターにCuは含まれており、Cuを含まないNiやMnを主体とするクラスターはほとんど観察されていません。</p>



詳細

<p>10</p> <p>プラントの運転状態（中性子束）の履歴（3～4回試験片位置）を提出すること。</p>	<p>第3回及び第4回監視試験のドシメータ実測値から算出した平均の中性子束は以下のとおりです。</p> <p>第3回試験片：9.1×10^{10} (n/cm²/s) 第4回試験片：8.2×10^{10} (n/cm²/s)</p> <p>監視試験片位置での中性子束は、燃料の装荷パターンにより若干変動しますが、中性子束の変動は、最大で20%程度と考えられます。</p>  <p>回答</p>
--	---

<p>9</p> <p>3回、4回の監視試験片の化学成分分析値について、他の成分についても開示してほしい。</p>	<p>第3回、第4回監視試験片も含めた化学成分分析値は以下のとおりです。</p> <table border="1" data-bbox="462 1276 845 2016"> <thead> <tr> <th></th> <th>Cu</th> <th>Ni</th> <th>Mn</th> <th>Mo</th> <th>Si</th> <th>P</th> <th>S</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>日本製鋼所 溶鋼分析※1</td> <td>0.12</td> <td>0.56</td> <td>1.41</td> <td>0.50</td> <td>0.23</td> <td>0.010</td> <td>0.015</td> </tr> <tr> <td>日本製鋼所 製品分析※1</td> <td>0.12</td> <td>0.57</td> <td>1.43</td> <td>0.51</td> <td>0.25</td> <td>0.012</td> <td>0.012</td> </tr> <tr> <td>三菱重工業 製品分析※2</td> <td>0.12</td> <td>0.56</td> <td>1.48</td> <td>0.47</td> <td>0.25</td> <td>0.010</td> <td>0.014</td> </tr> <tr> <td>第3回 監視試験片※3</td> <td>0.12</td> <td>0.55</td> <td>1.48</td> <td>0.49</td> <td>0.22</td> <td>0.010</td> <td>0.014</td> </tr> <tr> <td>第4回 監視試験片※3</td> <td>0.12</td> <td>0.54</td> <td>1.45</td> <td>0.48</td> <td>0.23</td> <td>0.011</td> <td>0.014</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 鋼材製作時 ※2 監視試験片採取時 ※3 今回の調査にて実施（平成28年度）</p> <p>回答</p>		Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S	日本製鋼所 溶鋼分析※1	0.12	0.56	1.41	0.50	0.23	0.010	0.015	日本製鋼所 製品分析※1	0.12	0.57	1.43	0.51	0.25	0.012	0.012	三菱重工業 製品分析※2	0.12	0.56	1.48	0.47	0.25	0.010	0.014	第3回 監視試験片※3	0.12	0.55	1.48	0.49	0.22	0.010	0.014	第4回 監視試験片※3	0.12	0.54	1.45	0.48	0.23	0.011	0.014
	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S																																										
日本製鋼所 溶鋼分析※1	0.12	0.56	1.41	0.50	0.23	0.010	0.015																																										
日本製鋼所 製品分析※1	0.12	0.57	1.43	0.51	0.25	0.012	0.012																																										
三菱重工業 製品分析※2	0.12	0.56	1.48	0.47	0.25	0.010	0.014																																										
第3回 監視試験片※3	0.12	0.55	1.48	0.49	0.22	0.010	0.014																																										
第4回 監視試験片※3	0.12	0.54	1.45	0.48	0.23	0.011	0.014																																										

1 1
原子炉容器内の化学成分にばらつきがあるのではないかと危惧している。特に70年代に作られた玄海1号機のような古いプラントは、製造方法が確立されていなかったため、ばらつきが大きいのではないかと。当時の記録を調べることは出来ないか？

日本製鋼所に対し以下の調査を行い、玄海1号機原子炉容器材料製造当時(1971年)の技術において、問題なく適切に製造されていたことを確認しました。

○日本製鋼所技報「原子炉用鋼板のすう勢と当社の現状」(1973年)にて、1972年の製造技術でも化学成分のばらつきが小さいことを確認しました。

(概要)

200t鋼塊を製作し圧延した鋼板から試験片を採取し均質性試験を行った結果、試験片の採取位置による化学成分のばらつきは小さく、均質な鋼板であることを確認しています。

表4 A533 Gr.B Cl.1 の大型鋼板(200t鋼塊)の均質性試験結果
Uniformity test results on A533 Gr. B Cl.1 plates(200-t steel ingots).

採取位置	厚	化学成分												
		T	C	Si	Mn	P	S	Ni	Mo	Al	Cr	Cu		
1/4T	T	0.17	0.26	1.32	0.006	0.007	0.58	0.50	0.027	0.10	0.09			
	M	0.17	0.26	1.34	0.008	0.009	0.58	0.50	0.028	0.10	0.10			
	B	0.17	0.26	1.33	0.007	0.007	0.58	0.49	0.027	0.10	0.10			
1/4W	T	0.17	0.26	1.33	0.006	0.007	0.58	0.50	0.027	0.10	0.09			
	M	0.17	0.26	1.33	0.007	0.006	0.57	0.50	0.028	0.10	0.10			
	B	0.17	0.26	1.33	0.006	0.007	0.58	0.50	0.028	0.10	0.10			
1/4B	T	0.19	0.26	1.35	0.007	0.007	0.59	0.50	0.028	0.10	0.09			
	M	0.18	0.27	1.36	0.007	0.007	0.59	0.50	0.028	0.10	0.10			
	B	0.17	0.26	1.31	0.007	0.007	0.58	0.50	0.028	0.10	0.10			
1/4W	T	0.21	0.26	1.37	0.009	0.009	0.50	0.52	0.028	0.10	0.10			
	M	0.19	0.27	1.38	0.008	0.007	0.59	0.51	0.028	0.10	0.10			
	B	0.17	0.25	1.32	0.007	0.007	0.57	0.50	0.028	0.10	0.10			
レール			0.18	0.25	1.36	0.008	0.007	0.59	0.52	0.028	0.10	0.10		

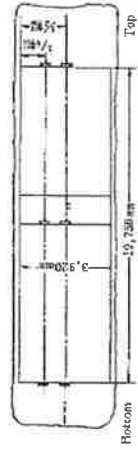


図5 A 533 Gr. B 大型(200t)鋼塊の均質性試験片採取位置
Sampling points of homogeneity test for A 533 Gr. B 200 ton steel ingot.

回答

1 2
高経年化技術評価書で公開したK_{IC}曲線とホームページで公開したK_{IC}曲線を比べると大きな違いがないように見える。第3回と第4回の試験片取り出しで大きく異なる温度が上昇したのに、K_{IC}曲線に大きな違いがないのは理解できない。

玄海1号機第4回監視試験結果をうけ、JEAC4201-2004及びJEAC4206-2007を用いて加圧熱衝撃事象に対する評価を実施し、原子炉容器の健全性に問題ないことを確認しています。

ホームページの図は、JEAC4206に基づいてK_{IC}評価式の曲線を記載し、これに対して、平成23年度時点、60年運転時点、85年運転時点のK_{IC}曲線が基準値を満たしていることをイメージ図として表しています。

PLM評価、JEAC4201-2004、JEAC4201-2007の各T_Pを表に示します。また、それに対するK_{IC}曲線を図に示します。

表 PTS評価で算出したT_P[°C]

	評価時点	60年運転時点	85年運転時点
P L M (JEAC4201-2000) 評価	7 3 (①) (平成12年度時点)	8 9 (②)	記載なし
JEAC4201-2004 評価	9 9 (③) (平成23年度時点)	1 1 0 (④)	1 1 8 (⑤)
JEAC4201-2007 評価	9 9 (④) (平成23年度時点)	1 0 7 (⑤)	記載なし

回答

図 PTS評価結果

