

これまでの委員からの質問への回答 (第2回分科会実施後の佐藤委員による質問)

2022年4月25日

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

No.	質 問 事 項	頁
追1－1	発電機の定格電気出力（MVA, MW）は幾らか。元々の認可出力は890MWであり、昨今はこれを上回っているとの説明であったが、性能的に無制限に上回ってよいはずではなく、定格値があるはずなので、それを教示頂きたい。併せて、これまで記録された夏場の瞬間最低値（MW）、冬場の瞬間最高値（MW）も教えて頂きたい。	5
追1－2	発電出力が瞬間最高値のときの給水流量は、本来の設計値の何%であったのか。また、主蒸気流量、温度、圧力に対する変化幅は。	6
追1－3	そのように引き上げられた給水流量は、最近交換された蒸気発生器（SG）の流体振動を評価する条件として包絡されていたのか。	7
追1－4	SGの交換は、発電出力の増大に寄与しているのか。	8

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

No.	質 問 事 項	頁
追1－5	原子炉圧力容器の照射脆化（NDTT、USE）を評価するのに指標とされるEFPY（Effective Full Power Year）の計算は、熱出力ベースで行っているのか、発電出力ベースで行っているのか。（熱出力ベースであるべきだと思うが。）内壁面の最大フルエンス値（nvt）は。20年後のEFPY、最大フルエンス値、NDTT、USEの予想値は。	9, 10
追1－6	UTの探傷範囲について	11, 12
追1－7	UTの探傷、解析について	13, 14
追1－8	非破壊データの管理方法について	15, 16
追1－9	交換を実施した1, 2号機のSGについて、これまでに実施した検査結果の概要を示して頂きたい。それぞれのSGに対し、「XXX本中XX本に欠陥が検出され、それらのうちXX本に対して施栓された。欠陥（A/B/C…）は、XXXX年に実施した定期検査で発見され、XXXXが原因と推定され、（ホット/コールド）側の管板からXXXXmmの位置にあった。」のように。	17

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

No.	質 問 事 項	頁
追1-10	BMIに対しては、溶接材料（600系インコネルという表現だけでなく、Alloy82かAlloy182かの識別も。両者のPWSCCに対する感受性には差があるので。）と運転時における推定温度を示して頂きたい。（PWSCCの発生にはアレニウスの式が成り立つと考えられているため。）	18
追1-11	RV特別点検におけるBMIのECT探傷範囲を図示して頂きたい。	19、20
追1-12	一次系において建設当初600系インコネル（母材およびAlloy82とAlloy182の溶接材）が使われていて、これまでに690系（母材およびAlloy52とAlloy152の溶接材）に交換されたか溶接層で被覆された部位、WJPが施工された部位の一覧表を提示して頂きたい。未処理の部位に対しては、運転時の推定温度を提示して頂きたい。	21、22
追1-13	ノズルコーナー部に対しては、かつてBWRの給水ノズルにおいて、はめ込み式のセーフエンドとの隙間から漏れる冷水と高温の炉水との混合領域での不安定な温度変化によって熱疲労が生じ、実際にステンレス鋼のクラッドにき裂が生じたことから、これを機械加工して切除したという歴史がある。PWRの原子炉圧力容器の場合にはそのような構造ではないが、強いて言えば一次冷却系のコールド・レグのノズルの環境がこれに近いかもしれない。当該部に対するECTは、このような理解で実施されているものなのか、それとも別の理由があるのか。	23

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

No.	質 問 事 項	頁
追1-14	RVノズルコーナーの探傷範囲を図示して頂きたい。	24、25
追1-15	ホット・レグに対しては最近PWSCC対策が実施されているが、このときついでにノズル部に対するPT検査を行うことも可能だったと思われるが、それが実施されていた場合には、その結果を教示頂きたい。	26
追1-16	一次冷却系で、熱疲労を生じやすい部位がどこかを示し、そのような検査が実施されているかを教示して頂きたい。	27, 28
追1-17	ECTの生データ（デジタル・データ）・情報の流れと評価、判定のプロセスに対しては、前述のUTに対して同様と推測してよいか。そうである場合、UTの場合と同様のコンフィギュレーション・マネージメントの課題（長期にわたる生データの保管、ソフトウェアの変更によって途切れない互換性の維持）があるように思われる。	29
追1-18	一次系における低サイクル疲労の評価方法と管理状況を説明して頂きたい。（最大の疲労累積係数がいくらでどの部位であるか。）	30～39

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－1	発電機の定格電気出力（MVA, MW）は幾らか。元々の認可出力は890MWであり、昨今はこれを上回っているとの説明であったが、性能的に無制限に上回ってよいではなく、定格値があるはずなので、それを教示頂きたい。併せて、これまで記録された夏場の瞬間最低値（MW）、冬場の瞬間最高値（MW）も教えて頂きたい。											
回答	発電機の定格電気出力は、890MW（990MVA）である。 また、定格熱出力一定運転実施に伴い、発電機の健全性評価を実施しており、その評価範囲内（発電機最大出力990MW（力率 1）以下）で運転を行っている。 これまで記録された、夏場の瞬間最低値及び冬場の瞬間最高値は以下のとおり。 冬場の瞬間最高値に関しても、評価範囲内であることを確認している。 <table><tr><td></td><td>夏場の瞬間最低値（MW）</td><td>冬場の瞬間最高値（MW）</td></tr><tr><td>1 号機</td><td>915〔0.993〕</td><td>965〔0.995〕</td></tr><tr><td>2 号機</td><td>898〔0.991〕</td><td>963〔0.991〕</td></tr></table> 〔 〕：力率				夏場の瞬間最低値（MW）	冬場の瞬間最高値（MW）	1 号機	915〔0.993〕	965〔0.995〕	2 号機	898〔0.991〕	963〔0.991〕
	夏場の瞬間最低値（MW）	冬場の瞬間最高値（MW）										
1 号機	915〔0.993〕	965〔0.995〕										
2 号機	898〔0.991〕	963〔0.991〕										

第 2 回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－2	発電出力が瞬間最高値のときの給水流量は、本来の設計値の何％であったのか。また、主蒸気流量、温度、圧力に対する変化幅は。					
回答	発電機出力が瞬間最高値のときの各パラメータは以下のとおり。					
		発電機出力 (MW)	給水流量※ (t/h)	主蒸気流量※ (t/h)	高圧タービン入口	
					温度 (℃)	圧力 (MPa)
	定格熱出力一定 運転時の設計値	－	5263	5263	266	5.17
	1 号機	965	約5250	約5220	約266	約5.20
	2 号機	963	約5255	約5240	約266	約5.20
	変化幅 (%)	1 号機	－0.3	－0.9	0	0.6
		2 号機	－0.2	－0.5	0	0.6
※：蒸気発生器 3 基の合計値						

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－3	そのように引き上げられた給水流量は、最近交換された蒸気発生器（SG）の流体振動を評価する条件として包絡されていたのか。
回答	蒸気発生器の流体振動については蒸気発生器取替工事の工事計画認可申請時に規格※¹に基づく主蒸気流量の設計値（5263t/h※²）を考慮した評価※³を実施しており、定格運転時の流量が包絡された評価にて問題がないことを確認している。 ※1：「発電用原子力設備規格」、「蒸気発生器伝熱管U字管部流力弾性振動防止指針」 ※2：蒸気発生器3基の合計値 ※3：流体振動の評価は1基あたりの主蒸気流量で評価

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追1－4	SGの交換は、発電出力の増大に寄与しているのか。
回答	蒸気発生器はプラント運転に伴い、系統水中に含まれる鉄分がスケールとして伝熱管に付着することにより伝熱性能が低下し、主蒸気圧力が低下するため、タービンの性能が低下し、その結果発電機出力も低下する。 蒸気発生器を取替えたことで伝熱管の伝熱性能が回復するため、主蒸気圧力が回復し、タービン性能が回復することで発電機出力も回復した。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追1－5	原子炉圧力容器の照射脆化（NDTT、USE）を評価するのに指標とされるEFPY（Effective Full Power Year）の計算は、熱出力ベースで行っているのか、発電出力ベースで行っているのか。（熱出力ベースであるべきだと思うが。）内壁面の最大フルエンス値（nvt）は。20年後のEFPY、最大フルエンス値、NDTT、USEの予想値は。
回答	発電出力ベースである。以下の通り算出する。 ①実績EFPY＝運転期間発電量／（電気出力×24×365.25） ②60年到達時点EFPY＝実績EFPY＋残り年数×設備利用率100% また、30年高経年化技術評価時に評価した運開60年時点の各予測値を次頁に示す。 なお、将来の設備利用率を100%と仮定し算出された60年到達時点のEFPYを用いて、保守的な評価としている。

表 60年到達時の予測値（30年高経年化技術評価時）

	EFPY	中性子照射量 $\times 10^{19}$ (n/cm ²)		関連温度 (°C)	上部棚吸収 エネルギー (J)
		内壁面	T/4位置	母材	母材
川内1号	55.9	9.9	6.2	45	164
川内2号	56.3	9.9	6.2	30	201

質問事項 追1－6

UTの探傷範囲について

以下についての理解や推測に違いがあれば、意見を頂きたい。

2. UTの探傷範囲と評価

視察後の質疑応答のセッションにおいて、原子炉圧力容器に対するUTの探傷範囲についての委員からの質問に対し、九州電力殿は、有効燃料長を水平方向に投影した範囲という趣旨の回答をした上で、中性子照射量 10^{19}nvt の閾値を言及した。（実際の回答では無単位だったが、nvtを略したものと推測する。）

当該の領域は「ベルトライン」と称され、高速中性子の照射に伴う有意な脆化の発現する可能性のある範囲と理解されており、これを特別検査の対象として選んだことは合理的だと思われる。しかし、敢えて閾値の照射量として述べるならば、 10^{17}nvt ($E>1\text{MeV}$) が正しい値ではなかったのかと思う。

また、ここではついでに「ベルトライン」以外を探傷範囲から除外してよい根拠も説明されるべきだと思う。これは、仮に製造時に未検出の既存き裂欠陥があったとしても、その深さが $T/4$ (T は母材の厚さ) を超えることは著しく考え難く、そしてそのような著しく深いき裂欠陥が仮に存在したとしても材料の破壊靱性値が十分に応力拡大係数を上回ることから、脆性的なき裂進展をとまなう破壊が起こらないからであるとの認識に基づくもので、この点に関してはすでに原子力規制委員会との会合などで説明済みであろうと推測する。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－6	UTの探傷範囲について
回答	特別点検を実施する炉心領域の範囲（ベルトライン）については、御認識のとおり、有効燃料長を水平方向に投影した範囲である。加えて、維持規格で要求される中性子照射量10^{19}nvt ($=\text{n}/\text{cm}^2$) ($E>1\text{MeV}$)の範囲も合わせて、広めに点検を実施している。 また、御認識のとおり、10^{17}nvt ($=\text{n}/\text{cm}^2$) ($E>1\text{MeV}$)の範囲については、中性子照射脆化の影響を受ける部分であることから、30年の高経年化技術評価時に、深さ10mmのき裂を想定した健全性評価を実施し、運転中にき裂が発生、進展することはないことを確認し、原子力規制委員会に説明している。 その他の記載については御認識のとおりである。

質問事項 追 1－7

UTの探傷、解析について

以下の説明において正しくない部分があれば適宜修正して、実態の説明をお願いしたい。

UTの探傷は、複数の探触子を含んだパッケージを「1個」として数え、そのようなパッケージ2個によって同時に走査しているとの説明を現場で受けたと理解する。この説明から、検査に採用されているUTは、フェーズドアレイではなく、垂直と射角の入射角が一定の探触子によるものと推測した。また、そのような探触子のパッケージは垂直の探触子を中心に、その上下左右からそれぞれ入射する少なくとも合計4個の斜角の探触子で構成された構造であると推測する。したがって、UTの信号は少なくとも10チャンネルから同時に発信されることになり、それらを1、2名の検査員が常時オンラインで監視することはできない。

そこで通常現場の検査員は、それぞれの探触子からの信号をオンラインで監視する代わりに、それらを元に2次元の平面に対しエコーの強度をカラー・コード化して画像化し、そのようにして得た画像(Cスキャン・マッピング)を観察して暫定的に評価し、異常を検知した場合に、当該箇所の生データ(Aスキャン)をオフラインで確認するという方法が用いられる。よって、川内2号機の原子炉圧力容器のUTもこのようにして行われているものと推測する。

現場の実務は三菱殿に委託されているとの説明だったので、検査員は三菱殿所属のUTのレベル2資格者であり、保存されたデジタル情報は、インターネット、または専用の無線か有線を介して上位のUT検査技術者（レベル3資格者）に送られてレビュー、承認され、その結果が九州電力殿の担当者に届けられるものと推測する。

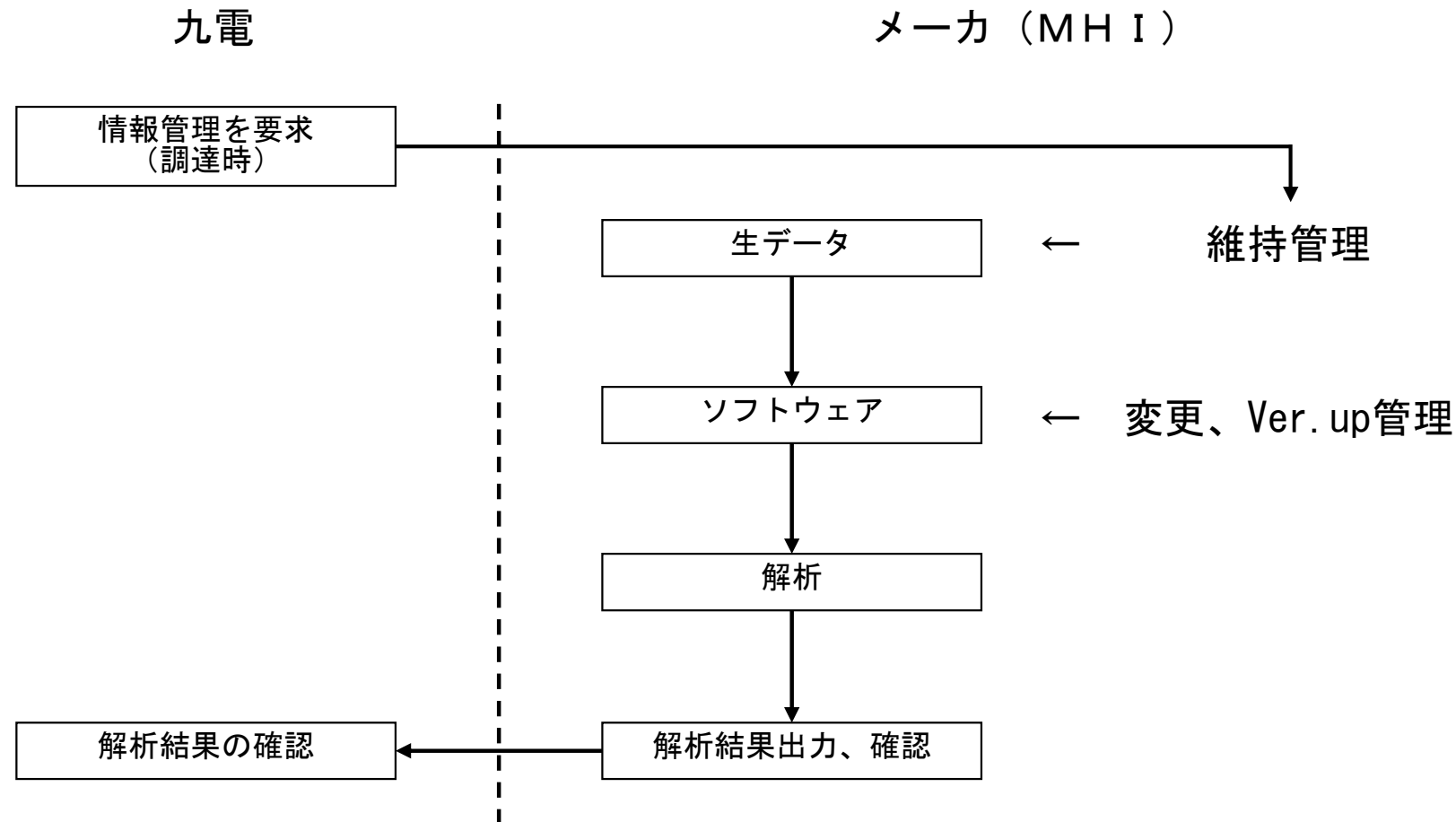
第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－7	UTの探傷、解析について
回答	御認識のとおり、フェーズドアレイではなく、入射角が一定の探触子を使用している。 探傷装置は2台（2パッケージ）あり、1パッケージあたり、垂直1個、45° 2個、60° 2個、70° /50° 2個の計7個であり、データ採取中は、7chとも探傷モニタに表示し、全チャンネルにデータ採取不良（データ抜けや外乱ノイズ等）がないか探傷員2人／台程度で確認している。 採取したデータは解析員が解析PCにて確認（2次元カラー表示されたB，Cスキャン）後、異常を検知した場合、当核箇所生のデータ（Aスキャン）を確認し、欠陥の有無等を評価している。 現場の実務は、御認識のとおりであり、三菱重工業殿のUTレベル2以上の資格者が探傷員としてデータ採取し、採取したデータは専用回線を介してUT試験評価員（UTレベル3資格者）にてレビュー、確認、判定する。判定された結果は記録にまとめて弊社担当者へ提出される。

質問事項 追 1－8	非破壊データの管理方法について データの管理方法について、回答すること。 以上のようなデータ・情報の流れと評価、判定のプロセスが概ね正しいとした場合、生データと九州電力殿が保存する記録との間には、膨大な中間処理が介在することとなり、理想的には生データのコピーとこれを再生するソフトウェアを九州電力殿自身が所有し、将来、検査結果を再確認しなければならない事情が発生した場合には、それを自ら即座に行えることが望ましい。ただし、そのようなソフトウェアの操作は習熟のために膨大な時間を要し、日常的に使い慣れていないと必要な機能をスムーズに使いこなせない特殊な性質のものであり、それを九州電力殿に求めるのが現実的であるとも、絶対的に必須であるとも思えない。 しかしだからと言って、このような生データの長期的な保管（運転認可が更新された場合にはその認可期限の末日まで）、その間にソフトウェアのバージョンアップがあった場合には互換性の維持などが、確実に維持されていくことの保証がなくてもよいわけではない。この問題は、20年の運転延長を考慮する場合、コンフィギュレーション・マネージメントの一環として検討しなければならない重要なテーマの一つであるべきで、九州電力殿には十分に詳しく説明して頂く必要がある。
回答	次頁に示す。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

非破壊試験の生データ及びソフトウェアの継続的な維持管理について



- ・ 弊社は、メーカー（MHI）に対して、調達時に情報の管理について仕様書で要求している。
- ・ メーカーはその要求に対し、生データやソフトウェアの維持管理について所内標準類を定め、再確認が必要な際には即時対応できるように、維持管理をしている。
- ・ 弊社は、定期的に受注者監査を行い、メーカーの品質保証状況を確認している。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－9	交換を実施した1, 2号機のSGについて、これまでに実施した検査結果の概要を示して頂きたい。それぞれのSGに対し、「XXX本中XX本に欠陥が検出され、それらのうちXX本に対して施栓された。欠陥(A/B/C...)は、XXXX年に実施した定期検査で発見され、XXXXが原因と推定され、(ホット/コールド)側の管板からXXXXmmの位置にあった。」のように。
回答	交換を実施した川内1, 2号機のSGは、1基あたり3,386本の伝熱管を有している。これまでの定期検査において、これらの伝熱管に欠陥が検出されたことはなく、施栓実績はない。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

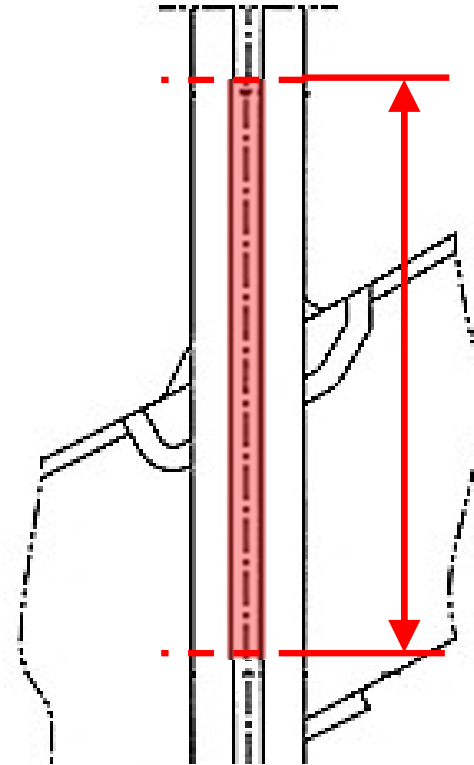
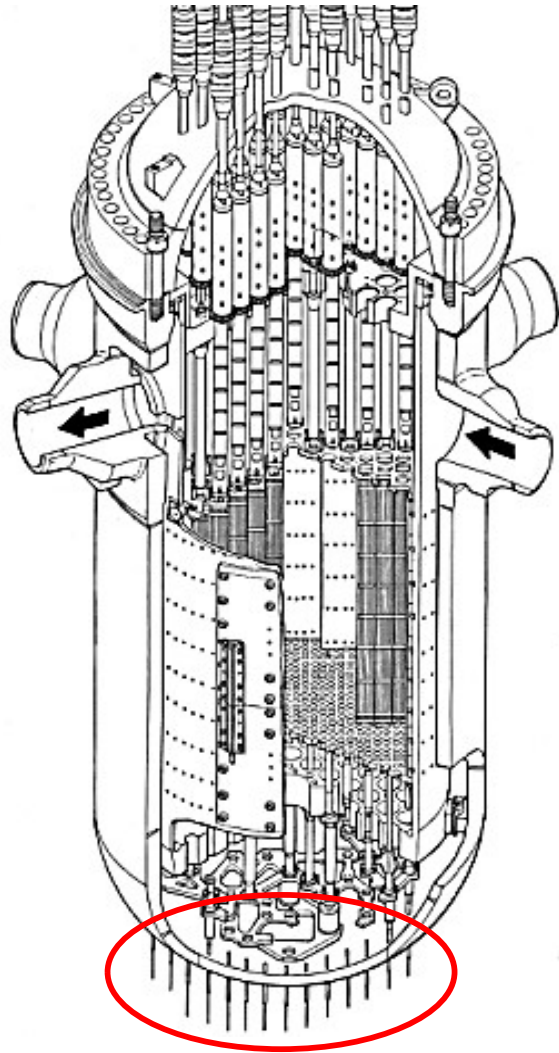
質問事項 追1－10	BMIに対しては、溶接材料（600系インコネルという表現だけでなく、Alloy82かAlloy182かの識別も。両者のPWSCCに対する感受性には差があるので。）と運転時における推定温度を示して頂きたい。（PWSCCの発生にはアレニウスの式が成り立つと考えられているため。）
回答	BMIの溶接材料は、Alloy132を使用している。 また、BMI近傍の温度はT-cold温度である約284℃と推定される。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－1 1	RV特別点検におけるBMIのECT探傷範囲を図示して頂きたい。
回答	次頁に示す。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

BMIのECT探傷範囲について



試験対象は、BMI（炉内計装筒）の全数（50本）
J溶接部周辺の熱影響部を含む範囲を探傷

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－1 2	一次系において建設当初600系インコネル（母材およびAlloy82とAlloy182の溶接材）が使われていて、これまでに690系（母材およびAlloy52とAlloy152の溶接材）に交換されたか溶接層で被覆された部位、WJPが施工された部位の一覧表を提示して頂きたい。未処理の部位に対しては、運転時の推定温度を提示して頂きたい。
回答	次頁に示す。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

一次系主要機器において、これまでに690系Ni基合金への取替え又はWJPが施工された部位の一覧と川内1, 2号機での対応状況を下表に示す。

部位		保全方法	
		川内1号機	川内2号機
原子炉容器	ふた管台	上蓋取替 (690合金へ取替)	上蓋取替 (690合金へ取替)
	出口管台	INLAY (接液部を690合金化)	INLAY (接液部を690合金化)
	入口管台	WJP	WJP
	炉内計装筒管台	WJP	WJP
	炉内計装筒継手	未処理 (温度約200℃)	未処理 (温度約200℃)
蒸気発生器	伝熱管	蒸気発生器取替 (690合金へ取替)	蒸気発生器取替 (690合金へ取替)
	出口管台	蒸気発生器取替 (690合金へ取替)	蒸気発生器取替 (690合金へ取替)
	入口管台	蒸気発生器取替 (690合金へ取替)	蒸気発生器取替 (690合金へ取替)
加圧器	サージ管台	加圧器管台取替 (690合金へ取替)	加圧器管台取替 (690合金へ取替)
	スプレイ管台	加圧器管台取替 (690合金へ取替)	加圧器管台取替 (690合金へ取替)
	逃がし管台	加圧器管台取替 (690合金へ取替)	加圧器管台取替 (690合金へ取替)
	安全弁管台	加圧器管台取替 (690合金へ取替)	加圧器管台取替 (690合金へ取替)

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

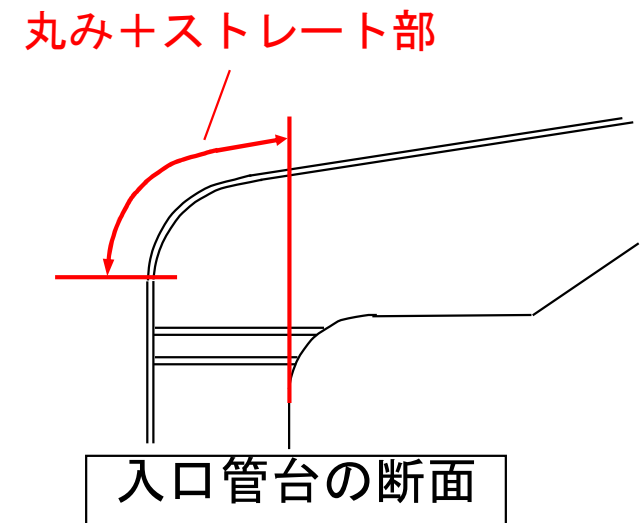
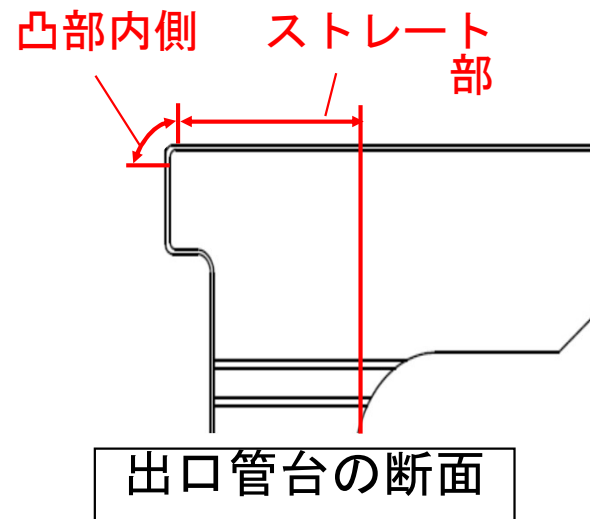
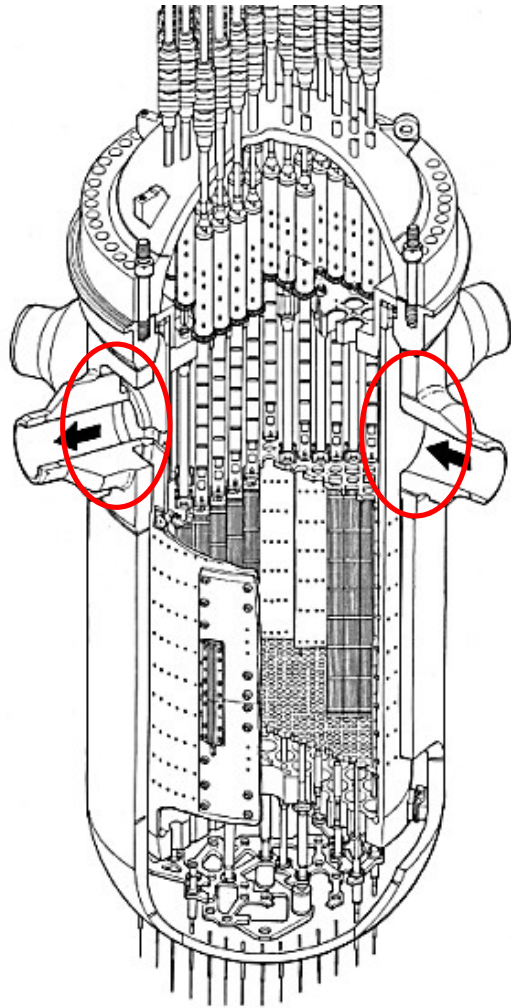
質問事項 追 1－13	ノズルコーナ一部に対しては、かつてBWRの給水ノズルにおいて、はめ込み式のセーフエンドとの隙間から漏れる冷水と高温の炉水との混合領域での不安定な温度変化によって熱疲労が生じ、実際にステンレス鋼のクラッドにき裂が生じたことから、これを機械加工して切除したという歴史がある。PWRの原子炉圧力容器の場合にはそのような構造ではないが、強いて言えば一次冷却系のコールド・レグのノズルの環境がこれに近いかもしれない。 当該部に対するECTは、このような理解で実施されているものなのか、それとも別の理由があるのか。
回答	ノズルコーナ一部のECTについては、以下の考え方に基づいて実施している。 原子炉容器の低合金鋼の内表面は厚さ5mm程度のステンレスクラッドが非強度部材として施工されており、一次冷却材から保護されている。また、設計上、疲労損傷が発生しないよう、表面は応力集中部が出来ないように適切なR加工を施すなどの配慮がなされている。 しかしながら、ノズルコーナ一部は、原子炉容器の低合金鋼部において比較的疲労累積係数の高い形状変化部位となっていることから、クラッド表面に対して表面試験を実施することで、疲労損傷だけでなく、例えばSCCのような従来の知見を上回る劣化事象がないことを確認している。 なお、PWRの入口管台については、はめ込み式の構造とはなっていない。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追1－14	RVノズルコーナーの探傷範囲を図示して頂きたい。
回答	次頁に示す。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

ノズルコーナーのECT探傷範囲について



一次冷却材ノズルコーナー部の点検範囲は物理的なコーナー部
及びノズル側内面の胴の板厚まで

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－15	ホット・レグに対しては最近PWSCC対策が実施されているが、このときついでにノズル部に対するPT検査を行うことも可能だったと思われるが、それが実施されていた場合には、その結果を教示頂きたい。
回答	R V 管台のPWSCC対策の実施時、ノズルコーナ一部に対してP Tは実施していない。

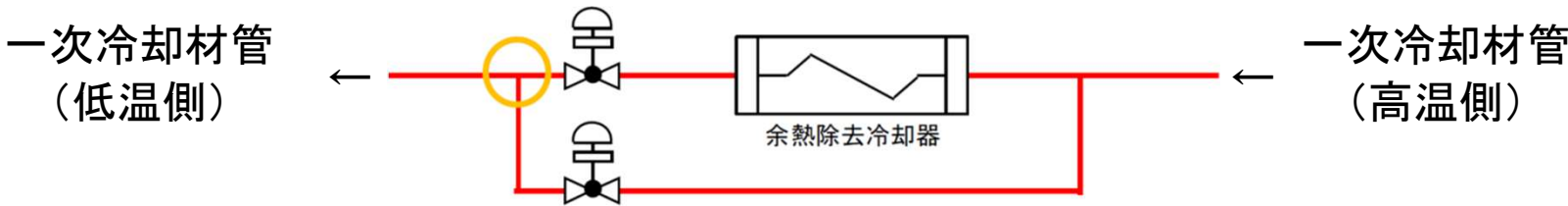
第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追1－16	一次冷却系で、熱疲労を生じやすい部位がどこかを示し、そのような検査が実施されているかを教示して頂きたい。
回答	次頁に、一次冷却系で高低温水合流による高サイクル熱疲労の評価対象部位、疲労累積係数（UF）、及び検査内容を以下に示す。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

一次冷却系で高低温水合流による高サイクル熱疲労の評価対象部位、疲労累積係数（UF）、及び検査内容を以下に示す。

機器名	部位	川内 1 号機	川内 2 号機	検査内容
		30年目（UF 値）	30年目（UF 値）	
ステンレス鋼配管	余熱除去冷却器出口・バイパスライン合流部	0. 679	0. 725	漏えい確認



第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追1－17	ECTの生データ（デジタル・データ）・情報の流れと評価、判定のプロセスに対しては、前述のUTに対して同様と推測してよいか。そうである場合、UTの場合と同様のコンフィギュレーション・マネージメントの課題（長期にわたる生データの保管、ソフトウェアの変更によって途切れない互換性の維持）があるように思われる。
回答	ECTについては、以下のデータの流れて実施している。UTと異なる点は、データを転送し、神戸地区で分析していることである。 現地にてECT探傷用PCにてECTデータを採取後、専用回線で三菱重工業(株)神戸地区へ転送し、専用の分析PCによりデータ（チャート波形やリサージュ波形、色調図）を確認し、データ不良（データ抜けや外乱ノイズ等）の有無確認の後、有意な指示の有無を確認する。 なお、データ不良があった場合には、再探傷を指示する。 データの評価についてはECTのレベル2資格者にて実施しており、レベル3資格者は、データ評価要領をレビューする形で関与している。 なお、生データやソフトウェアの維持管理については、UTの場合と同じである。（質問事項 追1－8 参照）

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

質問事項 追 1－18	一次系における低サイクル疲労の評価方法と管理状況を説明して頂きたい。 (最大の疲労累積係数がいくらでどの部位であるか。)
回答	資料3で説明済み 〔 資料名称：川内原子力発電所1号炉の30年目高経年化技術評価結果について（低サイクル疲労について） (P. 4～7, 10, 11, 13～15) 〕

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所1号炉の30年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P.4)

低サイクル疲労

2. 健全性評価

2.1 適用規格、評価条件

- ・(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)
- ・(社)日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)

2.2 熱過渡条件の設定

○過渡回数策定方針

項目		内容
1	定格負荷運転時の変動	有意な変動は生じてないことから「-回」とする。
2	未経験過渡回数	電共研「応力解析手法の高度化」のデータを使用する。
3	5%/min負荷上昇、減少の平均回数	ステムフリー試験回数を考慮し、負荷上昇、減少の平均回数は とした。
4	起動・停止 (温度上昇・下降率55.6℃/h)	温度変化率は、評価上最も厳しい設計過渡条件としており、十分な保守的な値を設定した。
5	燃料交換	計算上は0.8回であるが、 とした。
6	タービン回転試験	プラント建設時の機能試験に係わる過渡のため、今後は発生しないものとした。
7	取替機器の実績過渡	R/V上ふた、スタッドボルト：H20年10月から供用開始
8	取替機器の平均過渡回数	平均過渡回数は非取替え機器と同様（スタッドボルトの起動・停止及び1次系漏えい試験除く）とした。
9	評価回数余裕	実績回数の比較的多い次の過渡項目については、保守的に若干の余裕を考慮した。 (起動、停止、負荷上昇(15%から100%出力)、負荷減少(100%から15%出力)、燃料交換、0%→15%への負荷上昇、15%→0%への負荷減少、1次系漏えい試験)

 内は商業機密に係る事項であるため、公開できません。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所1号炉の30年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P.5)

低サイクル疲労

○60年供用仮定時の各過渡条件の繰り返し回数は、基本的に運転実績に基づく2012年3月末時点の過渡回数を用いて、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定する。機器毎の熱過渡回数の計算方法を以下に示す。(国の高経年化実施対策ガイドにおいて60年間の健全性評価を規定)

●未取替機器

60年時点過渡回数＝

実績過渡回数＋(運開後実績過渡回数/運開後実績過渡回数調査時点までの年数) × 残年数

●取替機器*

60年時点過渡回数＝

取替後実績過渡回数＋(未取替機器の1年間当たり平均過渡回数) × 残年数

* 原子炉容器上部ふた、ふた管台、空気抜管台、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所 1号炉の30年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P. 6)

低サイクル疲労

原子炉容器本体出入口管台等の疲労評価に用いた過渡回数（原子炉容器上部ふた、ふた管台、空気抜管台、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器を除く）

運転状態Ⅰ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2012年3月 末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動（温度上昇率55.6℃/h）	34	68
停止（温度下降率55.6℃/h）	32	68
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	289	735
負荷減少（負荷減少率5%/min）	278	723
90%から100%へのステップ状負荷上昇	3	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	4	8
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	3
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	21	59
0%から15%への負荷上昇	35	73
15%から0%への負荷減少	26	59
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	
	2012年3月 末時点	運転開始後60年 時点での推定値
負荷の喪失	5	7
外部電源喪失	1	4
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	3	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	0	2
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	2	2
1次系漏えい試験	27	61

*1：設計評価においては、1次冷却材温度±1.7℃、1次冷却材圧力±0.34MPa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

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所 1号炉の30年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P. 7)

低サイクル疲労

原子炉容器上部ふた、ふた管台、空気抜管台、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器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	
	2012年3月 末時点	運転開始後60年 時点での推定値*2
起動（温度上昇率55.6℃/h）	4	37(40)*3
停止（温度下降率55.6℃/h）	4	37(40)*3
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	26	472
負荷減少（負荷減少率5%/min）	26	472
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	4
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*1	—	—
燃料交換	2	40
0%から15%への負荷上昇	3	40
15%から0%への負荷減少	3	37
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	
	2012年3月 末時点	運転開始後60年 時点での推定値*2
負荷の喪失	0	2
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	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	2
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	3	37

*1：設計評価においては、1次冷却材温度±1.7℃、1次冷却材圧力±0.34MPa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

*2：運転開始後24年時点（第19回定期検査（2008年度））での原子炉容器上部ふた、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器取替に伴い、プラント運転開始後60年時点での過渡回数としては、上部ふた、スタッドボルト、制御棒クラスタ駆動装置、蒸気発生器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36年間の過渡回数とした

*3：（ ）内はスタッドボルトの過渡回数を示す

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所1号炉の30年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P. 10)

低サイクル疲労

3. 現状保全

3.1 検査方法、範囲等

○原子炉容器本体の評価対象部位における疲労割れに対する保全は、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2008)」に従った検査プログラム、試験方法及び試験範囲で供用期間中検査として超音波探傷検査、浸透探傷検査、目視検査 (VT-1、3) 及び漏えい試験 (VT-2) により健全性を確認している。

(原子炉容器本体の供用期間中検査の内容を表1に示す。)

○原子炉容器本体内面の内張りについては、定期的な (1回/10年) 目視検査 (VT-3) により、容器内表面全てについて異常のないことを確認している。

○高経年化技術評価にあわせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所1号炉の30年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P. 11)

低サイクル疲労

表1 原子炉容器本体の供用期間中検査の内容

評価対象	検査部位	検査内容	検査範囲	頻度
入口管台	内面コーナー、胴との溶接部	超音波探傷検査	100%	10年を超えない範囲で一括して全数実施
	セーフエンドとの溶接部	超音波探傷検査	100%	7年を超えない範囲で一括して全数実施
		浸透探傷検査 ベアメタル検査	100%	10年を超えない範囲で3分割して全数実施
出口管台	胴との溶接部	超音波探傷検査	100%	10年を超えない範囲で一括して全数実施
	セーフエンドとの溶接部	超音波探傷検査	100%	5保全サイクルのうち1回で全数実施
		浸透探傷検査 ベアメタル検査	100%	10年を超えない範囲で3分割して全数実施
ふた管台、空気抜管台	上部鏡板の貫通部	目視検査 VT-2	100%	定検毎にRCS漏えい検査で実施
炉内計装筒	下部鏡板の貫通部	目視検査 VT-2	100%	定検毎にRCS漏えい検査で実施
		ベアメタル検査	100%	5年を超えない範囲で一括して全数実施
上部胴フランジ	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査	100%	10年を超えない範囲で一括して全数実施
下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	溶接部（円周方向、長手方向）	超音波探傷検査	100%	10年を超えない範囲で一括して全数実施
炉心支持金物	胴との溶接部	目視検査 VT-3	100% (4箇所)	10年を超えない範囲で一括して全数実施
スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査	100% (58本)	10年を超えない範囲で分割して全数実施
	ナット	目視検査 VT-1	100% (58個)	10年を超えない範囲で分割して全数実施

VT-1：機器の表面について摩耗、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：系の漏えい試験の場合に、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、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常を検出するために行う試験（遠隔目視）

ベアメタル検査：加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査（NISA文書対応）内容は、保温材をはがして地金にホウ酸の付着がないかを目視により確認する。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所 1 号炉の 30 年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P. 13)

低サイクル疲労

6. 代表機器以外の評価

代表機器以外の評価対象機器においても、全て疲労累積係数(UF)が許容値以下($UF < 1$)であることを確認した。
全評価対象機器の評価結果を「表2 評価結果一覧」に示す。

表2 評価結果一覧 (1 / 3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時の疲労累積係数)	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
原子炉容器	入口管台	0.036	0.001
	出口管台	0.043	0.001
	ふた管台	0.099	0.001
	空気抜管台	0.011	0.001
	炉内計装筒	0.126	0.004
	上部ふた	0.007	非接液部
	上部胴フランジ	0.005	非接液部
	下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	0.004	非接液部
	炉心支持金物	0.005	0.001
	スタッドボルト	0.199	非接液部
加圧器	スプレイライン用管台	0.057	0.034
	サージ用管台	0.031	0.189

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所1号炉の30年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P. 14)

低サイクル疲労

表2 評価結果一覧(2/3)

評価対象機器		健全性評価(60年供用仮定時の疲労累積係数)	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
原子炉格納容器	余熱除去出口配管貫通部	0.001	非接液部
	主蒸気管貫通部	0.020	非接液部
	主給水管貫通部	0.216	非接液部
配管	余熱除去系統出口配管(1次冷却材管高温側余熱除去管台～余熱除去入口隔離弁)	0.001	0.020
	余熱除去系統出口配管(余熱除去入口隔離弁～原子炉格納容器貫通部)	0.018	0.113
	主給水系統配管(原子炉格納容器貫通部～蒸気発生器給水管台)	0.015	0.112
	加圧器サージ配管	0.008	0.003
	加圧器スプレイ配管	0.008	0.105
	1次冷却材管(ホットレグ)	0.001	0.002
	1次冷却材管(クロスオーバーレグ)	0.002	0.009
	1次冷却材管(コールドレグ)	0.001	0.004
	1次冷却材管(加圧器サージ管台)	0.027	0.142
	1次冷却材管(蓄圧タンク注入管台)	0.004	0.016
	1次冷却材管(安全注入管台)	0.004	0.012
	1次冷却材管(充てん管台)	0.003	0.021
弁	RHRS入口隔離弁	0.004	0.099
	加圧器水位制御弁	0.029	0.388
	蓄圧タンク出口第2逆止弁	0.051	0.512
	加圧器補助スプレイ逆止弁	0.008	0.036

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

資料名称：川内原子力発電所1号炉の30年目高経年化技術評価結果について
(低サイクル疲労について) (P. 15)

低サイクル疲労

表2 評価結果一覧(3/3)

評価対象機器		健全性評価(60年供用仮定時の疲労累積係数)	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
ポンプ	余熱除去ポンプケーシング	0.090	0.407
	1次冷却材ポンプ脚付根部	0.079	0.461
	1次冷却材ポンプ吐出ノズル	0.049	0.506
	1次冷却材ポンプ吸込ノズル	0.001	0.001
熱交換器	再生熱交換器管板	0.126	0.159
	余熱除去冷却器管板	0.048	0.071
	蒸気発生器管板廻り	0.074	0.116
	蒸気発生器給水入口管台	0.091	0.463
炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.003	0.015
	上部炉心支持柱	0.001	0.001
	上部炉心板	0.001	0.001
	下部炉心板	0.003	0.024
	下部炉心支持柱	0.002	0.030
	下部炉心支持板	0.002	0.020
	炉心そう下部接続部	0.001	0.001
機械設備	加圧器スカート溶接部	0.143	非接液部
	制御棒クラスタ駆動装置ラッチハウジング	0.001	0.001
	制御棒クラスタ駆動装置駆動軸ハウジング	0.001	0.001