

川内原子力発電所 1, 2号炉
運転期間延長認可申請
(審査会合における指摘事項の回答)

2023年 8月 2日

九州電力株式会社

No	日時	事象	指摘事項の内容	回答
1	2022年 11月15日	申請の概要	コンクリート構造物における、遅延膨張性のアルカリ骨材反応に対する潜在性について今後説明すること。	2023年1月24日 回答済
2	2022年 11月15日	申請の概要	評価対象機器・構造物はいつ設工認を受けたのか、いつ運開したのか、具体的な日付を今後説明すること。	2023年1月24日 回答済
3	2022年 11月15日	申請の概要	経年劣化傾向の評価について、30年目と40年目の評価の差異を個別事象の説明時に説明すること。	個別事項説明時に 別途説明予定
4	2022年 11月15日	申請の概要	30年目の長期施設管理方針の有効性評価について、評価内容を個別事象ごとに今後説明すること。	個別事項説明時に 別途説明予定
5	2022年 11月15日	申請の概要	国外の運転経験の抽出元について、評価書本文にはPWR情報検討会等についての記載がないため、記載を適正化すること。	2023年1月24日 回答済
6	2022年 11月15日	申請の概要	大飯発電所3号機加圧器スプレイライン配管溶接部における事象を踏まえた評価が評価書に記載されていないため、新知見として評価書または施設管理方針に適切に反映すること。	2023年1月24日 回答済
7	2023年 1月24日	特別点検 (原子炉容器)	ノズルコーナー部のECTについて、JEAG4217では、原則基準感度の20%以上の指示を抽出するとされているが、今回、これと異なる基準を用いたことについて、その妥当性を説明すること。	2023年6月1日 回答済
8	2023年 1月24日	特別点検 (原子炉格納容器)	塗膜の劣化に関する通常点検のうち、リングガード部について、今後実施する具体的な点検について今後説明すること。	2023年6月1日 回答済
9	2023年 1月24日	劣化状況評価 (コンクリート)	【No. 1 関連】コンクリート構造物のアルカリ骨材反応の評価について、細骨材の一部に遅延膨張性の反応性鉱物が認められていることから、促進膨張試験（アルカリ溶液浸漬法）を実施しているのであれば、その結果を提示すること。	2023年3月14日 回答済

No	日時	事象	指摘事項の内容	回答
10	2023年 3月14日	劣化状況評価 (コンクリート)	平均圧縮強度について、取水構造物は1号炉・2号炉ともに干満帯の値が、海中帯、気中帯に比べて相対的に低い。また、原子炉補助建屋は2号炉の内壁及び床の値が、その他の部位に比べて相対的に低い。これらの理由について、過去の破壊試験及び非破壊試験の結果も整理して、説明すること。 (強度以外でも過去の試験結果との比較が説明できるものがあれば説明すること)	2023年6月1日 回答済
11	2023年 7月18日	劣化状況評価 (低サイクル疲労)	原子炉容器内面のクラッドに対する目視確認について、確認内容を説明すること。	P 4, 5
12	2023年 7月18日	劣化状況評価 (中性子照射脆化)	1号炉のPTS評価結果について、PLM30での評価結果とPLM40での評価結果を比較し、説明すること。	P 6~8
13	2023年 7月18日	劣化状況評価 (中性子照射脆化)	60年時点の関連温度の予測値について、PLM30での予測値とPLM40での予測値を同じ条件で比較し、説明すること。その際、中性子照射量の差異も含めて説明すること。	P 9
14	2023年 7月18日	劣化状況評価 (照射誘起型応力腐食割れ)	炉心槽の海外損傷事例に関して、近年発生した事象について川内1, 2号炉と比較し説明すること。	P 10~14
15	2023年 7月18日	劣化状況評価 (熱時効)	代表機器として選定した1次冷却材管の評価上の条件は、どのループであるか示すこと。また、2号炉の評価対象部位について、フェライト量が最も多い箇所としてホットレグ直管を選定しているが、フェライト量が他の部位(クロスオーバーレグ直管(垂直管・水平管))と同じであることから代表の選定方法について説明すること。	P 15

No	日時	事象	指摘事項の内容	回答
16	2023年 7月18日	劣化状況評価 (熱時効)	1次冷却材管よりも蓄圧タンク出口第2逆止弁の方が、フェライト量が大きいが、代表として抽出していない理由を説明すること。	P16, 17
17	2023年 7月18日	劣化状況評価 (熱時効)	2号炉の評価部位について、応力最大箇所が、30年目の評価における「蓄圧タンク注入管台」から、40年目の評価における「ホットレグ直管」に変更となった理由を説明すること。	P18
18	2023年 7月18日	劣化状況評価 (絶縁低下)	環境調査について、NISA文書に基づいて過去に実施したものと、最近実施したものの相違点があるか説明すること(例えば、調査範囲や使用した計測器など)。	P19
19	2023年 7月18日	劣化状況評価 (絶縁低下)	環境条件は、1, 2号炉を包絡する厳しい条件に設定しているとのことだが、本件は、電気学会推奨案に対するものであり、ACAガイドに基づく評価には適用していないか確認し、説明すること。	P20
20	2023年 7月18日	劣化状況評価 (絶縁低下)	供試体としたケーブルの温度設定の適切性について説明すること。	P21
21	2023年 7月18日	劣化状況評価 (耐震安全性評価)	主蒸気系統配管の伸縮継手の疲労評価について、A系とB系の結果を併記すること。	P22~24
22	2023年 7月18日	劣化状況評価 (耐震安全性評価)	評価書に記載されていない代表以外の評価結果について、より厳しい数値が無いかを確認し、説明すること。	

○目視確認の方法

原子炉容器の開放点検（下部炉心支持構造物を吊上げた状態）で原子炉容器内に水中カメラを設置し、内面クラッドに対して目視確認（維持規格に基づかない自主的な確認）を実施している。水中カメラについては、維持規格に基づく供用期間中検査の目視検査（VT-3）と同様のカメラを使用しており、本カメラで目視確認できる範囲で、クラッドに損傷がないかなど、異常がないことを確認しているものである。

表 目視確認について

	1号炉	2号炉
確認方法	下部炉心支持構造物を吊上げた状態で、原子炉容器中心に水中カメラを設置しカメラを上下に移動させ、遠隔による目視確認を実施。（何らかの異常が疑われる場合には、よりズームを行うことやカメラを近接することも可能）	
確認頻度	1回／7年 （供用期間中検査（RV-ISI）とあわせて実施）	
確認結果 （至近）	異常は確認されなかった 〔2019～2020年度 （第25回）〕	異常は確認されなかった 〔2021～2022年度 （第25回）〕

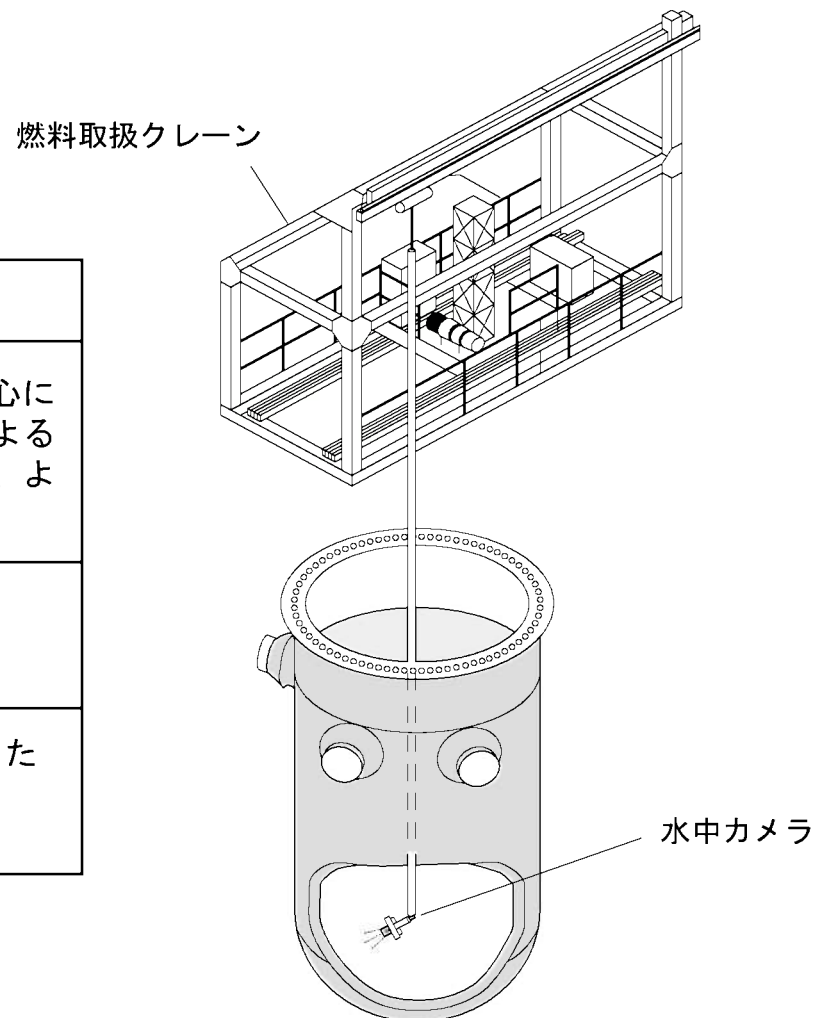
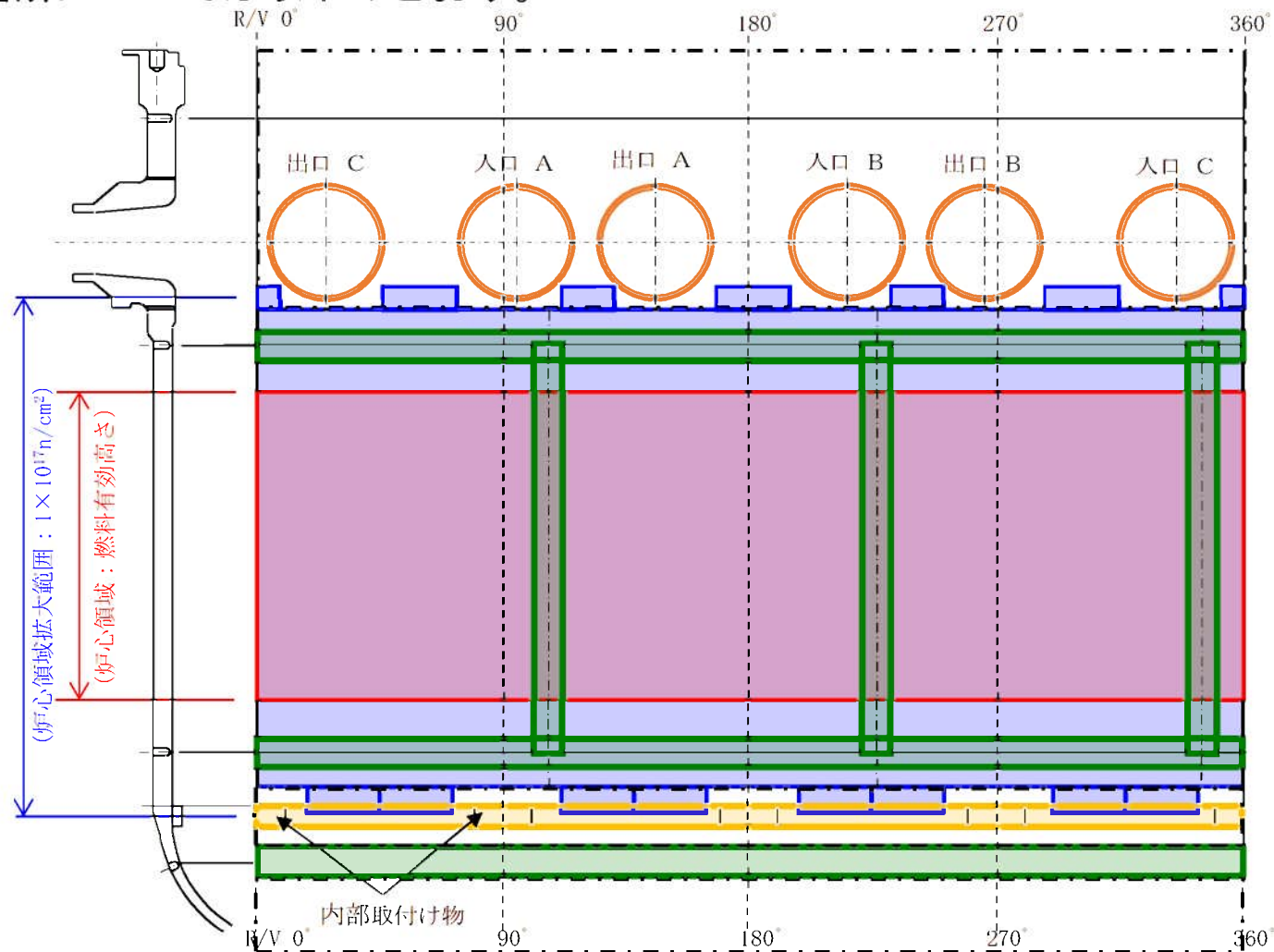


図1 目視確認のイメージ

○原子炉容器内面に係る検査等

原子炉容器内面において、特別点検、供用期間中検査等からクラッドを含む健全性を確認している箇所については以下のとおり。



- : 特別点検 (炉心領域) 【UT】

■ : 供用期間中検査 【UT】
- : 特別点検 (ノズルコーナ部) 【ECT】

■ : 供用期間中検査 【VT-3】 ※
- : 自主点検 (1×10¹⁷範囲) 【UT】

□ : 目視確認のみにて確認できている範囲

※ : 内部取付け物の目視検査と合わせて確認できている部分

○ 1号炉のPTS評価におけるPLM30とPLM40の比較について

深さ10mmの想定き裂を用いたPTS評価のうち、運転開始後60年時点の破壊靱性遷移曲線（ K_{Ic} 下限包絡曲線）について、

- ① PLM30評価時点においてJEAC4201-2007/2010年追補版にて評価した結果
 - ② PLM30評価時点においてJEAC4201-2007/2013年追補版にて評価した結果
 - ③ PLM40評価時点においてJEAC4201-2007/2013年追補版にて評価した結果
- をP 8に示す。

また、運転開始後60年時点のPTS評価に用いた各条件の整理結果を以下に示す。

1号炉 運転開始後60年時点のPTS評価に用いた各条件の整理結果

No.	分類	適用規格 (JEAC4201)	Tp	中性子照射量 予測値※ [$\times 10^{19}n/cm^2$]
①	PLM30	2007/2010年追補版	66	9.92
②			96	
③	PLM40	2007/2013年追補版	89	8.85

※各評価実施時期から運転開始後60年まで稼働率100%で運転すると仮定して、原子炉容器内表面位置の中性子照射量を算出。

○PLM30における適用規格（JEAC4201）の年度版の影響について

適用規格の年度版においては、2007/2010年追補版（①）と2007/2013年追補版（②）とでは、試験データの拡充等により2007/2013年追補版（②）の方が、関連温度予測値が高くなる傾向※があるため、PLM30の評価では2007/2013年追補版（②）における予測破壊靱性が低い値となる。

（予測破壊靱性 K_{IC} ①>②）

※2007/2013年追補版は、2007/2010年追補版で国内脆化予測法の策定に用いられたデータに加え、高照射領域にてより関連温度が高いデータを拡充して予測法の精度向上が図られたことから、2007/2013年追補版の関連温度予測値は2007/2010年追補版より高くなる傾向がある。

○PLM30とPLM40における中性子照射量について

PLM30（①、②）とPLM40（③）の評価においては、各評価時期における最新の監視試験結果及び稼働率の設定（稼働率100%）により運転開始後60年時点の中性子照射量予測値を算出しており、その結果、PLM30の方が高い予測値となる。

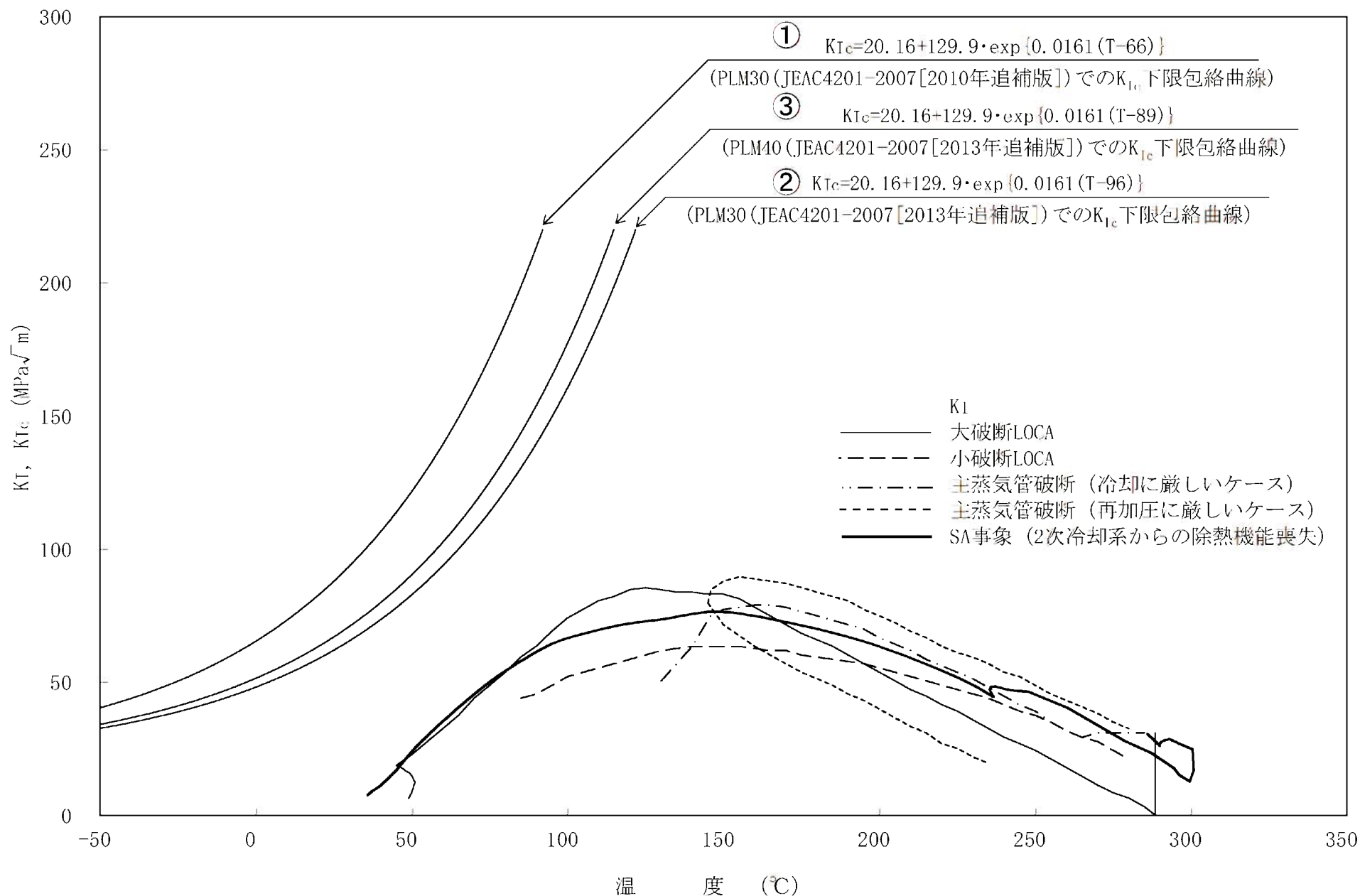
（中性子照射量予測値①、②>③）

○PLM30【2007/2010年追補版①】とPLM40【2007/2013年追補版③】の比較について

上記を踏まえると、PLM30（①）の方がPLM40（③）に比べて運転開始後60年時点の中性子照射量予測値が高くなるものの、先述のとおり規格の変遷による試験データの拡充等の影響により、2007/2013年追補版にて評価したPLM40（③）の方が関連温度予測値が高くなり、予測破壊靱性が低い値となっている。

（予測破壊靱性 K_{IC} ①>③）

以上を踏まえ T_p 値を算出した結果、P6及びP8のとおり、予測破壊靱性 K_{IC} については、①>③>②となる。



川内1号炉 PTS評価結果の比較

○関連温度におけるPLM30とPLM40の比較について

PLM30とPLM40における運転開始後60年時点の中性子照射量予測値と、JEAC4201-2007/2010年追補版及びJEAC4201-2007/2013年追補版のそれぞれの国内脆化予測法で算出した関連温度予測値を整理した結果（PLM30とPLM40の比較）を以下に示す。

関連温度予測値は、 ΔRT_{NDT} 計算値（中性子照射量、Cu及びNi含有量等より算出）や監視試験の実測値で補正する場合に用いるマージンMc等をもとに算出する。これらのうち、McについてはPLM30とPLM40とで大きな差はなかった。

一方、中性子照射量予測値について、PLM30とPLM40の評価においては、各評価時期における最新の監視試験結果及び稼働率の設定（稼働率100%）により運転開始後60年時点の中性子照射量予測値を算出しており、その結果、PLM30の方が高い予測値となる。

そのため、関連温度予測値はPLM30 > PLM40となり、運転開始後60年時点での中性子照射量予測値の差が関連温度予測値の差として表れていると考えられる。

運開後60年時点の関連温度予測値及び中性子照射量予測値

部 位	運開後60年時点の予測値				
	1号炉			2号炉	
	PLM30		PLM40	PLM30	PLM40
	2007/2010年追補版 【参考】	2007/2013年追補版	2007/2013年追補版	2007/2013年追補版	2007/2013年追補版
胴部（母材）	35	45	40	30	24
胴部（溶接金属）	-8	-2	-7	7	2
胴部（熱影響部）	20	30	29	11	7
中性子照射量 予測値* [$\times 10^{19}n/cm^2$]	6.23		5.56	6.18	5.59

*各評価実施時期から運転開始後60年まで稼働率100%で運転すると仮定して、内表面から板厚tの1/4t深さ位置での中性子照射量を算出。

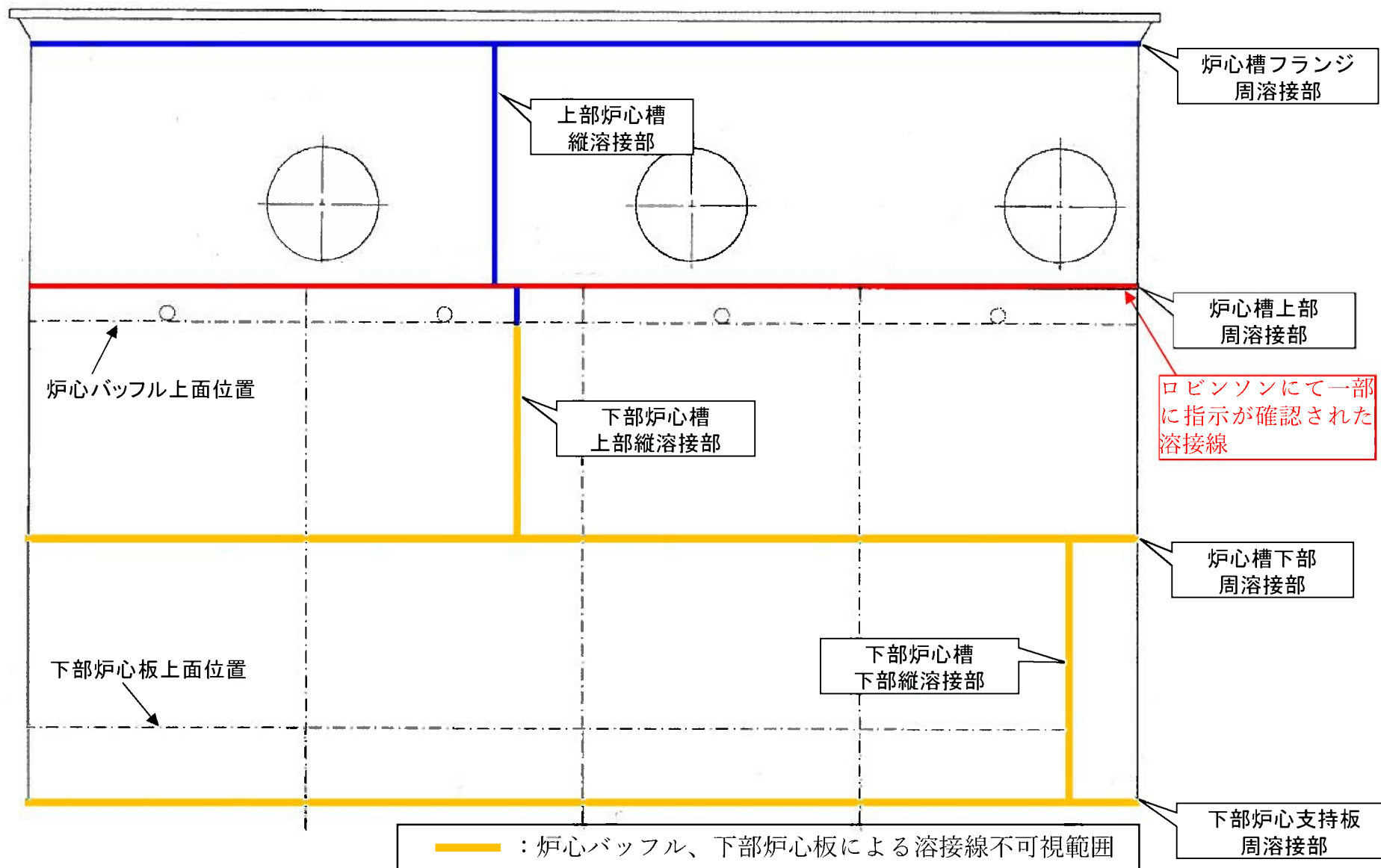
○海外における炉心槽の損傷事例について（HBロビンソン2号機（米国））

- ・ 2022年12月に、HBロビンソン2号機の炉心槽の目視点検（VT-3、頻度：1回/10年）にて、炉心槽の上部周溶接線部に12インチの指示が特定され、詳細調査を行ったところ深さ92%の指示であることが確認された。
なお、その後の調査で他にも4カ所の指示が確認されている。
- ・ 当該箇所に対して補修及び評価を行うことにより、2024年まで運転可能と判断し、プラントを再稼働している。
- ・ 本事象については原因等に関して今後の動向を注視し、情報を収集する。

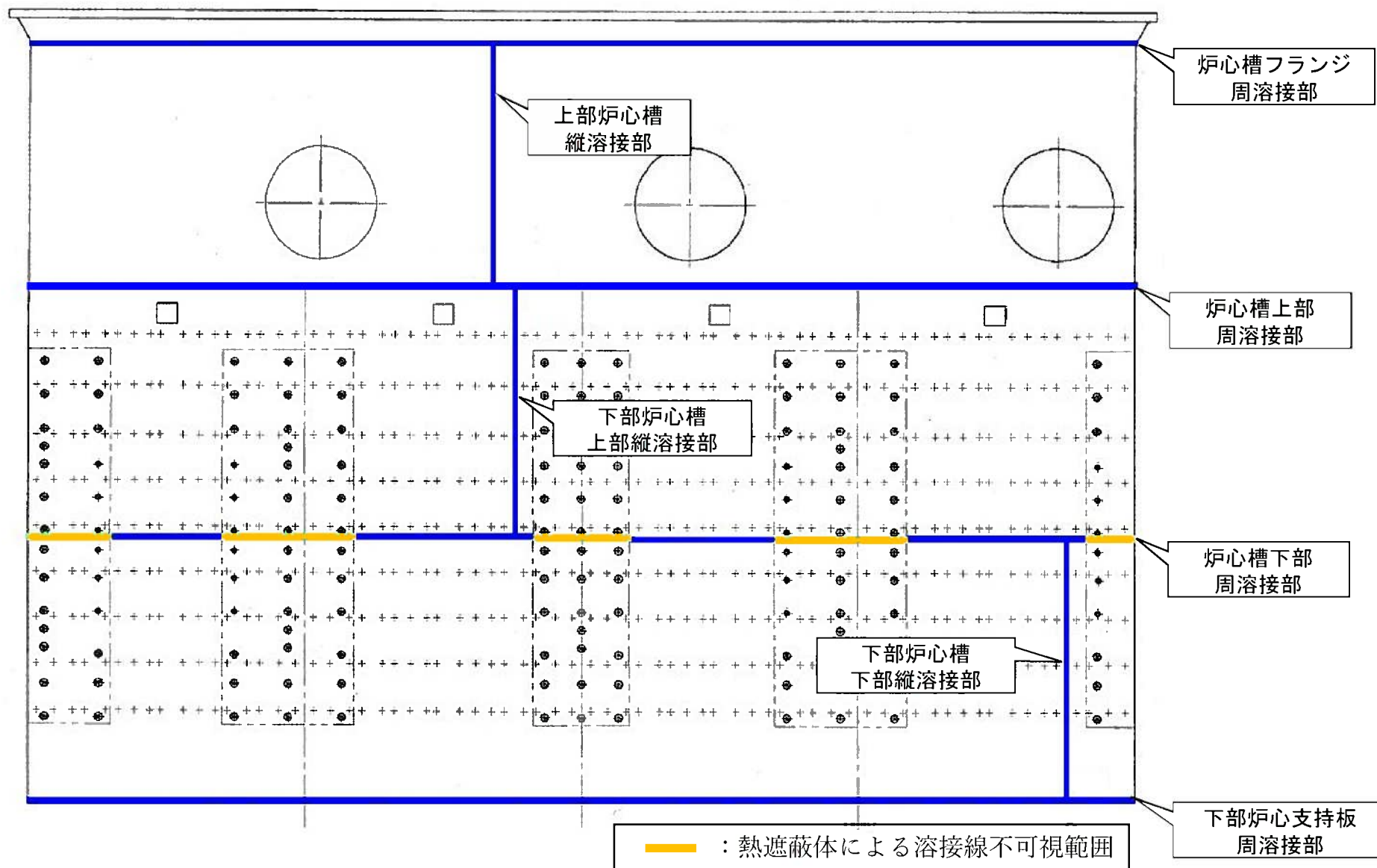
	HBロビンソン2	川内1	川内2
運転開始	1971. 3	1984. 7	1985. 11
運転年数	52年4ヵ月	39年0ヵ月	37年8ヵ月
出力（万kw）	76. 8	89. 0	89. 0

〔出典：日本原子力産業協会HP 2023年7月現在〕

○川内 1, 2号炉心槽溶接部 (内面)



○川内 1, 2号炉心槽溶接部 (外面)



○川内 1, 2号炉における保全状況

川内 1, 2号炉では、維持規格に従い、海外の損傷事例が確認された上部周溶接部を含む炉心槽の目視検査（VT-3、頻度：1回/7年）を行っており、これまでに有意な指示は確認されていない。

○供用期間中検査計画および点検実績

炉内構造物の現状保全としては、維持規格に示す下記の試験方法等に従い、供用期間中検査として目視検査（VT-3）を実施しており、これまで試験対象部位の異常（ボルト等の脱落、過大な変形等）がないことを確認している。維持規格に基づく点検内容および至近の検査実績を下表に示す。

項目番号※1 試験カテゴリ	試験部位	試験対象 (IASCC想定部位)	試験方法	頻度	至近検査結果	
					1号	2号
G1. 10 G-P-1	容器内部	炉心槽 炉心バッフル 下部炉心板	VT-3※2	1回/7年	良 2019年度 (第24回)	良 2021～2022年度 (第25回)
G1. 40 G-P-1	内部取付け物	炉心バッフル 熱遮蔽材	VT-3※2	1回/7年	良 2019～2020年度 (第25回)	良 2021～2022年度 (第25回)
G1. 50 G-P-2	炉心支持構造物	上部炉心板	VT-3※2	1回/7年	良 2019～2020年度 (第25回)	良 2021～2022年度 (第25回)
		炉心槽 下部炉心板			良 2019～2020年度 (第25回)	良 2021～2022年度 (第25回)

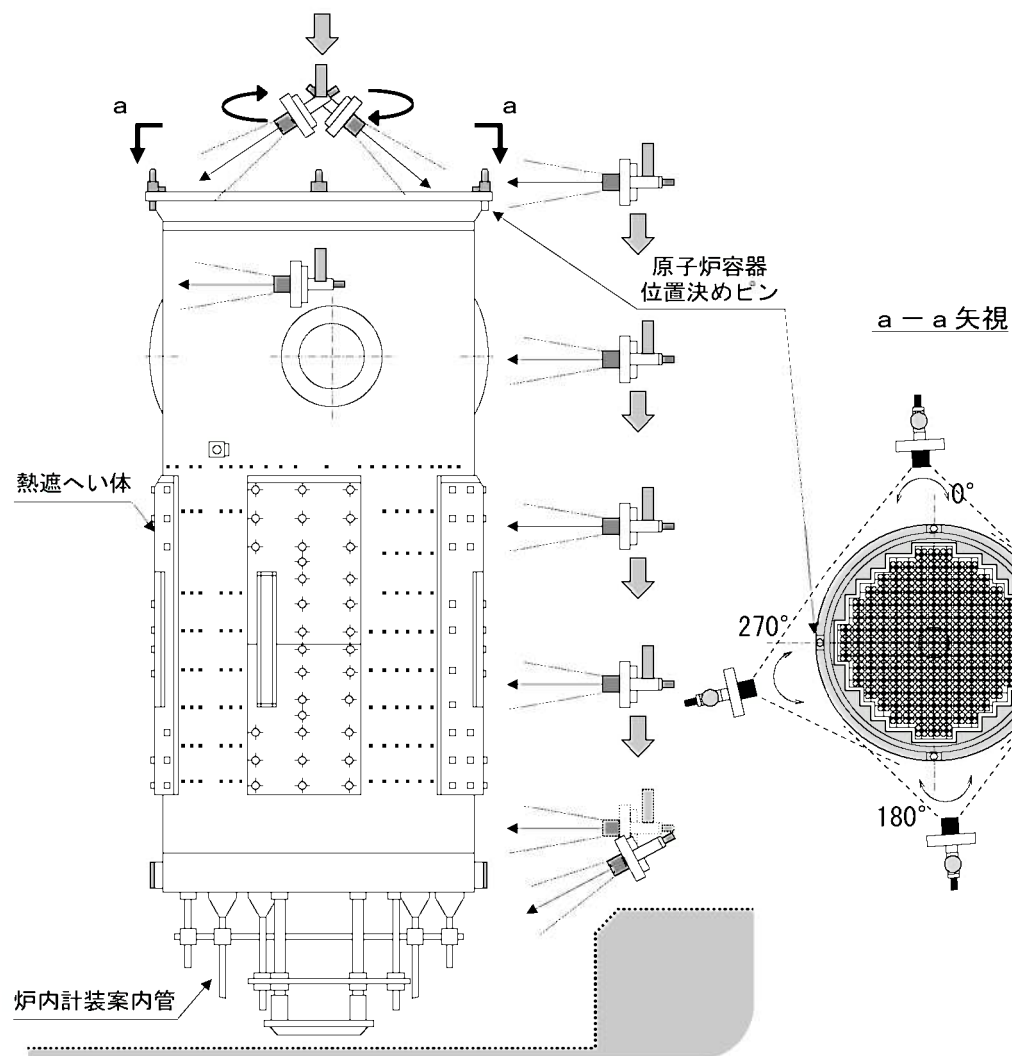
※1：維持規格2012年版、2013年追補、2014年追補の番号を示す。

※2：水中テレビカメラによる遠隔目視試験

○試験方法：水中テレビカメラによって、可視範囲に対して遠隔目視試験を行っている。その際、試験対象部の表面において18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できることを確認。

○試験項目：機器の変形、心合せ不良、傾き、部品の破損、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、機器表面における異常および脱落の有無を確認。

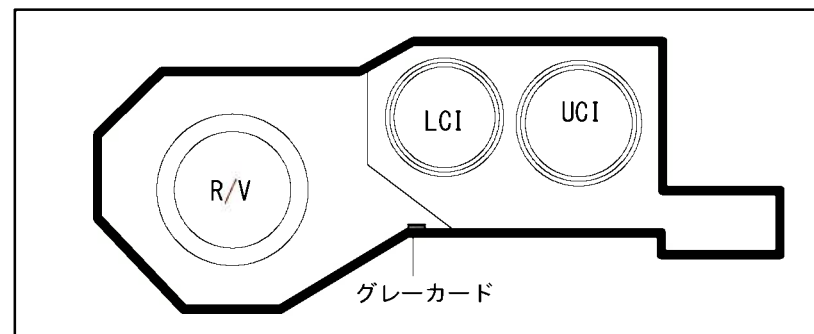
○判定基準：機器の変形、心合せ不良、傾き、部品の破損、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、機器表面における異常および脱落がないこと。



VT-3のイメージ図

○目視点検 (VT-3) について

- ・原子炉キャビティに取り出し、仮置きされた下部炉心構造物 (LCI) について水中カメラを用いて点検を行う。
- ・外面については、4カ所にカメラを配置し、上下に移動させながら炉心槽を含む下部炉心支持構造物の可視範囲を確認する。
- ・内面についてはLCI内側にカメラを入れ、内面の可視範囲を点検する。



原子炉キャビティ断面図

○ 1次冷却材管の評価上の代表について

- ・ 熱時効の代表機器として選定した1次冷却材管の評価にあたっては、特定のループを代表しているわけではなく、全ループの中でそれぞれ厳しい条件を組み合わせることで評価を実施している。
- ・ 具体的には、フェライト量（化学成分）は靱性値の低下が厳しくなるよう、フェライト量最大のループを抽出。荷重についても同様に最大となるループの条件をそれぞれを組み合わせている。

○ フェライト量最大箇所の選定の考え方について

- ・ 川内2号炉の評価対象機器の抽出において、フェライト量最大の観点から抽出される箇所については、「ホットレグ直管」を選定しているが、7月18日審査会合において説明した資料中では、以下の2部位についても「ホットレグ直管」と同じ値を記載している。
 - クロスオーバーレグ直管（垂直管）
 - クロスオーバーレグ直管（水平管）
- ・ 上記の3部位については、小数点第1位まで丸めた値については同値であるため、小数点第2位までを比較し、ホットレグ直管を最大部位として選定している。（各値については下表の通り。）

表 フェライト量最大箇所の詳細値比較（2号炉）

部 位	フェライト量* (評価書記載値)	フェライト量 (詳細値)	選定部位
ホットレグ直管	約17.3[%]	17.26	○
クロスオーバーレグ直管(垂直管)	約17.3[%]	17.22	
クロスオーバーレグ直管(水平管)	約17.3[%]	17.22	

* いずれの値についても、保守的に小数点第2位を切り上げ、小数点第1位までの値に「約」を付けて記載。

○背景・経緯

- ・評価対象機器の選定に当たっては、「使用温度[°C]」「フェライト量[%]」「発生応力[MPa]」の3つの値が高いほど、熱時効における評価上厳しい条件となることから、これらの条件を考慮して選定を実施している。
- ・川内2号炉のそれぞれの条件を整理した結果、「使用温度[°C]」及び「発生応力[MPa]」については、「ホットレグ直管」の条件が最も厳しく、「フェライト量[%]」については「蓄圧タンク出口第2逆止弁」が最も厳しい結果となった。

○代表選定の考え方

- ・「蓄圧タンク出口第2逆止弁」ではなく、「1次冷却材管」を選定した理由は以下の通り。
 - 弁は、接続される配管と比較して厚板に製造されていることから発生応力は小さく、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。
 - フェライト量の差異が軽微であること及び発生応力・使用温度の差異については比較的大きいことから、「1次冷却材管」の方が「蓄圧タンク出口第2逆止弁」より条件として厳しいと判断。

表 評価条件比較

機器	部位	使用温度[°C]	フェライト量[%]	発生応力[MPa]	選定結果
1次冷却材管	直管、エルボ、管台	約321.1 / 約283.6	約17.3	約149	○
蓄圧タンク出口 第2逆止弁	弁箱	約283.6	約17.8	約118	

○対応事項

- ・「1次冷却材管」が「他の機器・部位と比較するとフェライト量、発生応力ともに大きい」との表現については、記載の適正化を行う。修正箇所については以下の通り。
(該当箇所については次ページ参照)
 - [2023年7月18日審査会合] 資料1-4-1 p.6 「表2 熱時効評価対象機器（2号炉）」
 - 川内2号炉 補足説明資料（2相ステンレス鋼の熱時効） 本文 p.10

<抜粋> [2023年7月18日審査会合] 資料1-4-1 p. 6 「表2 熱時効評価対象機器 (2号炉)」

4. 評価対象機器の抽出について

6

表2 熱時効評価対象機器 (2号炉)

機器	部位	使用温度 (°C)	フェライト量 (%)	発生応力 (MPa)	選定結果	備考 (選定理由)
1次冷却材ポンプ	羽根車	約283.6	約15.3	約46		1次冷却材ポンプの羽根車について、過去に亀裂に関する不具合は発生しておらず亀裂の原因となる経年劣化事象はない。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 羽根車は耐圧部ではなく、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生は想定されない。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。
	ケーシング	約283.6	約12.2	約104		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない。
1次冷却材管	直管、エルボ、管台	約321.1 約283.6	約17.3	約149	○	疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。応力腐食割れについては、高温で使用する場合は水質管理を実施しており発生する可能性は小さい。 他の機器・部位の使用温度、フェライト量、発生応力と比較し、最も条件が厳しいと考えられる、1次冷却材管を代表評価機器とする。
RHRS入口隔離弁	弁箱、弁蓋	約321.1	約14.2	約103		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、弁は接続される配管と比較して厚板に製造されていることから発生応力は小さく、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない。
蓄圧タンク出口第2逆止弁	弁箱	約283.6	約17.8	約118		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、弁は接続される配管と比較して厚板に製造されていることから発生応力は小さく、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない。
高圧タービン	内部車室	約263	約5.5	約41		疲労割れによる亀裂が想定されるが、内部車室は耐圧部材ではなく、有意な応力変動を受けない構造となっており、亀裂が発生する可能性は小さい。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。
制御棒クラスタ	スパイダ、ベーン、フィンガ	約321.1	約5.9	約28		制御棒クラスタのスパイダ組立体について、過去に亀裂に関する不具合は発生しておらず亀裂の原因となる経年劣化事象はない。また、製造時に内部欠陥をなくす処理をしている。 スパイダ組立体は耐圧部ではなく、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生は想定されない。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。

○背景

2号炉の評価部位については、応力最大箇所が、30年目評価の「蓄圧タンク注入管台」から、40年目評価の「ホットレグ直管」に変更となったことで、40年目評価においては「蓄圧タンク注入管台」が評価対象部位から除外となっている。

表 30年目及び40年目の評価対象部位比較

号炉	30年目	40年目※
1号炉	○ホットレグ直管 ○コールドレグ直管	○ホットレグ直管 ○コールドレグ直管 ○蓄圧タンク注入管台 ○SG入口50°エルボ
2号炉	○ホットレグ直管 ○蓄圧タンク注入管台	○ホットレグ直管 ○SG入口50°エルボ

○ 応力値最大箇所
○ フェライト量最大箇所

※2号炉については、応力最大、及びフェライト量最大が共に「ホットレグ直管」となったことから、「応力とフェライト量の組み合わせ」による選定箇所もなくなり、1号炉と比較して、2ヶ所選定箇所が少ない。

○変更となった理由

- ・30年目の評価においては、「蓄圧タンク注入管台」を応力が最大の箇所として選定していたが、設備の変更（蒸気発生器取替工事）を反映した結果、「ホットレグ直管」が応力最大の箇所となったため、40年目の評価においては選定せず。
- ・蒸気発生器取替工事に伴い応力最大箇所が変更となった理由としては、取替後の蒸気発生器の寸法や支持構造物を反映した地震応答解析モデルを用いてループ解析を実施したことで、「ホットレグ直管」及び「蓄圧タンク注入管台」それぞれにかかる荷重が変更となり、大小関係が逆転したことによる。
- ・本内容については、説明の拡充のため、以下の箇所に追記する。

川内2号炉 補足説明資料(2相ステンレス鋼の熱時効) 別紙13

○環境調査の相違点について

環境調査の相違点を以下に示す。40年目の評価前に実施した環境調査は、調査範囲の拡大や計測器の追加などの改善を図っている。

	NISA文書対応 (30年目の評価に適用)	40年目評価前	相違点
調査範囲	C/V内（ループ室、加圧器上部、加圧器下部、原子炉容器上部、通路部）の約40箇所	C/V内（ループ室、加圧器上部、加圧器下部、原子炉容器上部、通路部）、C/V外（主蒸気配管室、使用済燃料ピット付近）の約60箇所	事故時に過酷環境となる主蒸気配管室と使用済燃料ピット付近を新たに測定箇所として追加。また、C/V内の測定箇所を追加し、データを拡充。
計測器 (温度)	サーモラベル 温度メモリーボタン	サーモラベル 温度メモリーボタン 熱電対	高線量区域での計測のため、熱電対を追加。
計測器 (放射線)	アラニン線量計	アラニン線量計	なし

○評価に適用した環境条件の設定について

A C Aガイドに基づく評価に適用する環境条件は、電気学会推奨案と同様に、1, 2号炉を包絡する厳しい条件にて設定している。

下表に示す環境条件は、N I S A文書対応（1, 2号炉）／40年目評価前（1, 2号炉）の環境調査結果を包絡している。

＜環境条件の設定例（難燃P Hケーブルの場合）＞

布設区分	温度[°C]	線量率[Gy/h]
ループ室	45	0.35
加圧器上部	50	0.005
通路部（その他）	45	0.005
通路部（ケーブルトレイ内）	60*1	0.005
主蒸気配管室	45	—

*1：原子炉格納容器内でのケーブル布設エリアの温度（約42°C）に通電による温度上昇と余裕を加えた温度

○供試ケーブルの温度設定の適切性について

供試ケーブルとして用いたサンプリングケーブル（47.0℃-0.2mGy/hの布設環境で21.3年使用）は、他電力において実際に使用されていたケーブルであり、プラント運転中のケーブル近傍での環境調査（温度測定）結果に基づいて設定しているため、実布設環境として適切な温度設定となっている。

なお、ケーブルの実布設期間である38.7年のうち、プラント運転中の期間である21.3年のみを考慮して追加の加速劣化試験条件を設定し、60年間連続の通常運転相当の評価を実施している。実際には、評価上考慮していない停止期間中（17.4年）も使用実績があることから、保守的な設定となっている。

○経緯・背景

- ・耐震安全性評価においては、複数の系統にそれぞれ設置される機器・配管について、技術評価における結果が厳しい系統の値を代表して記載している。
- ・一方、7月18日審査会合において、「伸縮式配管貫通部（主蒸気系統配管）－低サイクル疲労」の評価について、技術評価と耐震安全性評価の結果を合計すると、結果として劣化状況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ものがあることを説明。
- ・これらを踏まえ、耐震安全性評価における代表機器のうち、劣化状況評価に記載している他の値についても同様に、評価結果の逆転が起きている箇所の有無を確認した。

○確認結果

1, 2号炉それぞれ以下の評価が抽出されたが、いずれについても許容値を満足しており、耐震安全性評価上問題ないことを確認した。（それぞれの結果詳細については補足説明資料に追加する。）

表 1 確認結果一覧

号炉	機種	経年劣化事象	代表機器名称	
1号炉	容器	低サイクル疲労	伸縮式配管貫通部	主蒸気系統配管 A, B, C-MSライン貫通部
				主給水系統配管 A, B, C-FWライン貫通部
2号炉	容器	低サイクル疲労	伸縮式配管貫通部	主給水系統配管 A, B, C-FWライン貫通部

1号炉の確認結果

表2 確認結果 <低サイクル疲労—伸縮式配管貫通部（主蒸気・主給水系統）>

評価書記載値

機種	経年劣化事象	代表機器名称		評価用地震力	疲労累積係数			
					通常運転時	地震時	合計	
容器	低サイクル疲労	伸縮式配管貫通部	主蒸気系統	PEN#302 A-MSライン貫通部(伸縮継手) ^{※1}	Ss	0.021	0.944	0.965
					Sd	0.021	0.340	0.361
				PEN#304 B-MSライン貫通部(伸縮継手)	Ss	0.021	0.279	0.300
					Sd	0.021	0.075	0.096
				PEN#306 C-MSライン貫通部(伸縮継手)	Ss	0.017	0.287	0.304
					Sd	0.017	0.090	0.107
			主給水系統	PEN#301 A-FWライン貫通部(伸縮継手)	Ss	0.118	0.661	0.779
					Sd	0.118	0.191	0.309
				PEN#303 B-FWライン貫通部(伸縮継手)	Ss	0.235	0.161	0.396
					Sd	0.235	0.063	0.298
				PEN#305 C-FWライン貫通部(伸縮継手)	Ss	0.159	0.305	0.464
					Sd	0.159	0.091	0.250

※1：当該機器（系統）の評価結果については、評価上、裕度が小さいことを踏まえ、劣化状況評価書へ追記する。

2号炉の確認結果

評価書記載値

表3 確認結果 <低サイクル疲労—伸縮式配管貫通部（主給水系統）>

機種	経年劣化事象	代表機器名称		評価用地震力	疲労累積係数			
					通常運転時	地震時	合計	
容器	低サイクル疲労	伸縮式配管貫通部	主給水系統	PEN#301 A-FWライン貫通部(伸縮継手)	Ss	0.116	0.196	0.312
					Sd	0.116	0.061	0.177
				PEN#303 B-FWライン貫通部(伸縮継手)	Ss	0.229	0.202	0.431
					Sd	0.229	0.060	0.289
				PEN#305 C-FWライン貫通部(伸縮継手)	Ss	0.142	0.400	0.542
					Sd	0.142	0.115	0.257