

これまでの委員からの質問への回答 (第3回分科会時の質問)

2022年8月2日

No.	質問事項	質問者	頁
3-1	米国では、安全系機器に加え、故障することにより安全系に影響を及ぼす機器（消火系統等）を対象に評価をしていると記憶している。米国との差を説明すること。	佐藤委員	3～7
3-2	PLM30時の評価書の対象機器を簡略に説明すること。	渡邊委員	8
3-3	低サイクル疲労は、応力の位置、応力の種類等さまざまな要因があり評価が難しいが、総合的な話を踏まえて低サイクル疲労を説明すること。	渡邊委員 後藤委員	9, 10
3-4	30年時点でのUF値がいろいろとあるのであれば、最も厳しい代表例でもよいので示すこと。	大畑委員	11～13
3-5	UTの検出限界について説明すること。	大畑委員	14
3-6	過渡回数は自プラントの回数に加え、自プラント未経験の過渡についても、他プラントの経験を踏まえて算出しているとのことであるが、具体例を示すこと。	佐藤委員	15
3-7	資料4-1のP15の表について、劣化状況評価対象数のうち、代表機器として評価している設備数を追記すること。	後藤委員	16～19

No.	質問事項	質問者	頁
3-8	CV半球部の歩廊などパットを当てて溶接していると思うが、アニュラス側の鋼板の写真を提示すること。	後藤委員	20~22
3-9	安全な長期運転に向けて設計の経年化についてどのように考えているか説明すること。	守田委員	23
3-10	検査データの信頼性の観点から、九電の関与について説明すること。	釜江座長	24
3-11	原子炉格納容器の貫通部ペネの概略数、種類を示すこと。	後藤委員	25
3-12	1次遮蔽壁の解析温度が制限値に近い場合、温度計測結果を示すこと。	佐藤委員	26, 27
3-13	原子炉容器を支えているサポート部のアンカーボルトについて説明すること。	佐藤委員	28, 29
3-14	1978年のHilsdorf他の文献発表後、時間がたっているが、最新知見と比較して妥当であることを説明すること。	佐藤委員	30
3-15	ガンマ線照射量が全方位で均一でない理由を説明すること。	佐藤委員	31

1. 質問事項

米国では、安全系機器に加え、故障することにより安全系に影響を及ぼす機器（消火系統等）を対象に評価をしていると記憶している。米国との差を説明すること。

2. 回 答

米国の代表プラントのPLM評価対象機器のうち、前回ご説明した消火系統を含めて、非安全系機器等をリストアップし、川内の機器と比較を行った。結果、評価対象としているか、または、設計時に安全機能を有した機器に対して影響を考慮した設備であった。なお、米国は安全系機器、安全機器の機能達成を妨げる可能性のある非安全系機器、火災防護等に必要な設備を評価対象機器としており、日本はクラス3以上の設備と常設重大事故等対処設備を評価対象機器としている。詳細を次頁以降に示す。

なお、次頁以降の表に示す「川内での扱い」の欄については、以下のとおり整理した。

- ① 米国と同様に、川内でもPLM評価対象としている。
- ② 当該設備が仮に破損しても、安全機能を有した設備に対して以下の影響を考慮した設計としている。
 - (1) 波及的影響を及ぼさない配置
 - (2) 溢水
 - (3) 地震による落下
 - (4) 蒸気影響
- ③ 原子炉の運転中に使用しない。
- ④ 米国では評価対象外だが、川内ではPLM評価対象としている。

米国		川内1/2号機		川内での扱い
機器例	重要度	機器例	重要度	
通信連絡設備	非安全系 SBO※1	通信連絡設備	MS3	①(クラス3設備)
格納容器再循環ファン、 制御棒駆動装置冷却ファン	FP/SBO※1	格納容器再循環ファン、 制御棒駆動装置冷却ファン	PS3 MS3	①(クラス3設備)
240kV開閉所	SBO※1	特高開閉所	PS3	①(クラス3設備)
火災及び煙検知器	FP※1	高濃度煙感知器(中央 制御室内)、 煙感知器(防爆型含む)	MS3	①(クラス3設備)

※1：各略称は以下の通り

FP：火災防護、ATWS：原子炉停止機能喪失事象、SBO：外部電源喪失事象

※2：常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物(PLM評価対象)

米国		川内1/2号機		川内での扱い
機器例	重要度	機器例	重要度	
照明	FP/SBO※1	非常用照明設備	MS3	①(クラス3設備)
放水路	非安全系 FP/SBO※1	放水路	PS3	①(クラス3設備)
スプレシステム、 原水タンク、 電動消火ポンプ	安全系 FP※1	消火用水系統、 ろ過水貯蔵タンク、 電動消火ポンプ	MS3	①(クラス3設備)
防火ダンパ、 ハロン消火設備	安全系 FP※1	防火ダンパ	PS3 MS3 SA※2	①(クラス3設備)
		ハロン消火設備	MS3	
起動変圧器	FP/SBO※1	主変圧器(起動変圧器の 機能を統合)	PS3	①(クラス3設備)
格納容器排気筒	非安全系	格納容器排気筒	MS2	①(クラス2設備)
補助給水設備作動回路等	ATWS※1	電動補助給水ポンプ しゃ断器	MS1	①(クラス1設備)

米国		川内1/2号機		川内での扱い
機器例	重要度	機器例	重要度	
タービン用ガントリークレーン	非安全系	タービン建屋天井クレーン	NONクラス	②-(1)
使用済燃料ピットスキマポンプ、スキマフィルタ	非安全系	使用済燃料ピットスキマポンプ、スキマフィルタ	NONクラス	②-(2)
<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水系統配管の一部 ・ 小口径1次系サンプリング配管及び関連設備 ・ 小口径廃棄物処理配管及び関連設備 ・ 補助蒸気系統配管の一部 ・ 小口径サービス配管及び関連設備 	非安全系	(屋内設備) ・ 復水検塩装置系統配管 ・ サンプルフード内ガス分析用試料採取管 ・ 洗浄排水高濃縮装置ベント冷却管	NONクラス	②-(2)
		(屋外設備) ・ 排水処理装置系統配管 ・ 補助ボイラ設備配管 ・ 真空脱気器第1段2段加熱蒸気管 ・ 飲料水系統		②-(2)
2次系サンプリング系統配管 (主蒸気サンプリングライン)	非安全系	主蒸気サンプリングライン	NONクラス	②-(4)

米国		川内1/2号機		川内での扱い
機器例	重要度	機器例	重要度	
格納容器ポーラクレーン	非安全系	格納容器ポーラクレーン	NONクラス	②-(3)、③
制御棒駆動装置(電気部品)	評価対象外	制御棒駆動装置制御盤	PS3 MS3	④(クラス3設備)
		MGセット用発電機	PS3	④(クラス3設備)
主変圧器及び予備変圧器	評価対象外	主変圧器及び予備変圧器	PS3	④(クラス3設備)
エリア放射線モニタリング	評価対象外	放射線監視盤	MS2, 3	④(クラス2, 3設備)

1. 質問事項

PLM30時の評価書の対象機器を簡略に説明すること。

2. 回答

PLM30時の評価書の対象機器は重要度分類指針クラス1、2及び3のうち高温・高圧並びに常設重大事故等対処設備であり、以下の通りグループ化している。

- ・ポンプ
- ・熱交換器
- ・ポンプ用電動機器
- ・容器
- ・配管
- ・弁
- ・炉内構造物
- ・ケーブル
- ・電気設備
- ・タービン設備
- ・コンクリート構造物及び鉄骨構造物
- ・計測制御設備
- ・空調設備
- ・機械設備
- ・電源設備

詳細は別紙参照。

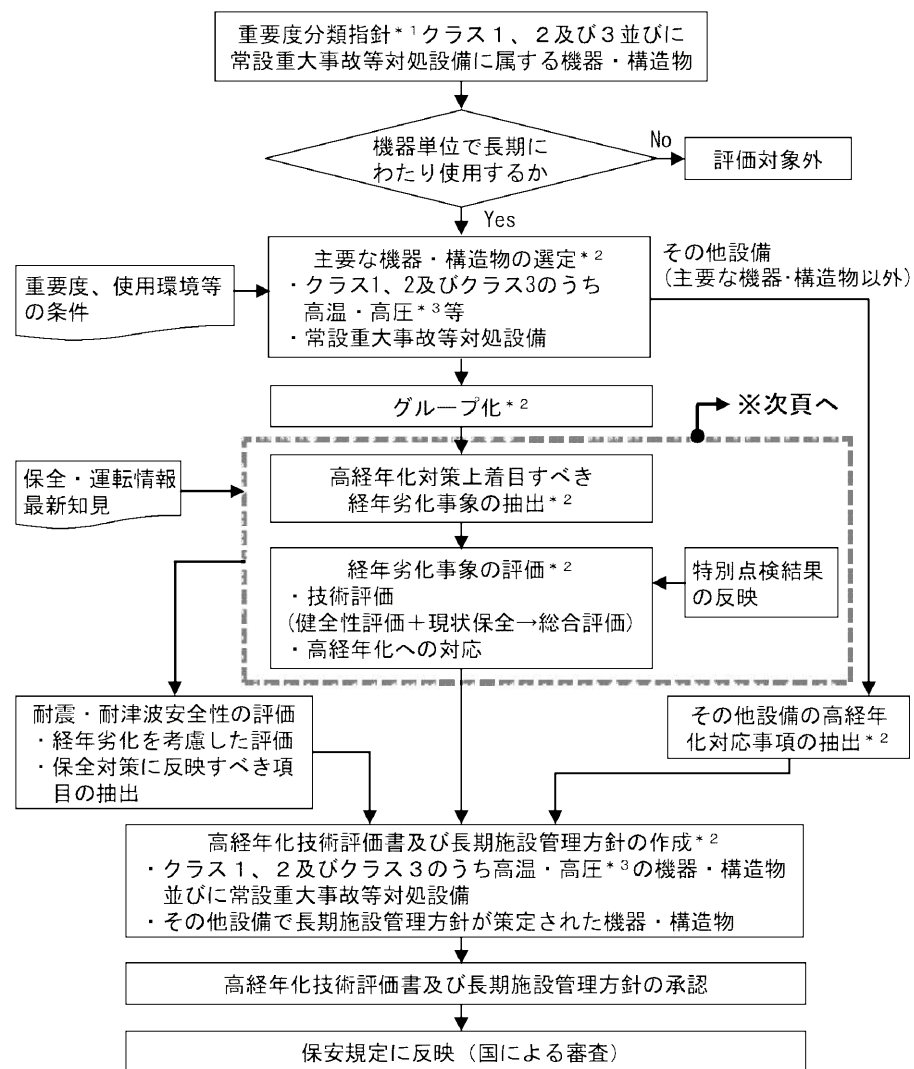


図 高経年化技術評価の評価フロー
(第3回分科会資料1より)

1. 質問事項

低サイクル疲労は、応力の位置、応力の種類等さまざまな要因があり評価が難しいが、総合的な話を踏まえて低サイクル疲労を説明すること。

2. 回 答

原子炉容器に対する低サイクル疲労以外の経年劣化事象のうち、ご指摘があった中性子照射、熱による影響を含めた考慮すべき事象について、以下に纏めた。

経年劣化事象	事象概要
中性子照射脆化	照射効果（脆化）の程度は中性子照射量等に依存し、照射量が $1 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 以上で材料特性変化の可能性がある。
熱時効	オーステナイト系ステンレス鋼は熱時効により材料特性が変化し、 300°C 程度で靱性が低下するという知見が得られている。
応力腐食割れ	軽水炉の一次系環境下においてニッケル基合金（600合金）はSCC感受性があることが知られており、応力が高く高温にさらされる部位にSCCが発生する可能性がある。
クラッド下割れ（UCC）	海外プラントの原子炉圧力容器においてUCCが発生した経験がある。
全面腐食	腐食性の環境にさらされる部位で問題となることが考えられる。

前頁において抽出された経年劣化事象に対し、原子炉容器に対する影響は以下のとおり考慮不要であるため、低サイクル疲労との重畳を考慮する必要はない。

経年劣化事象	部 位	考慮不要の理由
中性子照射脆化	上部胴、下部胴等	中性子照射を受けると材料の強度は上昇し、それに伴い疲労強度が高くなることから、疲労評価に対しては有利に働くため考慮不要。
熱時効	—	原子炉容器に使用される材料は低合金鋼であり、熱時効により材料特性が変化する材料ではないため考慮不要。
応力腐食割れ	入口管台、出口管台等	600合金使用部位については、耐食性に優れた690合金化（出口管台と出口管台セーフエンドの溶接部、上部ふた管台）を施しているため考慮不要。また、材料変更未実施部位（炉内計装筒及び入口管台と入口管台セーフエンドの溶接部）についてはウォータージェットピーニングによる応力緩和対策を実施済であるため考慮不要。
クラッド下割れ（UCC）	上部胴、下部胴等	プラント建設時に溶接入熱を管理して溶接を実施しており、き裂発生の可能性は小さいため考慮不要。
全面腐食	上部胴、下部胴等	低合金製の該当部位についてはSUSクラッドにより環境遮断されているため考慮不要。

1. 質問事項

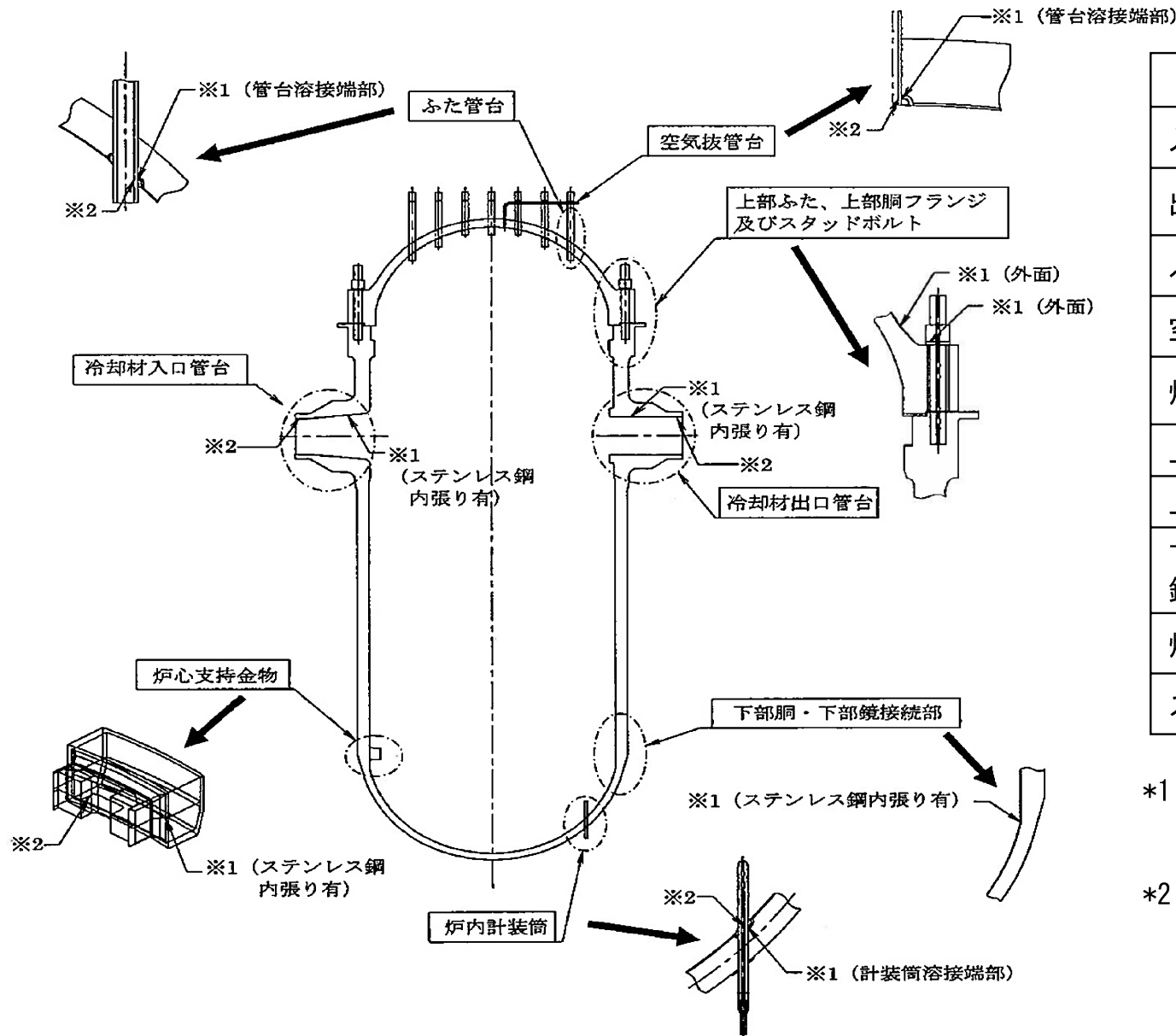
30年時点でのUF値がいろいろとあるのであれば、最も厳しい代表例でもよいので示すこと。

2. 回 答

川内1号炉の原子炉容器及び最も厳しい部位を代表として、30年時点のUF値及びPLM30への記載値を示す。なお、疲労累積係数は小数点以下3桁表示としているため0.001未満は全て0.001表示となる。

評価部位 (原子炉容器)	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	
	30年時点UF値	PLM30記載値 (60年時点)	30年時点UF値	PLM30記載値 (60年時点)
①冷却材入口管台	0.017	0.036	0.001	0.001
②冷却材出口管台	0.019	0.043	0.001	0.001
③ふた管台*	0.009	0.099	0.001	0.001
④空気抜管台*	0.001	0.011	0.001	0.001
⑤炉内計装筒	0.057	0.126	0.002	0.004
⑥上部ふた*、上部胴フランジ	0.001	0.007	非接液部	非接液部
⑦下部胴・トランジションリング・ 下部鏡板接続部	0.002	0.004	非接液部	非接液部
⑧炉心支持金物	0.003	0.005	0.001	0.001
⑨スタッボルト*	0.018	0.199	非接液部	非接液部

* 2008年度原子炉容器上部ふた取替えからの疲労評価を実施



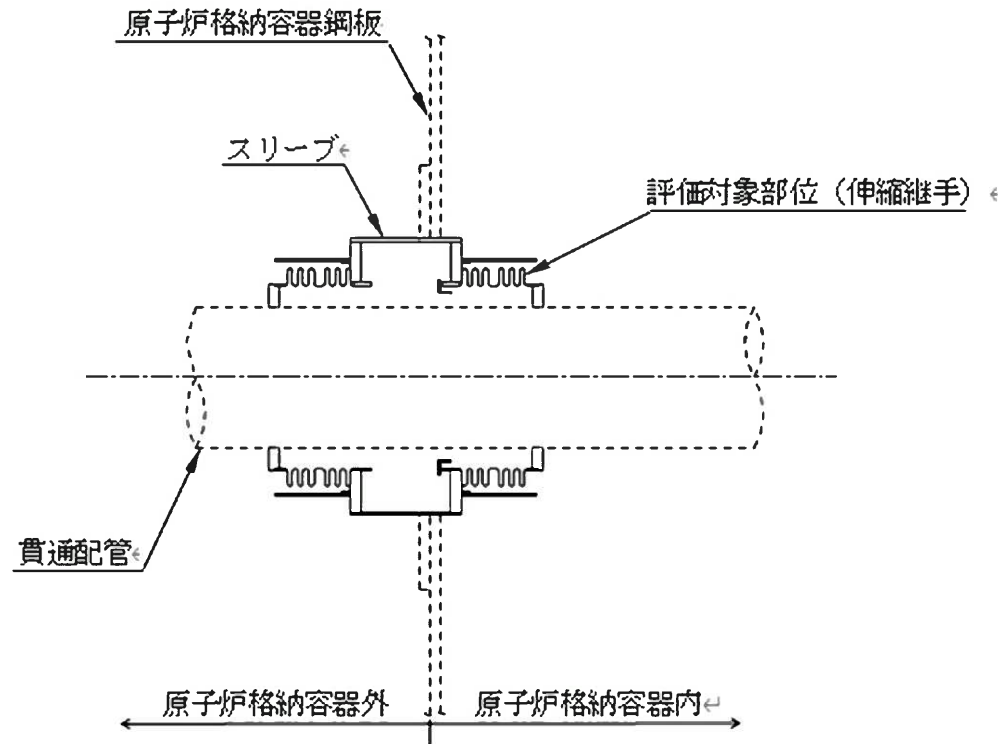
評価部位
入口管台
出口管台
ふた管台
空気抜管台
炉内計装筒
上部ふた
上部胴フランジ
下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部
炉心支持金物
スタッドボルト

*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)

原子炉容器評価対象部位

評価部位 (最も厳しい部位)	疲労累積係数 (許容値 : 1 以下)	
	30年時点UF値	PLM30記載値 (60年時点)
主給水管貫通部 (伸縮継手)	0.088	0.216



主給水管貫通部 (伸縮式配管貫通部) の疲労評価対象部位

1. 質問事項

UTの検出限界について説明すること。

2. 回 答

原子炉容器の特別点検と同じ範囲で、通常、点検を実施している炉心領域にある胴部に適用するUTでは、深さ5mm程度のきずが検出可能である。

対象部位		検出性	備考
原子炉容器	胴の長手溶接	深さ5mm※程度	代表屈折角：縦波70°

※ 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]

1. 質問事項

過渡回数は自プラントの回数に加え、自プラント未経験の過渡についても、他プラントの経験を踏まえて算出しているとのことであるが、具体例を示すこと。

2. 回 答

疲労評価用過渡回数については、評価時点までの過渡回数（実績回数）を基に、評価時点～運転開始後60年時点までに想定される過渡回数を算出して疲労評価に用いるが、未経験の過渡項目については、以下の通り考慮している。

《疲労評価用過渡回数の算出式》

$$\text{「運転開始後60年時点までの推定回数」} = \text{「評価時点までの回数」} + \text{「評価時点～60年までの推定回数」}$$

(例) 川内1号機の「100%からの大きいステップ状負荷減少※1」の運転開始後60年時点までの過渡回数の算出

過 渡 項 目	試運転での過渡回数	実績	評価時点までの回数	平均過渡回数※2 (回/年)	評価時点～60年 までの推定回数	運転開始後 60年時点までの 推定回数
100%からの大きいステップ状負荷減少※1	1	0	1	0.04	2	3 (1+2)

- ・ 「評価時点までの回数」 = 試運転時における回数 + 実績回数 = 1 + 0 = 1 (回)
- ・ 「評価時点～60年までの推定回数」 = 残りの年数 × 平均過渡回数 = 36.3 (年) × 0.04 (回/年) ※2 ≒ 1.46 (回)

※1 タービン負荷が全出力からステップ状に急減する事象で、この結果として1次冷却系の平均温度と蒸気発生器の2次側の蒸気圧力、温度が上昇し、自動的に2次系のタービンバイパスシステムを作動させる。これにより原子炉トリップ及び主蒸気安全弁が開くのを防ぐ。

※2 電共研「応力解析手法の高度化」より1993年3月時点で「100%からの大きいステップ状負荷減少」は国内のプラントで実績が6回あり（玄海2号機（1983年9月2日）にて発生した事例を含む。）、この実績から算出した平均過渡回数（回/年）

1. 質問事項

資料4-1のP15の表について、劣化状況評価対象数のうち、代表機器として評価している設備数を追記すること。

2. 回 答

川内原子力発電所1号機の全体物量と劣化状況評価対象に加え、代表的に評価した対象数を次ページ以降に示す。

対象	全体物量	劣化状況評価対象	評価数	設備	劣化事象	代表評価対象
容器	約720基	約500基	全数評価実施	加圧器ヒータ	導通不良	全数（実機と同等の機器を用いた試験結果等により評価）
			全数評価実施	電気ペネトレーション	絶縁低下	全数（実機と同等の機器を用いた試験結果等により評価）
			全数評価実施	上記以外の劣化状況評価対象		-
熱交換器	約200基	約170基	全数評価実施	全ての劣化状況評価対象		-
ポンプ	約420台	約220台	全数評価実施	全ての劣化状況評価対象 〔熱時効については、1次冷却材ポンプのみが評価対象であるが〕 1次冷却材管を代表評価対象として評価		-
タービン設備	7台	4台	全数評価実施	全ての劣化状況評価対象		-
弁	約20,900台	約6,030台	全数評価実施	電動装置	絶縁低下	全数（実機と同等の機器を用いた試験結果等により評価）
			(A, B:2台) / (約1000台)	仕切弁	疲労割れ	RHRS入口隔離弁
			(第1, 第2:2台) / (約2100台)	玉形弁	疲労割れ	加圧器水位制御弁
			(A, B, C:3台) / (約580台)	スイング逆止弁	疲労割れ	蓄圧タンク出口第2逆止弁
			(1台) / (約280台)	リフト逆止弁	疲労割れ	加圧器補助スプレイ逆止弁
			全数評価実施	上記以外の劣化状況評価対象		-
空調設備	約840台	約700台	全数評価実施	モータ	絶縁低下	全数（実機と同等のモータを用いた試験結果等により評価）
			全数評価実施	上記以外の劣化状況評価対象		-

対象	全体物量	劣化状況評価対象	評価数	設備	劣化事象	代表評価対象	
モータ	約1,180台	約500台	全数評価実施	高圧ポンプ用モータ	絶縁低下	全数（実機と同等のモータを用いた試験結果により評価）	
			全数評価実施	低圧ポンプ用モータ	絶縁低下	全数（実機と同等のモータを用いた試験結果により評価）	
			全数評価実施	上記以外の劣化状況評価対象		-	
配管長さ	約90km	約60km	(約0.6km) / (約5km)	ステンレス鋼配管 (余熱除去系統配管)	疲労割れ	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～原子炉格納容器貫通部）	
			(約0.8km) / (約5km)	ステンレス鋼配管 (1次冷却材系統配管)	疲労割れ	1次冷却材系統配管（加圧器サージ配管及び加圧器スプレイ配管）	
			(約0.9km) / (約14km)	炭素鋼配管	疲労割れ	主給水配管（原子炉格納容器貫通部～蒸気発生器給水管台）	
			(約0.01km) / (約0.1km)	1次冷却材管（直管、エルボ、蓄圧タンク注入管台、1次冷却材ポンプ）	熱時効	1次冷却材管（ホットレグ直管、コールドレグ直管）	
			全数評価実施	上記以外の劣化状況評価対象		-	
電気設備	約2,240台	約1,460台	全数評価実施	電気設備	メタルクラッド開閉装置	絶縁低下	全数（実機と同等の機器を用いた試験結果等により評価）
			全数評価実施		動力変圧器		
			全数評価実施		パワーセンタ		
			全数評価実施		コントロールセンタ		
			全数評価実施		ディーゼル発電機		
			全数評価実施		非常用DG付属設備ポンプ		
			全数評価実施		直流電源設備		
			全数評価実施	上記以外の劣化状況評価対象		-	

対象	全体物量	劣化状況評価対象	評価数	設備	劣化事象	代表評価対象
ケーブル長さ	約2,100 km	約510 km	全数評価実施	高圧ケーブル	絶縁低下	全数（実機と同等のモータを用いた試験結果等により評価）
			全数評価実施	低圧ケーブル		
			全数評価実施	同軸ケーブル		
			全数評価実施	上記以外の劣化状況評価対象		—
コンクリート 構造物※	約660,000m ³	約540,000m ³	約460,000m ³	コンクリート構造物	強度低下	外部遮蔽壁 内部コンクリート 原子炉格納施設基礎 原子炉補助建屋 タービン建屋 取水構造物
					遮蔽能力低下	

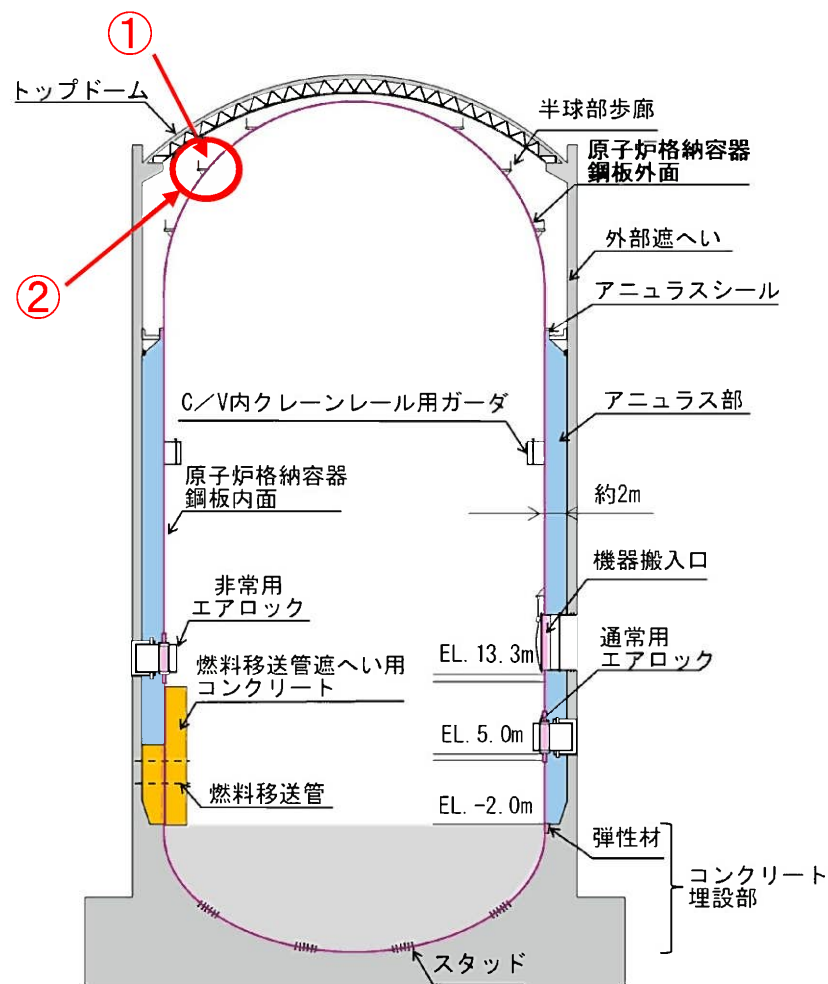
※1, 2号機の全体物量を示す。

1. 質問事項

C/V半球部の歩廊などパットを当てて溶接していると思うが、アニュラス側の鋼板の写真を提示すること。

2. 回答

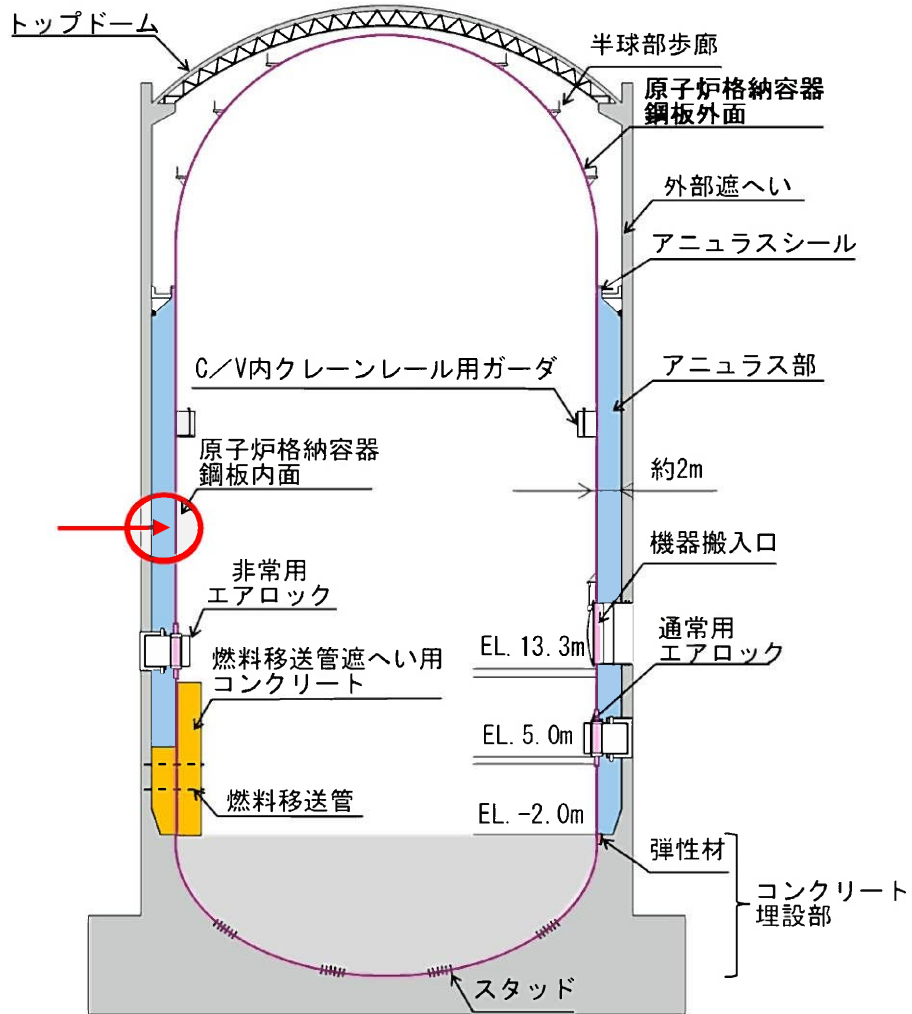
以下に示す。



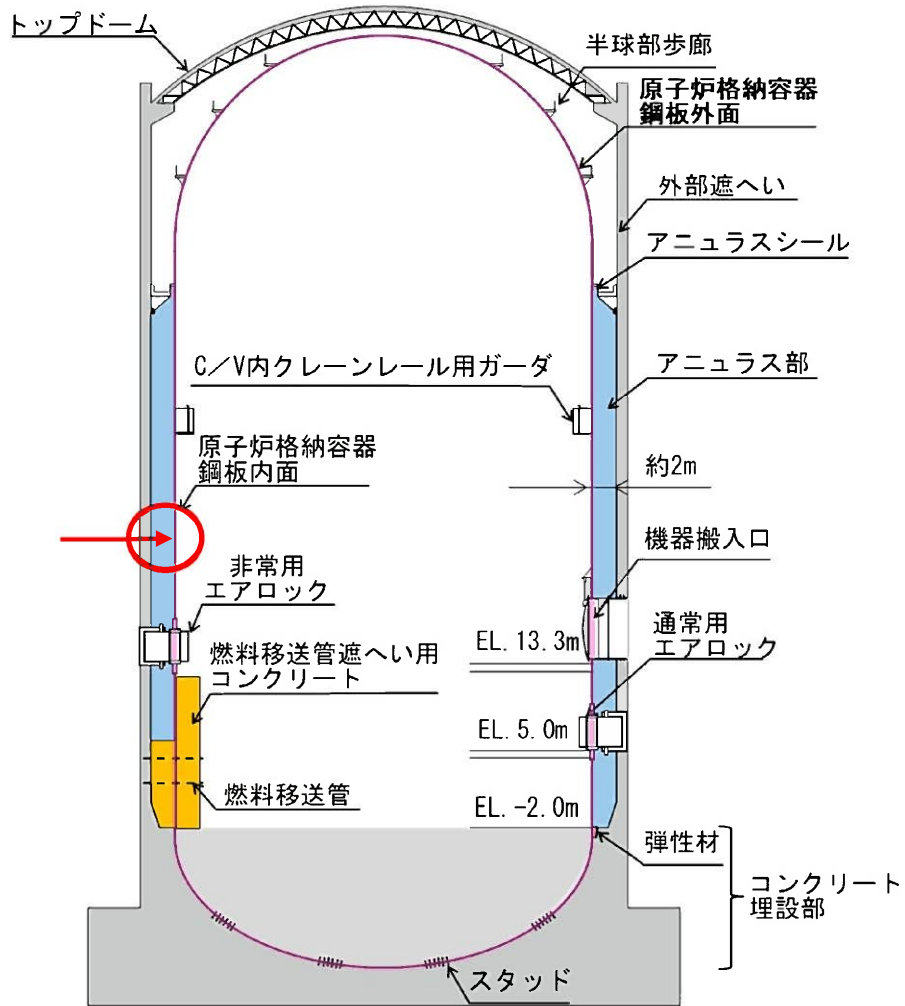
歩廊（上側）



歩廊（下側）



貫通部



配管サポート

1. 質問事項

安全な長期運転に向けて設計の経年化についてどのように考えているか説明すること。

2. 回 答

○2019年12月のCNO意見交換会にて、ATENAから設計古さに対する取組方針を説明。

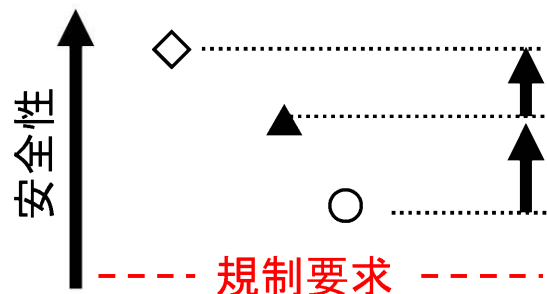
取組方針：基準適合を前提として、今後の安全な長期運転に向けて、経年により生じる設計の古さを特定し、継続的に安全設計の改善を展開するための仕組みを新たに構築する。

○新規制基準に適合したプラントを対象に、新旧プラント設計の違いに着目した安全性の評価を、事業者の自主的取組みとして導入することとし、2020年9月にATENAから「設計の経年化評価ガイドライン」が発刊。

○今後は当該ガイドラインを基に、各プラントの評価を実施していく。

○評価結果は、安全性向上評価に記載し、公表する。

●設計の経年化評価イメージ



▲：自社プラント
○：他社プラント
◇：新知見

他プラントとの設計差異や、新知見を踏まえ安全性を評価し、必要に応じて対策を実施することで、自主的に安全性を向上させる

1. 質問事項

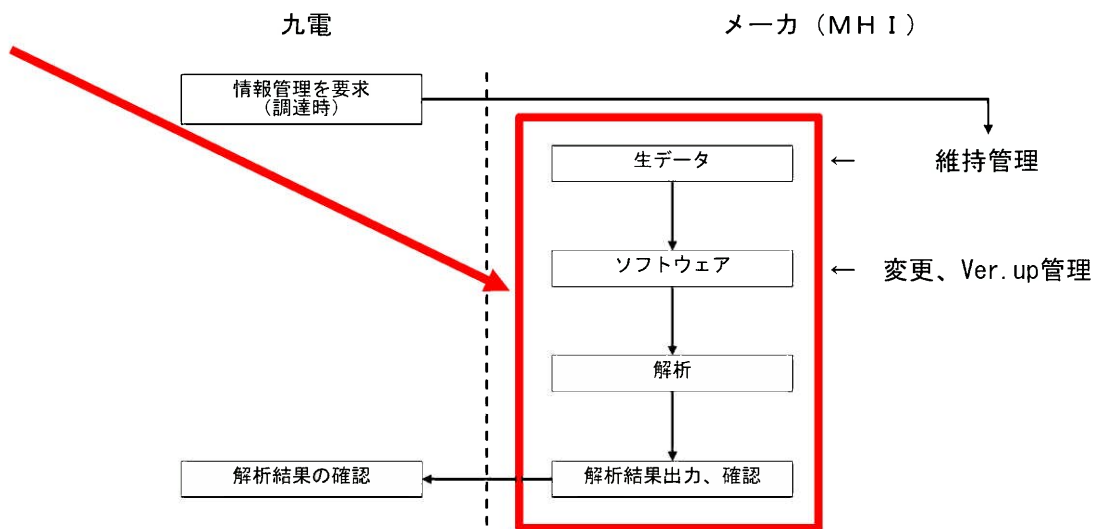
検査データの信頼性の観点から、九電の関与について説明すること。

2. 回答

原子炉容器特別点検に関する非破壊試験の生データ記録は、メーカー報告書には添付されていないが、メーカー（MHI）工場に出向き、全数、生データを確認している。

第2回分科会実施後の佐藤委員による質問

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。

(参考)

- ・ UT記録については、抽出基準（DAC20%）を超える高さの反射波のデータを抽出し、割れその他の有意な欠陥の有無を、有資格者が判定していることを確認。
- ・ ECT記録については、信号レベルがベースノイズと比較して明らかに認識可能な信号を抽出し、複数周波数のデータを確認し、それらの整合性により、有意な欠陥の有無を、有資格者が判定していることを確認。

1. 質問事項

原子炉格納容器の貫通部ペネの概略数、種類を示すこと。

2. 回 答

以下に概要を示す。詳細は別紙参照。

➤ 機械ペネトレーション

- ・ 固定式配管貫通部 101個
- ・ 伸縮式配管貫通部 24個
- ・ 円筒二重ガスケット単蓋式 1個
- ・ 円筒二重扉式 2個
- ・ 燃料移送管貫通部 1個

➤ 電気ペネトレーション

- ・ ピッグテイル型 32台
- ・ ブッシング型 13台
- ・ 三重同軸型 5台

1. 質問事項

1次遮蔽壁の解析温度が制限値に近いため、温度計測結果を示すこと。

2. 回答

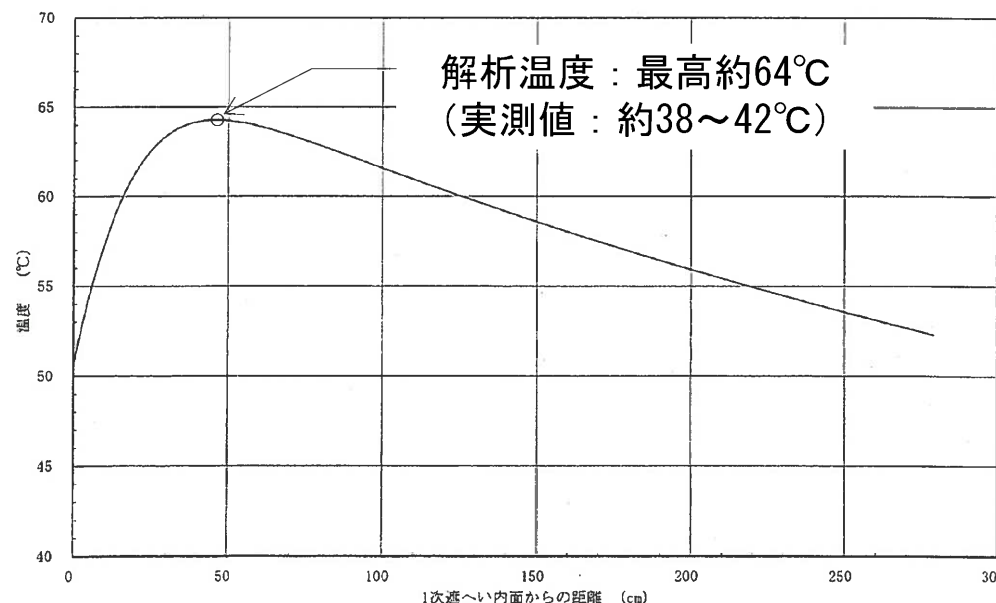
解析温度が制限値に近い値となっているのは、下記のように解析モデルや入力条件に保守性を持たせていることによる。

- ・ 炉心領域部は、1次元でモデル化
- ・ 原子炉容器サポートの温度を1次冷却材温度に設定

一方、温度の実測値は下表のとおりであり、解析温度と比較して、炉心領域部では20℃程度、原子炉容器サポート直下部では10℃程度低いことを確認している。

		炉心領域部	原子炉容器サポート直下部
温度制限値		65℃	
PLM30での解析温度		約64℃	約55℃
実測値※	2019年	約40℃	約43℃
	2020年	約38℃	約41℃
	2021年	約42℃	約46℃

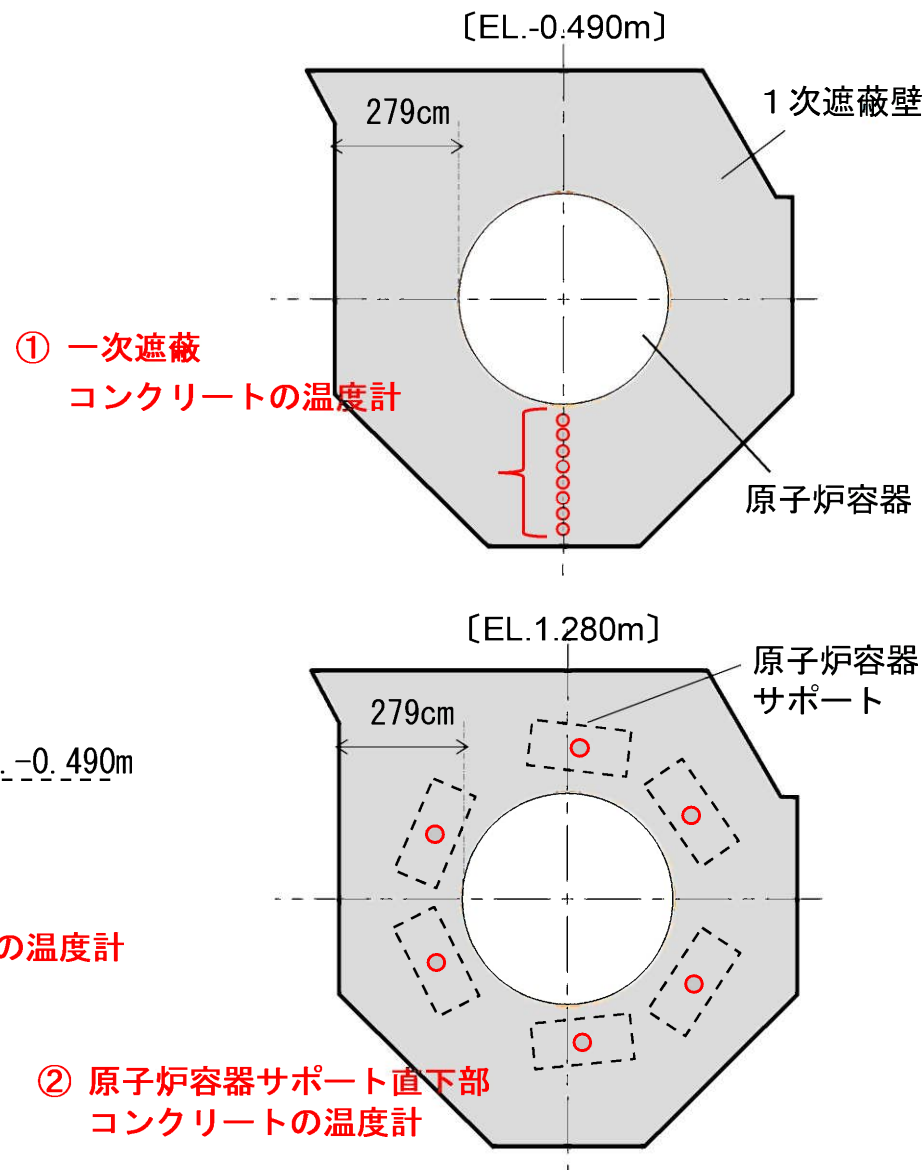
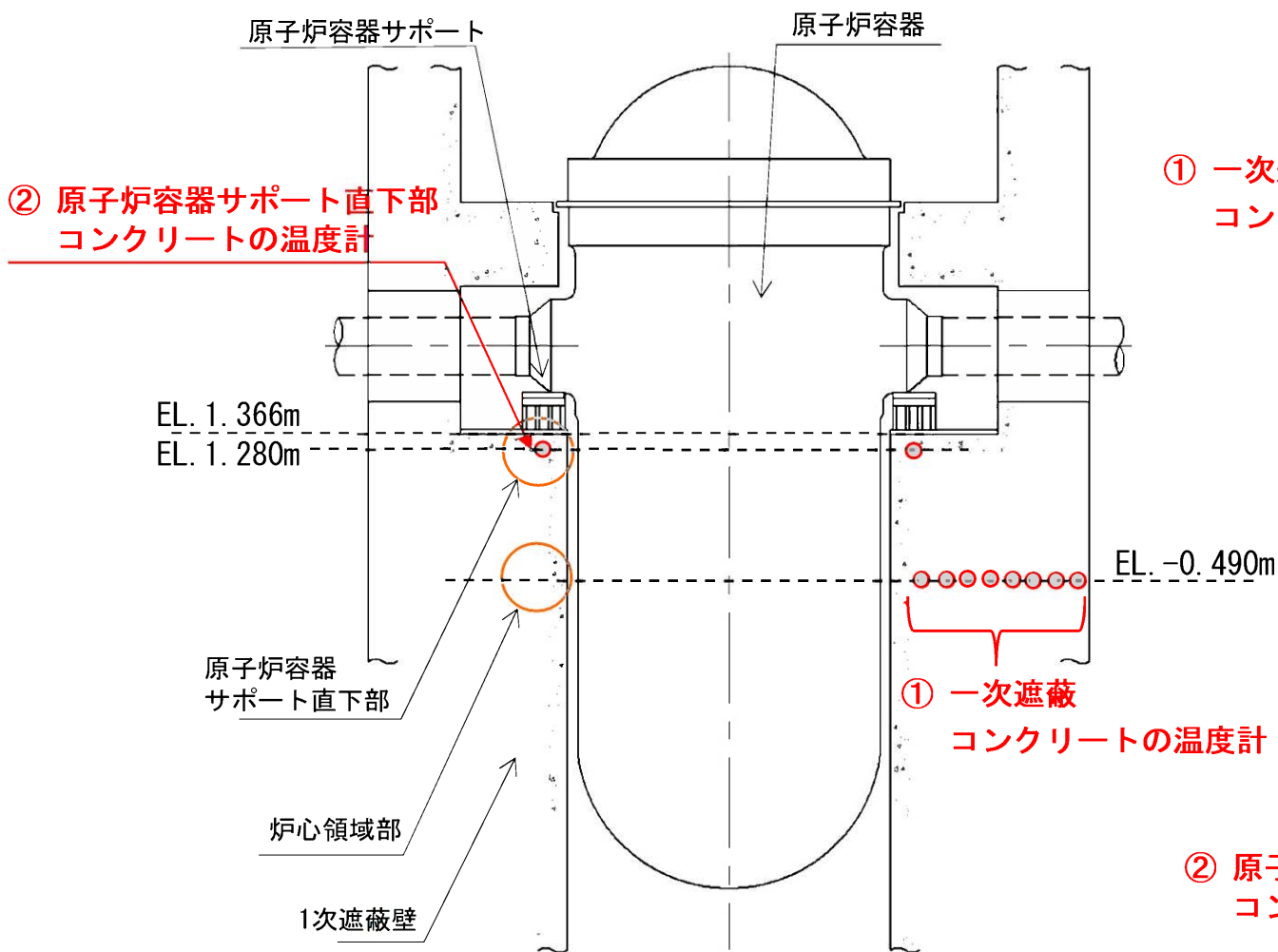
※ 各年度における発電所運転時の最高温度



炉心領域部コンクリート内温度分布図
(第3回分科会 資料2 P.11より抜粋)

コンクリート内部における温度計測

- ① 一次遮蔽コンクリート
 - ・ 炉心位置 (EL. -0.490m) に、炉心側表面から深さ方向に約30cmピッチで温度計を8点設置
- ② 原子炉容器サポート直下部コンクリート
 - ・ 原子炉容器サポートの直下 (EL. 1.280m) に温度計を6点設置

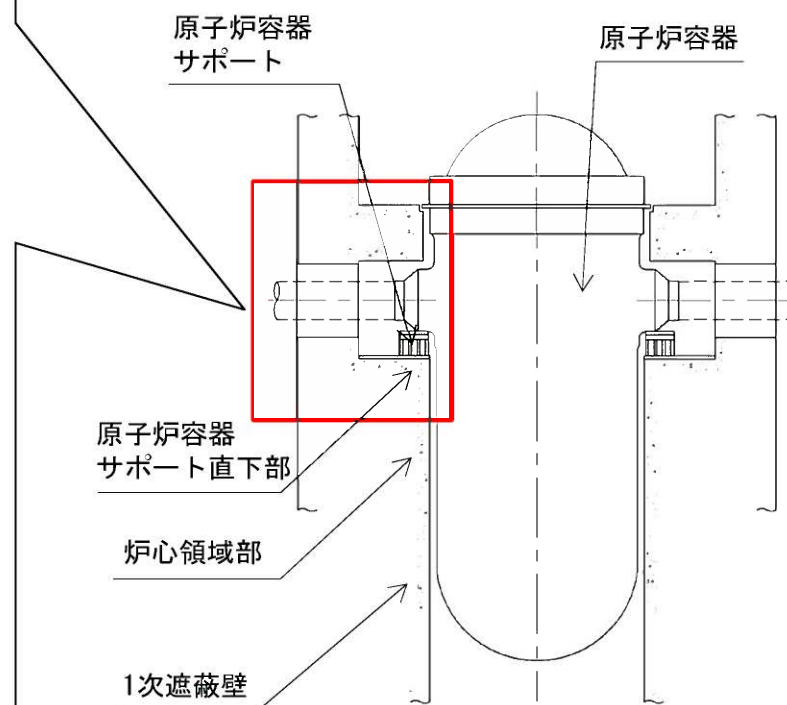
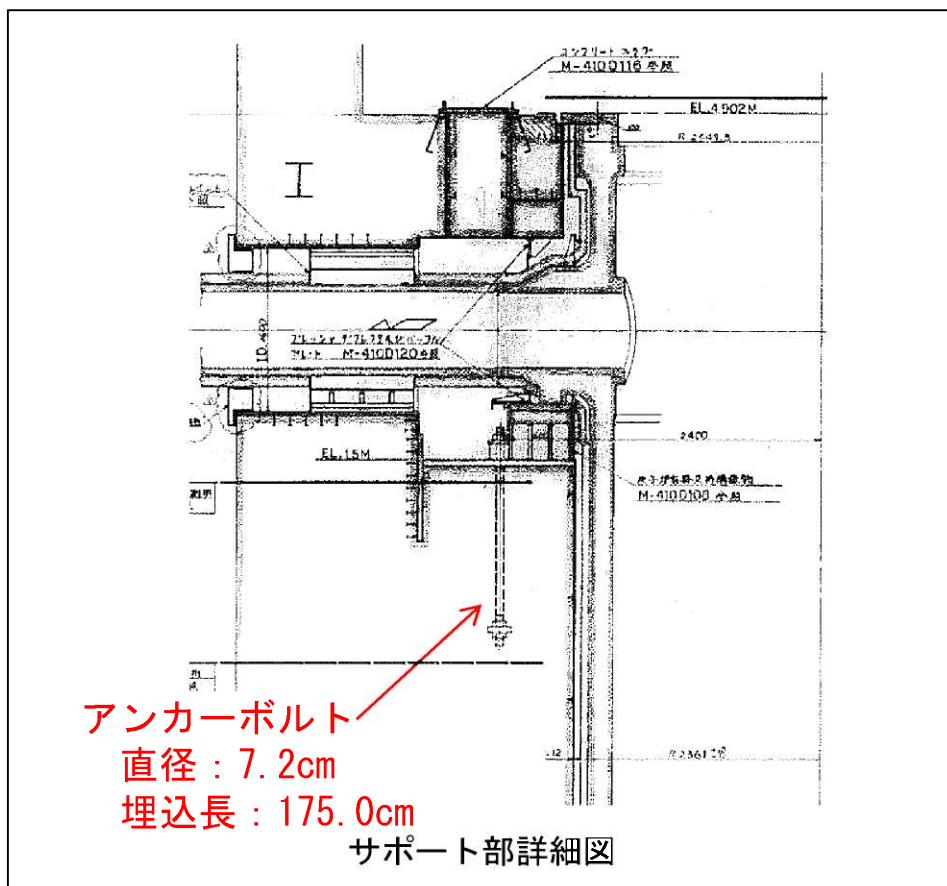


1. 質問事項

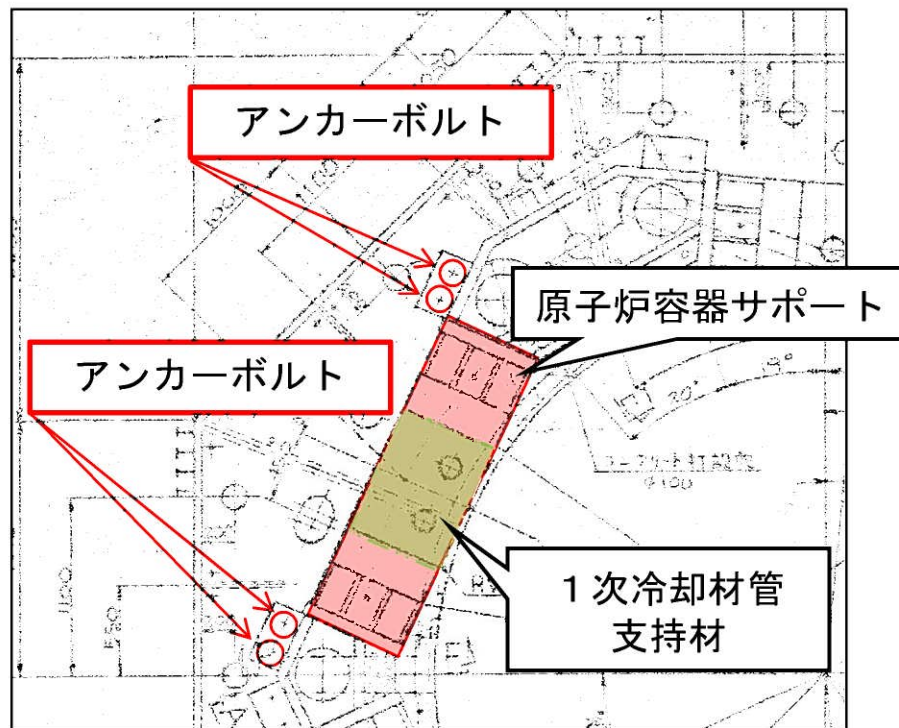
原子炉容器を支えているサポート部のアンカーボルトについて説明すること。

2. 回 答

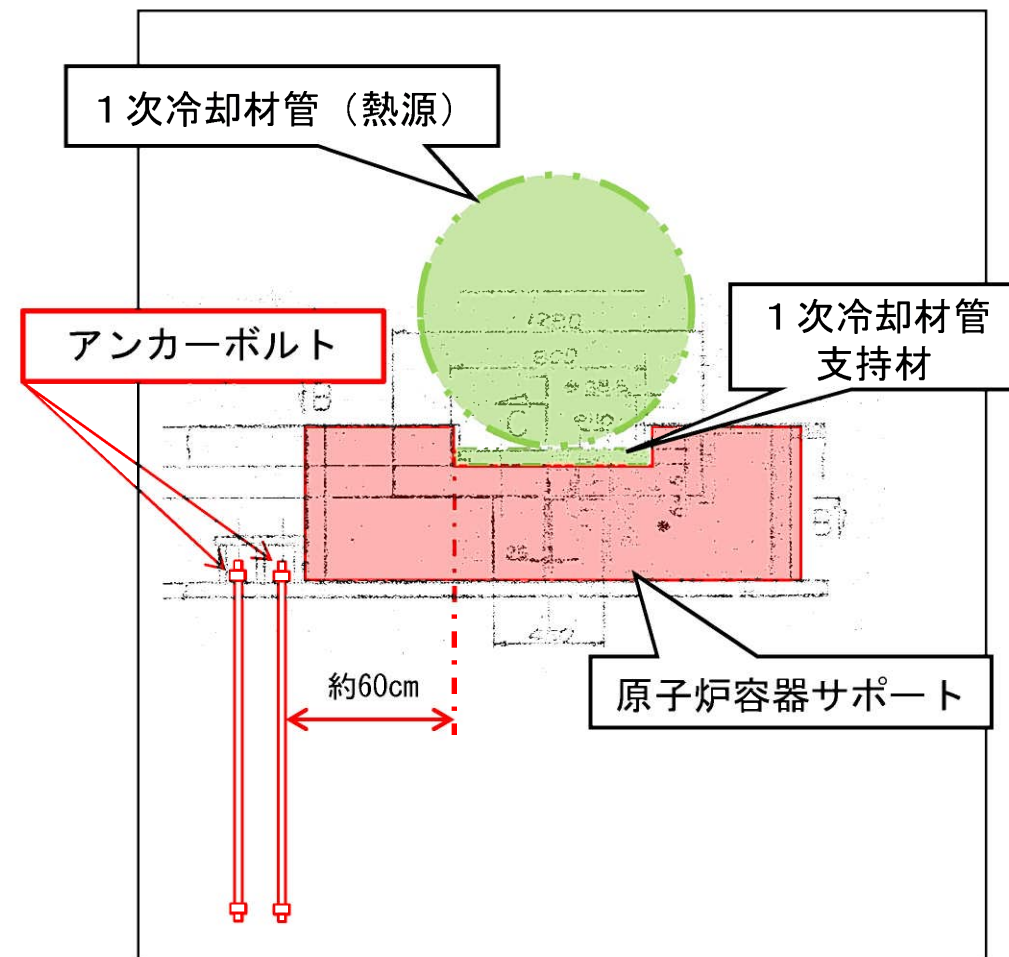
原子炉容器サポート部は、下図のとおりアンカーボルトで固定されている。



内部コンクリート（1次遮蔽壁）の概要図



平面図



断面図

アンカーボルトは、

- ・原子炉容器サポートと比較して小さく部分的に配置されていること
- ・熱源である1次冷却材管を支持する支持材端部から約60cm以上離れていること

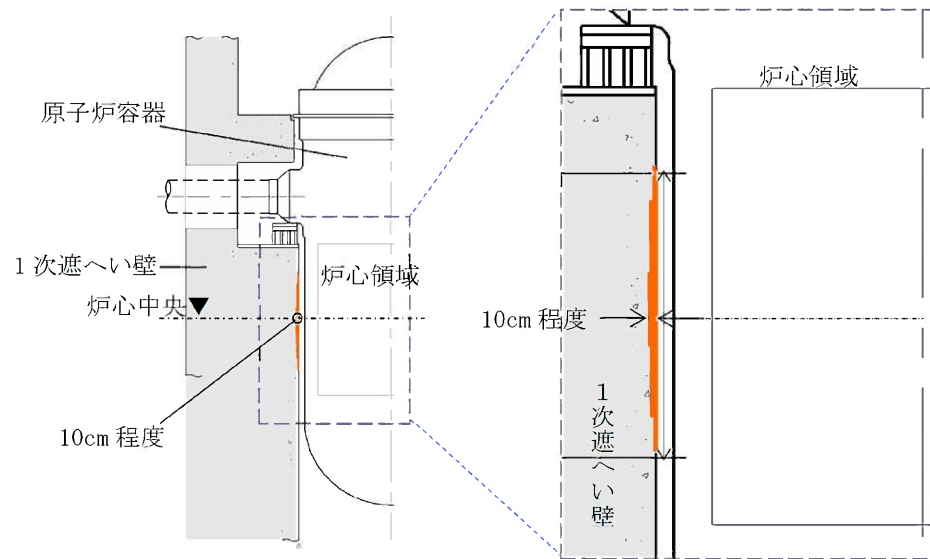
などから、熱源付近の温度が高温となるエリアに及ぼす影響は小さいため、解析モデルにアンカーボルトは反映していない。

1. 質問事項

1978年のHilsdorf他の文献発表後、時間が経過しているが、最新知見と比較して妥当であることを説明すること。

2. 回答

- 30年PLMでは、Hilsdorf他の文献から、強度低下の目安値として $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ を採用していた。
- その後、小嶋他の文献※1によると $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量から強度が低下する可能性があることが確認されている。
- 最新知見を踏まえると川内1号炉の運転開始後60年時点で予想される炉心領域部の中性子照射量は、 $4.7 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ となるが、照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超えるコンクリートの範囲は、深さ方向に最大で約10cm程度であり、1次遮蔽壁の(最小壁厚279cm)に比べて十分小さいことから、構造強度上問題とならない。
- また、照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を除いた構造体の耐力が地震時の鉛直荷重などの設計荷重を上回ることで、内部コンクリートの最大せん断ひずみ※2の評価に対しても影響がないことを確認している。
- 再評価の結果は、当社HPにて公表しており川内1号炉は2021年6月15日、川内2号炉は2021年7月26日に安全性向上評価届出書にて原子力規制委員会へ届出済。



※1 小嶋他、NTEC-2019-1001「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響(2019) — : 中性子線照射量の目安値を超える範囲

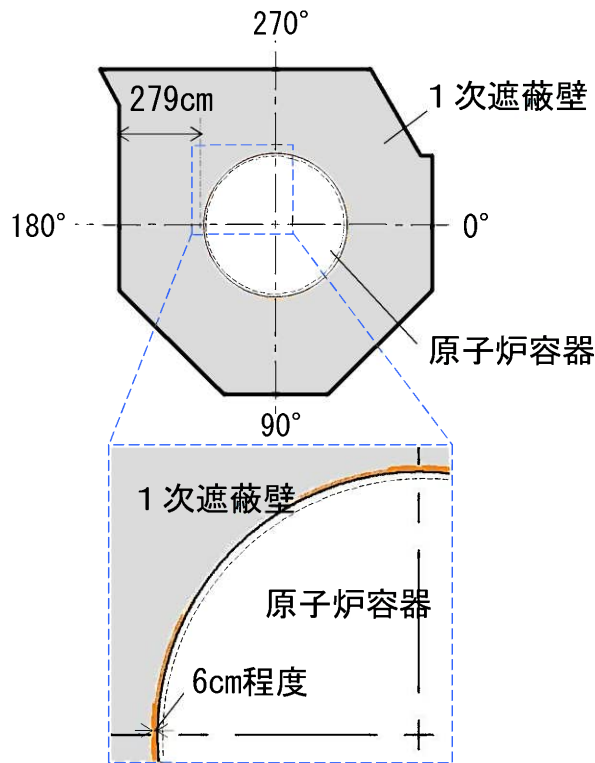
※2 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)

1. 質問事項

ガンマ線照射量が全方位で均一でない理由を説明すること。

2. 回答

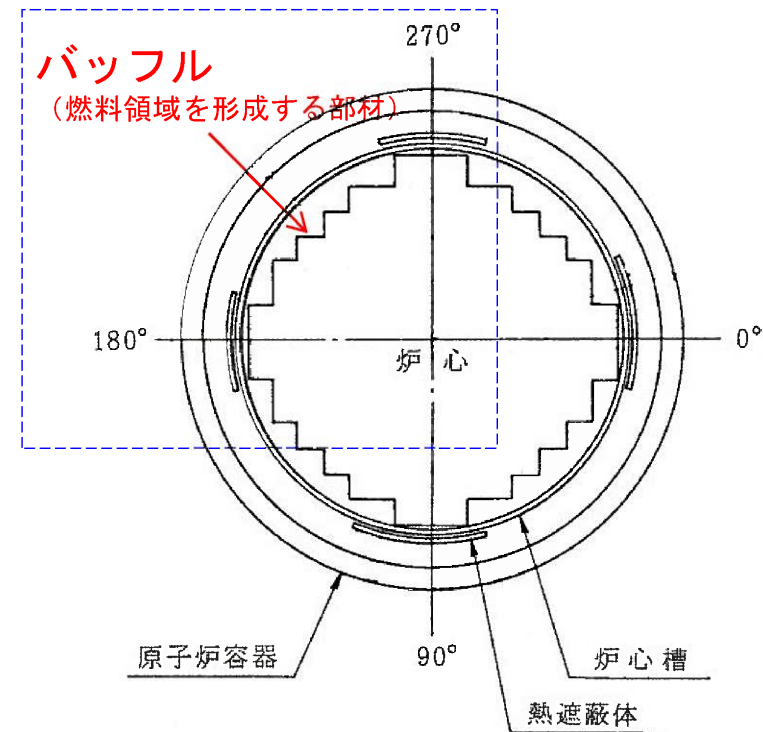
原子炉容器内のバッフルの配置は下図のとおりであり、燃料が1次遮蔽壁に近い0°、90°、180°及び270°付近が、その他の範囲に比べて、ガンマ線照射の影響が大きくなる。



■ : ガンマ線照射量の目安値を超える範囲

1次遮蔽壁平面図

(第3回分科会 資料2 P. 15より抜粋)



原子炉容器平面図