

使用済燃料乾式貯蔵施設に係る経年劣化評価について

【説明概要】

使用済燃料乾式貯蔵容器の高経年化技術評価について、金属材料やガスケット等に対して、想定される腐食や密封性低下等の経年劣化事象を設定した評価を行い、適切な保全を行うことで供用期間中に経年劣化による問題が生じることがないことを確認している。

○使用済燃料乾式貯蔵施設で想定される経年劣化事象と対応方針

- ・使用済燃料乾式貯蔵施設に求められる安全機能と各機能を担う設備<別紙参照>、各設備で想定される経年劣化事象とその対応を以下のとおり検討、整理した。

安全機能		想定される経年劣化事象	対応・評価
機能	主な対応設備		
除熱機能	貯蔵建屋(自然対流)	—*	—*
	伝熱フィン	炭素鋼, 低合金鋼の腐食(全面腐食)	フィン取付部はレジンが充填されており, 腐食発生なし
閉じ込め機能	金属容器, 二重蓋, 金属ガスケット	①炭素鋼, 低合金鋼の腐食(全面腐食) ②ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ ③金属ガスケットの密封性能低下	①外面塗装及び点検, 補修 ②同上 ③供用期間中の密封維持評価, 常時監視及びガスケット交換対応
遮蔽機能	ステンレス鋼, 鉛, レジン(合成樹脂), 建屋遮蔽壁	・中性子遮へい材(レジン)の性能低下	・酸化反応, 熱分解反応の抑制, 放射線照射による減損等は無視できる程度
臨界防止機能	バスケット(中性子吸収材設置)	・バスケットの性能低下	・クリープ発生の抑制, 放射線照射による減損等は無視できる程度, 腐食発生無し

<経年劣化事象の検討・整理結果>

\* 経年劣化により自然対流冷却が失われるような建屋形状の変化は考え難い。

計画的な保全や監視等で対処可能であり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象には該当しないと判断している。以降に詳細を示す。

論点No.179-2

使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象について、以下の検討結果より、計画的な保全や監視等で対処可能であり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象には該当しないと判断した。

➤ 炭素鋼，低合金鋼の腐食（全面腐食）

- ・ 大気との接触における腐食が想定される部位には塗装を施している。
- ・ 目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装を施す。

➤ ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ

- ・ 大気中の海塩粒子に含まれる塩化物イオンによる応力腐食割れが想定される部位（残留応力が存在する溶接部近傍を含む）には塗装（吊搬作業で使用するトラニオンはグリス塗布）を施しており，海塩粒子が付着する可能性は小さい。
- ・ 目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装（グリス塗布）を施す。

➤ 金属ガスケットの密封性能低下

- ・ 寸法変化や反力低下による性能低下：  
規格※により使用環境における供用期間中の密封機能維持が確認されている。
- ・ 二重蓋内部はヘリウムガスで加圧され、密封圧力監視系で常時圧力を監視しており、圧力が低下した場合は、中央制御室の警報装置が作動する構造となっている。  
なお、金属ガスケットは使用済燃料プールへ再度移送することで交換可能である。

※：「日本原子力学会標準使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」（社団法人 日本原子力学会）

➤ 中性子遮へい材の性能低下

中性子遮へい材であるレジンについては、大気との接触による酸化反応、高温下での熱分解反応、放射線分解及び中性子吸収材の減損による性能低下が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

- ・酸化反応：レジン は 外筒 と 中間 胴 ( 胴 ) の 間 に 充 填 さ れ 大 気 と 接 触 し ない。
- ・熱分解反応：ヘリウムガスは内胴内部、胴内部及び一次蓋～二次蓋間に封入され金属ガスケットで密封された状態で保持されており、ガスの量に増減がなく伝熱フィンが設けられ、使用済燃料から発生する崩壊熱を外側に放出する設計となっている。
- ・放射線分解及び中性子吸収材の減損：  
設計評価期間(40年)内に受ける中性子照射量は設計値以下であり、中性子吸収材の減損については文献\*によると、レジンに対する設計吸収線量に対して中性子吸収材の減損が無視できる程度に小さいことが確認されている。

\*出典：「平成15年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験報告書 最終報告」  
(平成16年6月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

▶ バスケットの性能低下

高温下でのクリープ等による形状、強度変化、中性子照射及び中性子吸収材の減損、腐食による性能低下の発生が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

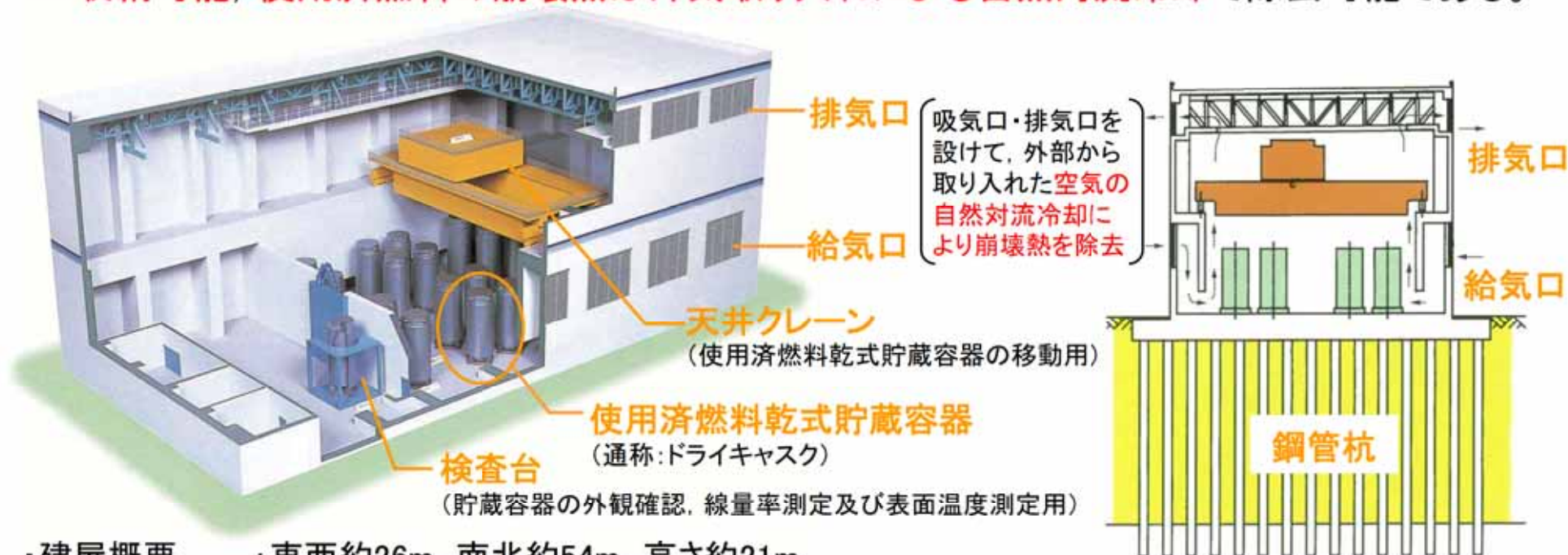
- ・クリープ等による形状、強度変化：バスケットの材料に対する設計温度よりも実際の使用温度は低く、設計温度を超えるような温度変化はない。
- ・中性子照射：設計評価期間内のアルミニウム合金が受ける中性子照射量は設計値以下である。
- ・中性子吸収材の減損：供用期間中における中性子吸収材の減損量を考慮した未臨界評価を行っており、評価結果の減損量は無視できる程度に小さい。
- ・腐食：ヘリウムガス雰囲気内にあることから腐食による性能低下は発生しない。

## <別紙1> 使用済燃料乾式貯蔵建屋の概要

第13回ワーキングチーム  
資料1-2再掲(一部修正)



■使用済燃料乾式貯蔵建屋の概要を示す。建屋内には**使用済燃料乾式貯蔵容器を全24基**収納可能、**使用済燃料の崩壊熱は外気取り入れによる自然対流冷却**で除去可能である。



- ・建屋概要 : 東西約26m, 南北約54m, 高さ約21m
- ・建屋構造 : 鉄筋コンクリート造, 杭基礎構造を採用
- ・貯蔵容量 : 使用済燃料乾式貯蔵容器 **24基\*** (ウラン重量約250t相当)  
\*15基に使用済燃料を収納済(平成30年12月現在)
- ・燃料収納体数 : **61体/基**

<運転サイクル毎の使用済燃料発生と使用済燃料乾式貯蔵施設の貯蔵容量の関係>

- ・運転サイクル終了後の定期検査停止時に燃料764体(1炉心)中の約180体を使用済燃料として取出
- ・使用済燃料180体は貯蔵容器約3基分に相当(61体/基×3基≒180体)
- ・貯蔵容器24基には**8サイクル分の使用済燃料が貯蔵可能**。8サイクルは**約10年程度の期間に相当**

【建屋の断面図】

・杭基礎構造

杭の直径: 約80cm

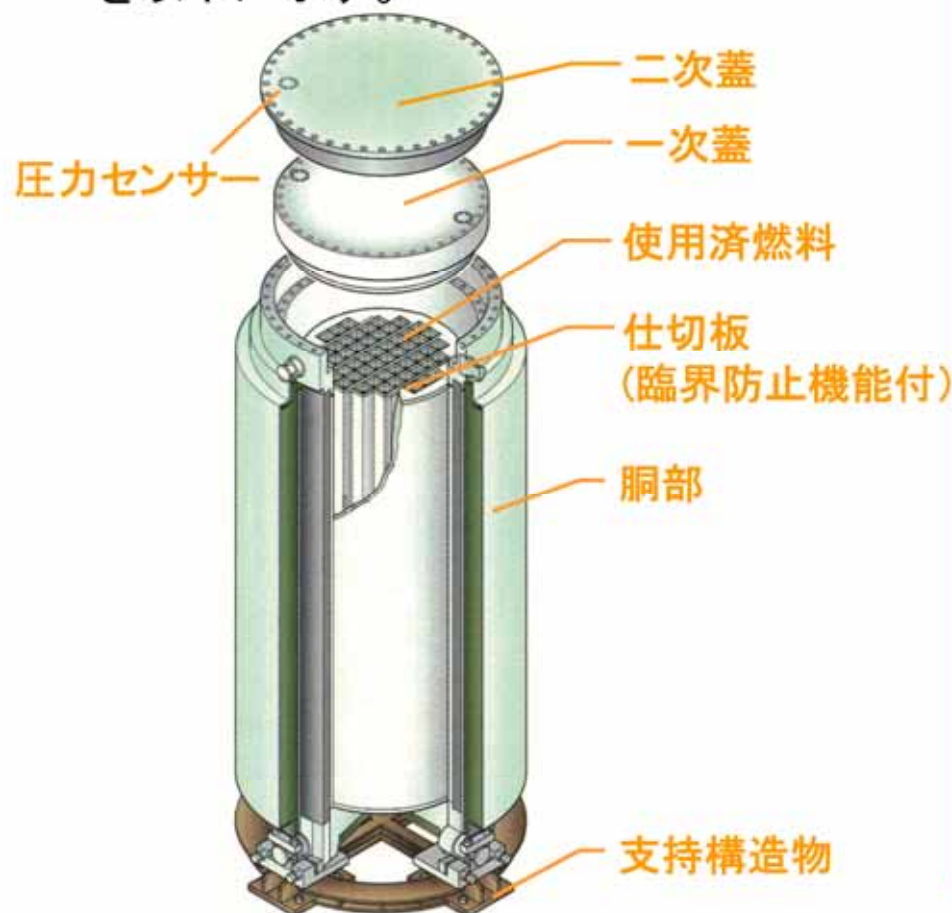
杭の本数: 435本

⇒鋼管杭基礎により, 基準地震動 $S_s$ による耐震評価で建屋の健全性を確認済\*

\*使用済燃料乾式貯蔵建屋は耐震Cクラスであるが, 基準地震動 $S_s$ による機能維持について確認している。

論点No.179-6

- 使用済燃料乾式貯蔵容器の概要を示す。貯蔵容器は使用済燃料を乾燥状態で全長約6mの縦置き金属容器に収納し、放射線に対する遮蔽を施して密封した構造である。
- 使用済燃料を安全に貯蔵するため、使用済燃料乾式貯蔵施設が有する4つの安全機能を以下に示す。



【使用済燃料乾式貯蔵施設の4つの安全機能】

1. 除熱機能

貯蔵施設には、給・排気口を設けて、外部から取り入れた空気の自然対流により冷却

2. 閉じ込め機能

蓋部以外には開口部を設けず、一次蓋、二次蓋の二重蓋構造。蓋部は長期耐久性のある金属ガスケットで密封

3. 遮蔽機能

ステンレス鋼、鉛、レジン(合成樹脂)及び建屋の遮蔽壁により、放射線を遮蔽

4. 臨界防止機能

バスケット内の仕切板に、ほう素を添付したアルミニウム合金製の板(中性子吸収材)を設置

■ 主要寸法 : 全長 約5.7m, 外径 約2.4m

■ 総重量 : 約118トン(乾式貯蔵容器+使用済燃料)

■ 本体主要材質: ステンレス鋼(支持構造物: 炭素鋼)

■ ウラン重量: 約11トン(使用済燃料61体収納)

論点No.179-7

## <別紙2> 使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様及び構造 (1/2)



東海第二発電所の使用済燃料乾式貯蔵容器は、内部を乾燥させ、ヘリウムガスを封入し、使用済燃料を収納する容器であり、事業所内運搬及び貯蔵を兼用している。

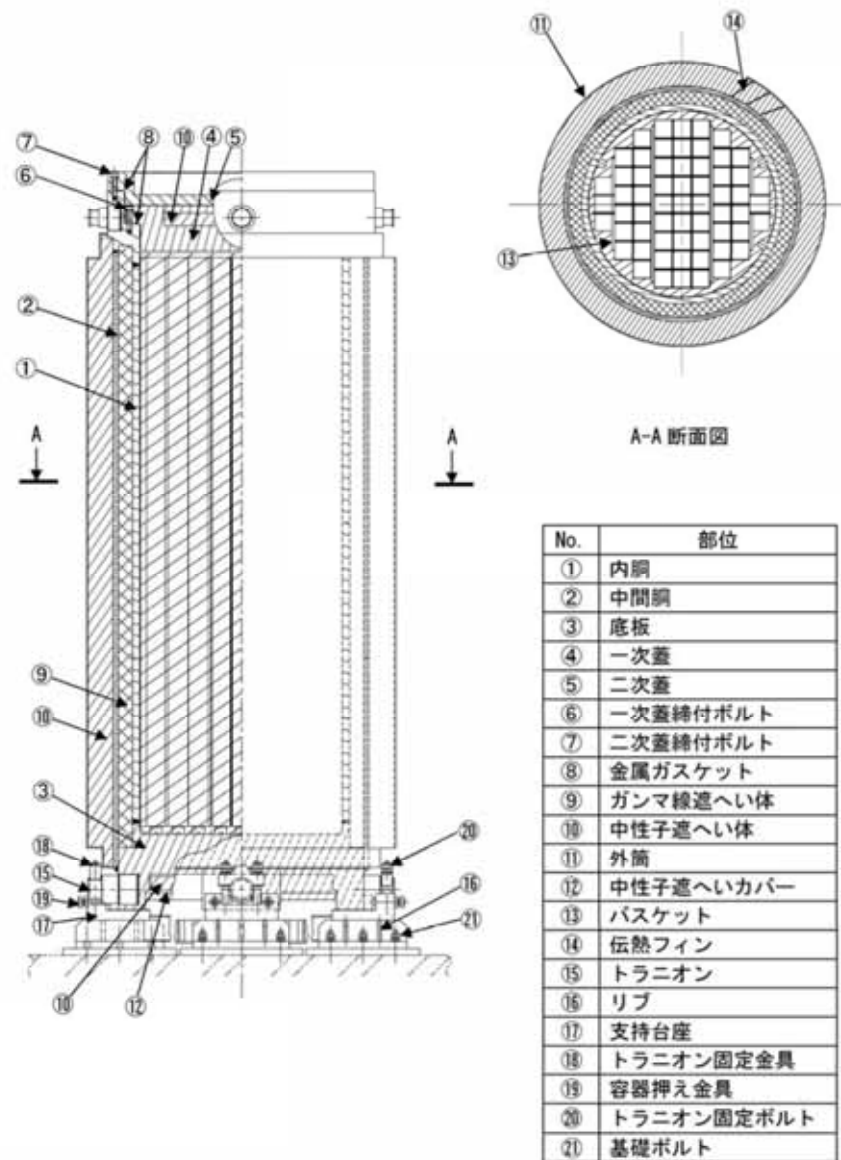
### 使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様

種類	重要度*1	号機*2	使用条件	
			最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)
密封監視機能付縦置円筒型	PS-2	1~15, 23*3, 24*3	1.0	160(容器) 210(バスケット)
		16, 17		170(容器) 260(バスケット)
		18~21*3		160(容器) 230(バスケット)

\*1: 当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す

\*2: 22号機は欠番

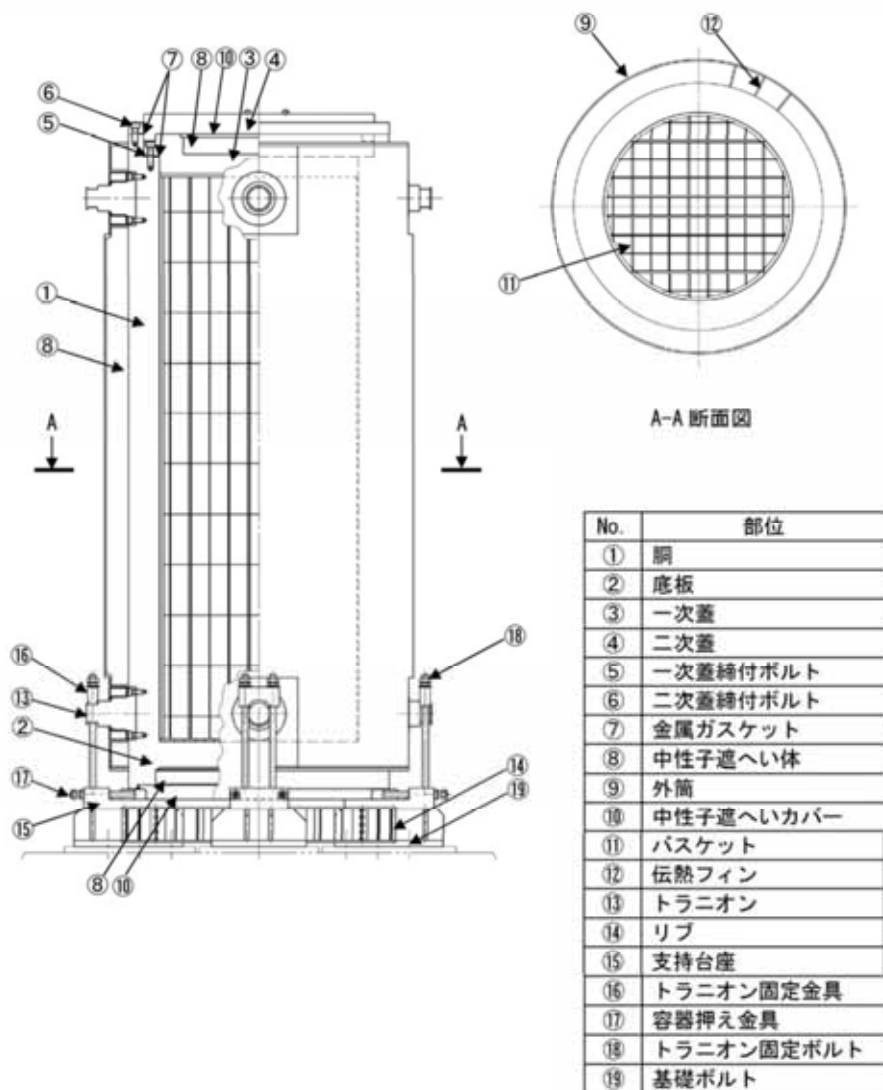
\*3: 新規に設置される機器



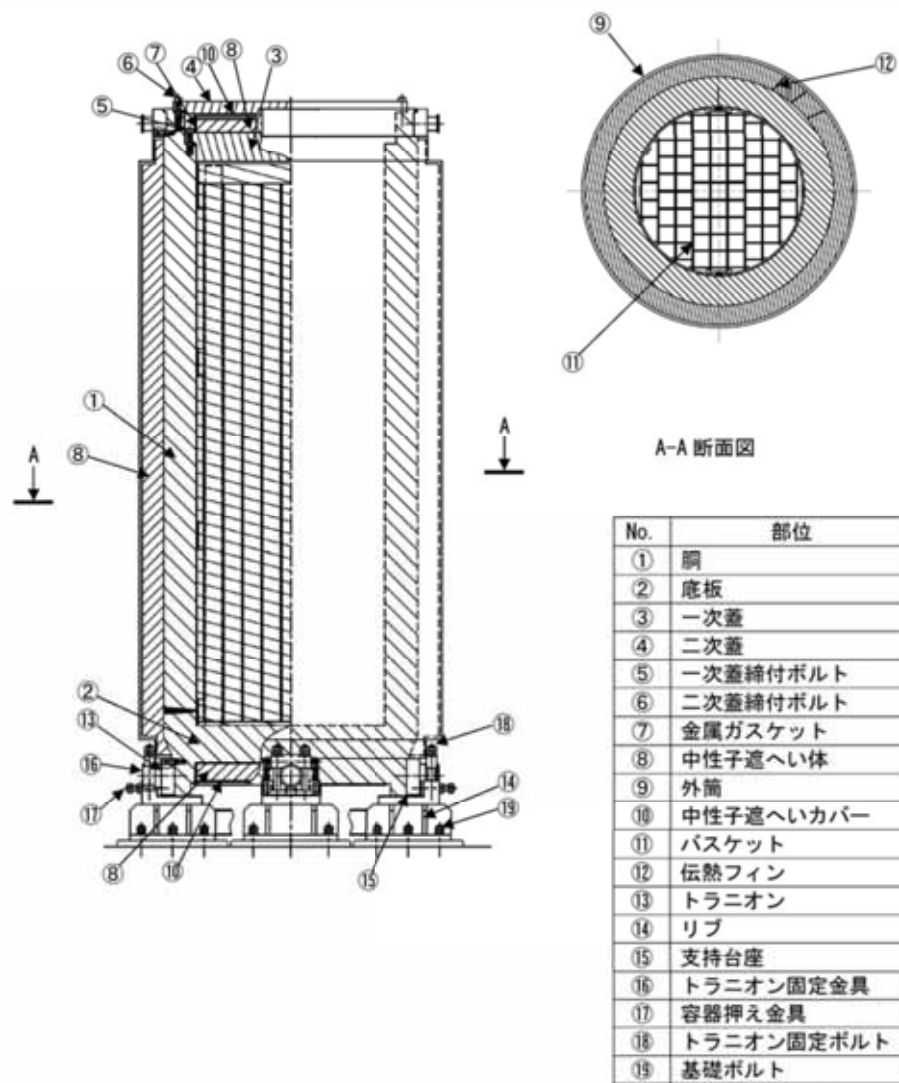
使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (1~15, 23, 24号機)



# <別紙2> 使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様及び構造 (2/2)



使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (16, 17号機)



使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (18~21号機)

論点No.179-9

<別紙2> 使用済燃料乾式貯蔵容器主要部位の使用材料



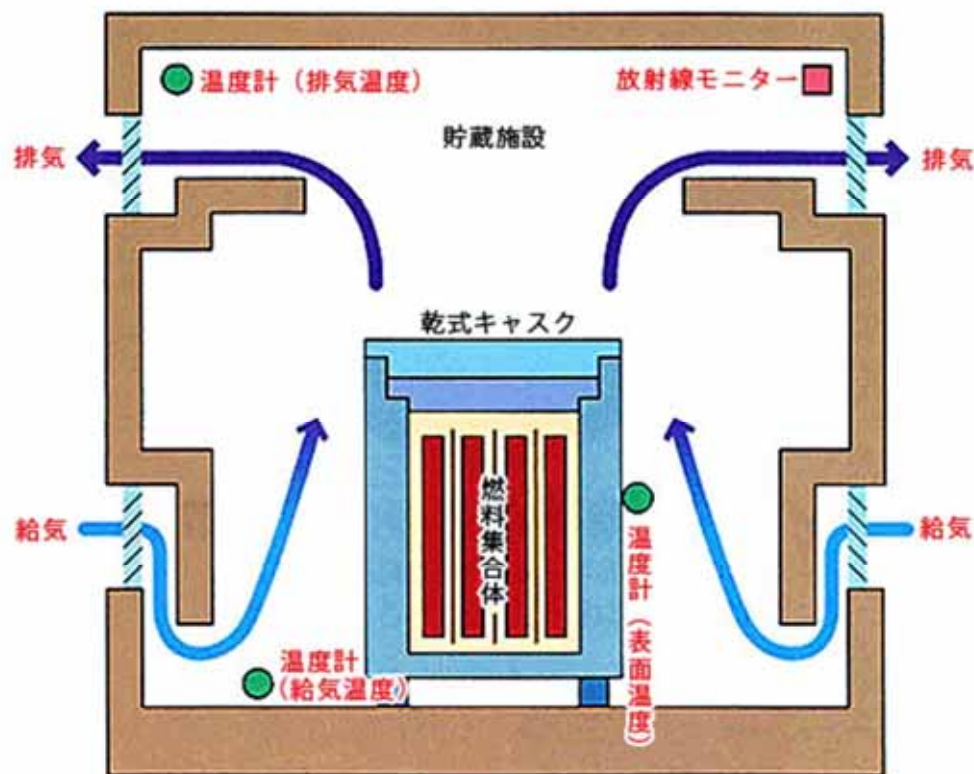
使用済燃料乾式貯蔵容器主要部位の使用材料

部位	材料		
	1～15, 23, 24号機	16, 17号機	18～21号機
内胴, 胴	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
底板	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
一次蓋, 二次蓋	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
蓋締付ボルト(一次, 二次)	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼
金属ガスケット	アルミニウム合金, インコネル	アルミニウム合金, ニッケル合金	アルミニウム, インコネル
中間胴	ステンレス鋼, 炭素鋼	—*1	—*1
ガンマ線遮へい体	鉛	—*2	—*2
中性子遮へい体	レジン	レジン	レジン
外筒	ステンレス鋼, 炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
中性子遮へいカバー	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
バスケット	アルミニウム合金, ボロン添加アルミニウム合金	ステンレス鋼, ボロン添加ステンレス鋼	ステンレス鋼, ボロン添加ステンレス鋼
伝熱フィン	銅	炭素鋼, 銅	銅
トラニオン	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
リブ, 支持台座	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
トラニオン固定金具	ステンレス鋼	ステンレス鋼	低合金鋼
容器押え, 金具トラニオン固定ボルト	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼
基礎ボルト	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼

\*1: 16, 17, 18～21号機に中間胴はない

\*2: 16, 17, 18～21号機のガンマ線遮へい体に相当するものは胴, 外筒及び底板

- 使用済燃料乾式貯蔵容器は、収納した使用済燃料の崩壊熱を**使用済燃料乾式貯蔵建屋**内に導入した**空気**の**自然対流冷却**によって**除去**する設計としている。
- 建屋下部の給気口より外気が導入され、使用済燃料乾式貯蔵容器で温められた空気は上昇し、建屋上部の排気口より排気される構造となっている。



使用済燃料乾式貯蔵容器と使用済燃料乾式貯蔵建屋による使用済燃料の除熱の模式図

<自然対流冷却による除熱機能の確認>

○解析条件(例:1~15号機)

- ・発熱量 :  (1基あたり)
- ・給気温度(外気温度) :
- ・排気温度 :
- ・貯蔵建屋のドラフト長さ :

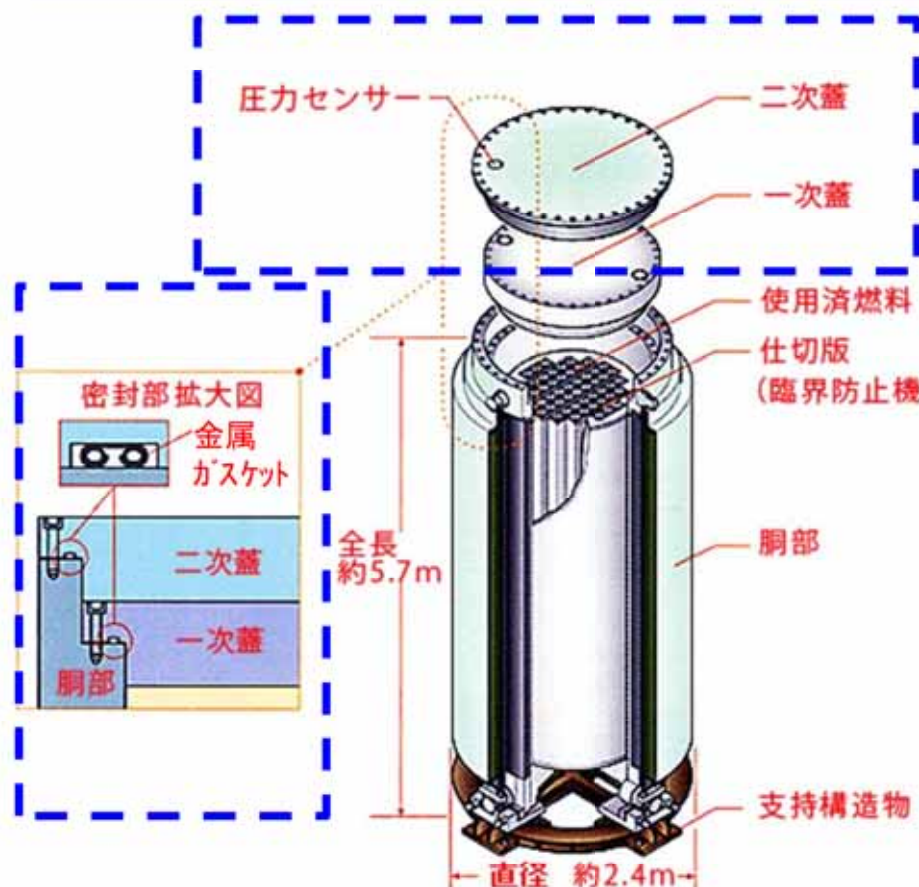
⇒排気温度が45℃以下の場合に給排気温度差(  )による貯蔵建屋の熱ドラフトが空気の圧力損失より大きくなり冷却性の成立を確認

○評価結果

貯蔵容器構成部材温度は以下の許容温度を下回ることを確認  
(金属ガスカート 150℃, 鉛 327℃, レジン 149℃, バスケット 300℃, 外筒 420℃)

○これまでの貯蔵の運用実績

⇒排気温度は給気温度から1~2℃程度の上昇, 貯蔵容器表面温度(外筒温度)は給気温度より30℃高い程度に留まり, 上記の設計値に対し十分な裕度を有する。



■ 使用済燃料乾式貯蔵容器の閉じ込め機能として、密封性を確保するため以下の設計としている。

- ・貯蔵容器本体を堅固な構造とし蓋部以外には開口部を設けず、蓋部は二重蓋構造(一次蓋, 二次蓋)
- ・蓋及び蓋貫通孔のガスケット部には長期間にわたって密封機能を維持する観点から耐熱性, 耐食性を有し耐久性の高い金属ガスケットを使用
- ・貯蔵容器内部は負圧とし、蓋間空間(一次蓋と二次蓋の間)は正圧にして、貯蔵容器内部から外部に漏えいし難いよう圧力障壁を設定
- ・上記の蓋間空間の圧力を監視することで、万一いずれかの金属ガスケットに漏えいが生じた場合でも、外部に漏えいする前に密封性の低下を検出できる構造

<閉じ込め機能の密封性の確認>

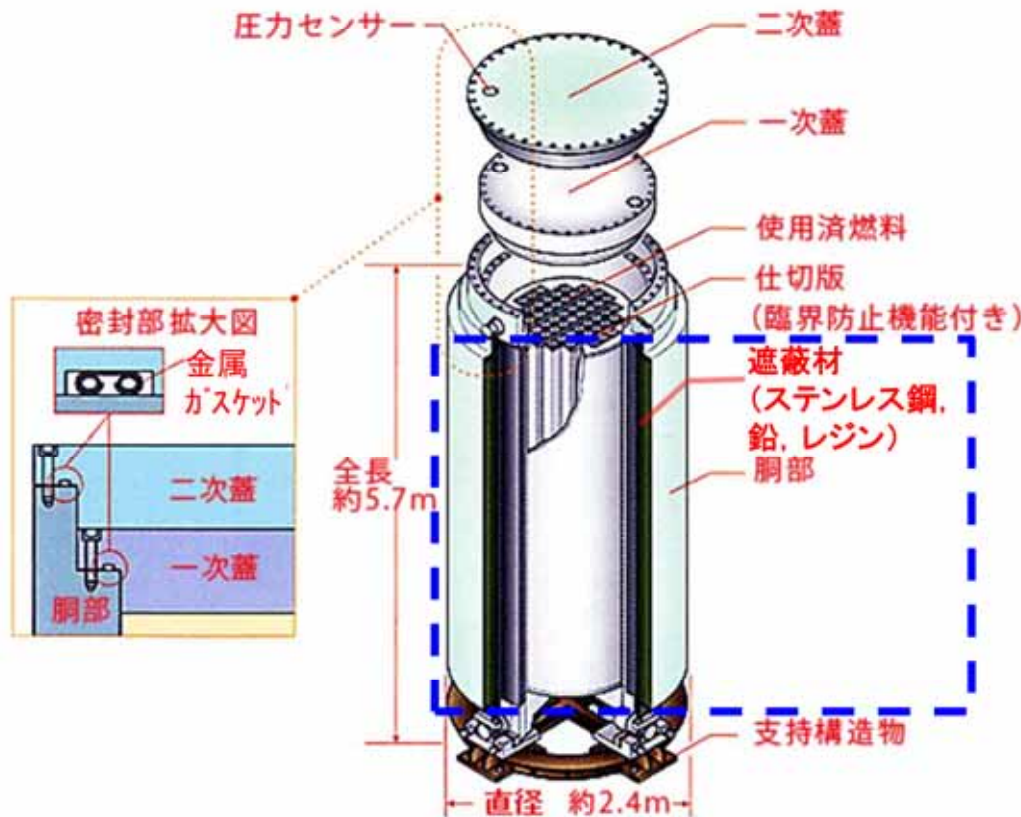
設計貯蔵期間(40年)後に貯蔵容器内部圧力が大気圧となるガスケット部の漏えい率限界値(①)を求め、使用する金属ガスケットの漏えい率(リークテスト判定基準)(②)が下回ることを確認

⇒金属ガスケットの漏えい率(例:1~15号機)

①漏えい率限界値  std cm<sup>3</sup>/s

②金属ガスケットの漏えい率:  std cm<sup>3</sup>/s

\* std cm<sup>3</sup>/s : 25°C, 1atmの標準状態における漏えい率



- ・**ガンマ線の遮蔽:**  
内胴と中間胴の中に鑄込んだ鉛や、ステンレス鋼による
- ・**中性子線の遮蔽:**  
中間胴と外筒の間に鑄込んだレジン(合成樹脂)による。

(例:1~15号機)

■使用済燃料乾式貯蔵容器は十分な遮蔽機能を有し、人が至近まで近づいても被ばく上の問題が生じない設計としている。

<線量評価の結果>

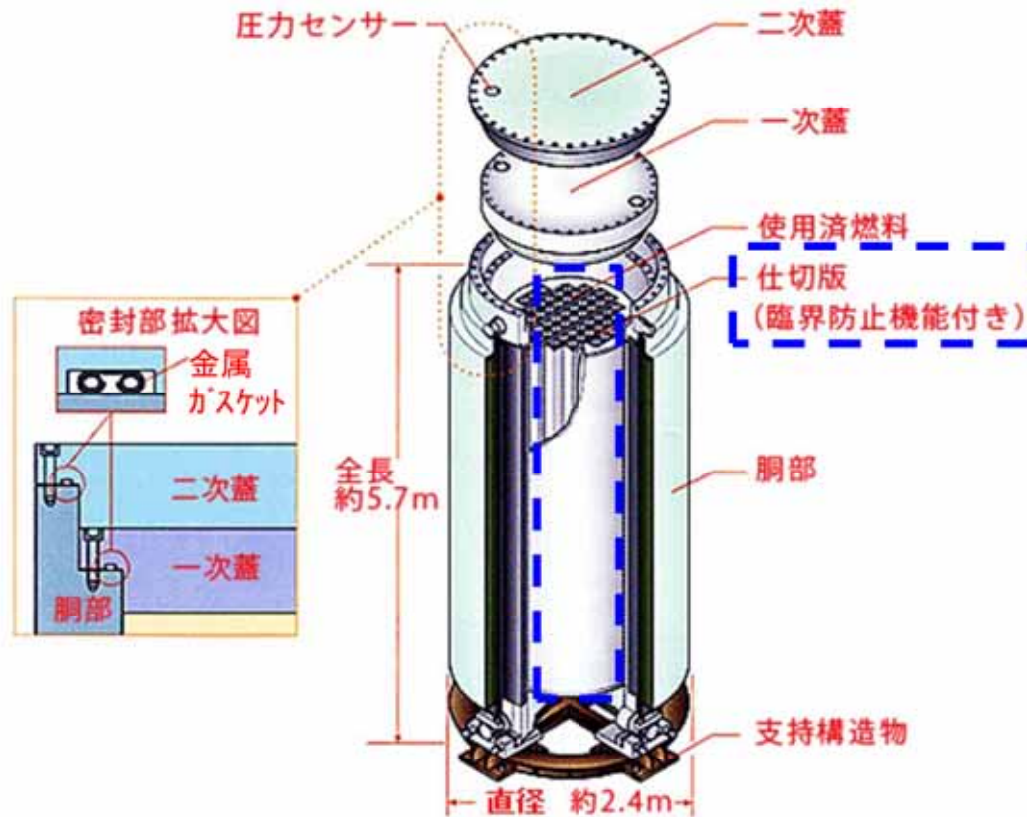
- ・使用済燃料乾式貯蔵容器の表面から1m離れた距離で0.1mSv/h (24基貯蔵条件)
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋の直接線量及びスカイシャイン線量は、人の居住の可能性のある敷地境界外において1.5  $\mu$ Gy/y\*に留まる。

\*発電所の平常運転時における敷地境界外で一般公衆の受ける線量の目標値として年間50  $\mu$ Gy程度以下

出典:「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について」  
(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)

人の居住の可能性のある敷地境界外での  
空気吸収線量

	(単位: $\mu$ Gy/y)
東海第二発電所	
原子炉建屋	<0.1
タービン建屋	13
固体廃棄物貯蔵庫A	0.1
固体廃棄物貯蔵庫B	0.5
<b>使用済燃料乾式貯蔵建屋</b>	<b>1.5</b>
東海発電所	
ホットダクト	15
東海及び東海第二発電所の合計	30



仕切板(バスケット格子)に配置するアルミニウム合金製の板に添付したほう素の中性子吸収効果により臨界を防止

■使用済燃料乾式貯蔵容器は、臨界防止機能として、想定されるいかなる場合においても、**実効増倍率が0.95以下であり、臨界に達しないことを確認している。**

<未臨界性の確認>

- ・冠水状態を想定(水密度1g/cc)
  - \* 実機は乾燥状態だが仮想的に内部浸水を想定
- ・使用済燃料が貯蔵容器の中心寄りに配置された状態を想定
  - イメージ
- ・貯蔵容器に収納される8×8燃料、新型8×8燃料、新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料のうち、最も厳しい評価結果となる高燃焼度8×8燃料について評価
- ・計算に用いる燃料集合体の炉心内装荷状態での無限増倍率を保守的に1.30を仮定
- ・仮想的に貯蔵容器が無限に配置されそれぞれが接触している状態を仮定
  - 以上の極めて保守的な評価条件に基づく解析結果は、**実効増倍率**  となり実効増倍率0.95を下回る。

(例:1~15号機)



給排気口温度及び貯蔵容器表面温度  
(冷却性確認)



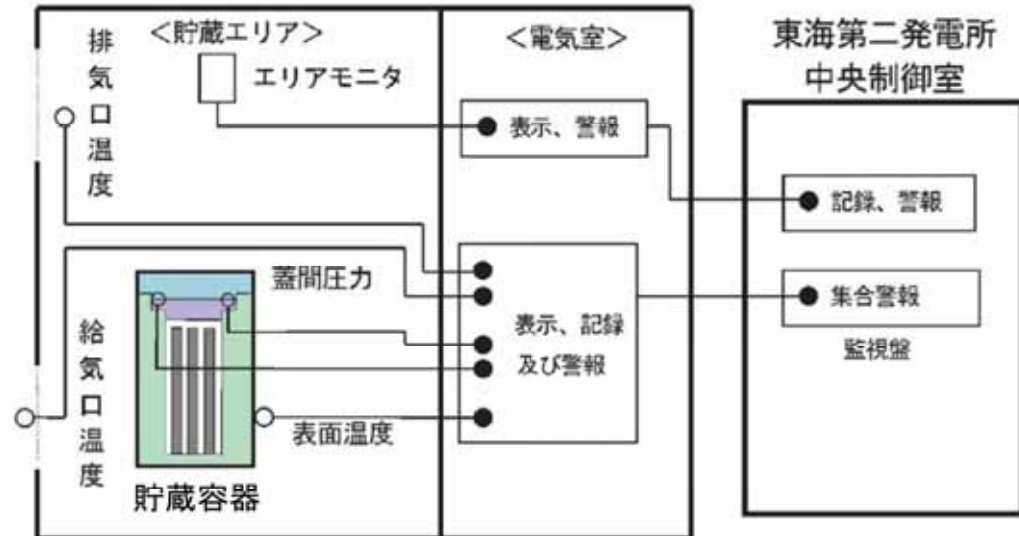
二重蓋間圧力監視(密封性確認)



エリアモニタ(放射線監視)

■ 使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能が満足していることを確認するため、各監視設備\*で常時監視を実施

使用済燃料乾式貯蔵建屋



- 温度監視 : 給排気口温度及び貯蔵容器表面温度を常時監視, 記録
- 圧力監視 : 二重蓋間をヘリウムガスで加圧し, 蓋間圧力を常時監視, 記録
- 放射線監視 : 貯蔵建屋内にエリアモニタを設け, 放射線量率を常時監視, 記録
- 監視 : 貯蔵建屋内の電気室にて各監視パラメータを表示, 記録するとともに, 異常が発生した場合は東海第二発電所中央制御室の警報装置が作動し, 常駐している運転員が迅速に対応

\* 監視設備及びその電源設備の機能喪失は貯蔵容器の安全機能に影響を及ぼさないため, 安全機能の重要度はクラス3, 耐震重要度はCクラスとしている。

論点No.179-15

# <別紙2> 使用済燃料プールから使用済燃料乾式貯蔵容器への貯蔵作業の流れ

第13回ワーキングチーム  
資料1-2再掲

\* 貯蔵容器は、使用済燃料貯蔵施設において発生すると予想される異常事象(天井クレーンの運転操作ミスによる燃料取扱床等への異常着床、支持構造物等への衝突)による荷重にも耐える設計としている。



① 燃料プール内での使用済燃料装荷作業



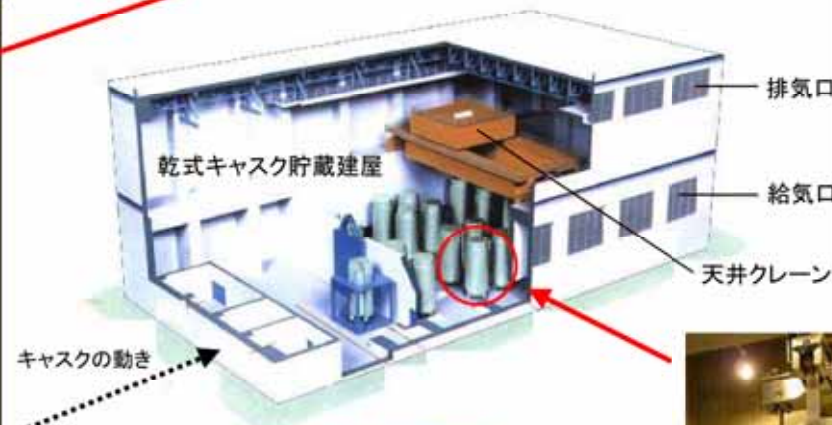
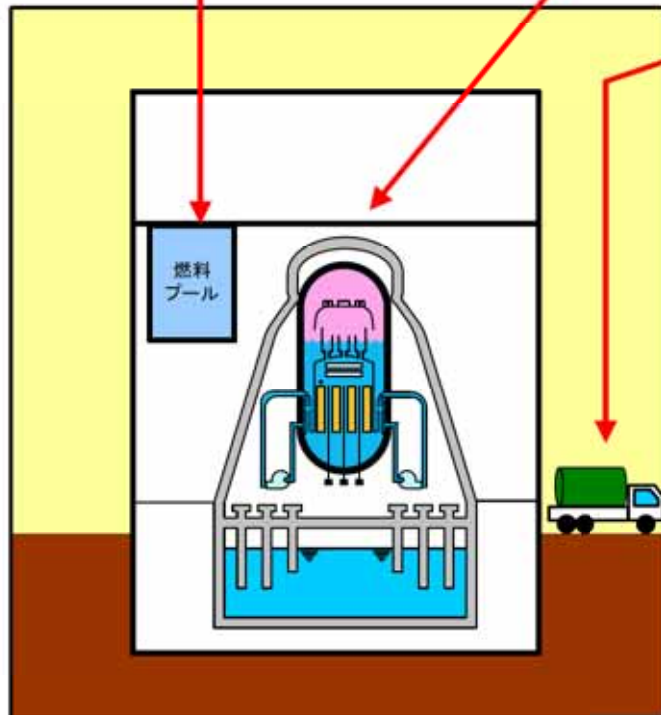
② 原子炉建屋除染ピットでの一次蓋ボルト締め付け作業



③ 移送前検査作業

使用済燃料プールから移送に要する所要期間は約10日間

- ・貯蔵容器の貯蔵建屋から原子炉建屋への輸送1日
- ・燃料装荷2日, 真空乾燥2日
- ・除染作業や蓋取付, 気密漏洩検査等の発送前検査確認4日
- ・貯蔵容器の原子炉建屋から貯蔵建屋への輸送1日



キャスクの動き

車両速度制限(5km/h以下), 車両のブレーキの多重化により車両の衝突・転倒を防止



④ 建屋内でのキャスクの立起し作業  
論点No.179-16



⑤ 乾式キャスクの移動作業

ワイヤの二重化やストッパーにより, 貯蔵容器の落下を防止



【論点No.179】

使用済燃料乾式貯蔵施設に係る経年劣化評価について

【委員からの指摘事項等】

No.167

金属キャスクには使用済燃料を比較的長期に保管する必要があるが、金属キャスクの材料の面から、海の近くであるため塩分の影響や、溶接構造に対する残留応力など、どのような経年劣化を設定した評価を行っているのか説明すること。また、ガスケット等の健全性の評価について説明すること。

P.2-5

指摘事項等・県民意見に下線を記載  
対応する資料頁数等を  内に記載



①強度用コンクリートコアの採取場所選定の保守性及びばらつきについて

【説明概要】

強度用コアの採取場所の選定については、熱、中性化、塩分浸透などの劣化要因の影響が大きい場所を選定し、保守的な技術評価を行っている。なお、コア採取部位は健全であり、損傷や欠陥がない状態を確認している。

コア採取による強度確認は、採取や整形において損傷が生じやすく、物性値にばらつきが生じる可能性があるため、コア供試体を3個程度採取して圧縮強度試験を実施し、その平均を評価することが望ましいとされている。

②コンクリート構造物の中性化深さに係る評価の妥当性について

【説明概要】

特別点検にて確認した中性化深さは、最も進行したタービン建屋外壁(屋内面)で39.6mm(特別点検実施時(平成29年10月))となっており、閾値(60mm)に達していない。また、運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値(50mm)も閾値に達していない。

## ①強度の標準偏差について

- 強度用コア採取箇所を選定については、熱、中性化、塩分浸透などの劣化要因の影響が大きい場所を選定し、保守的な技術評価を行っている。なお、コア採取部位は健全であり、損傷や欠陥がない状態を確認している。
- コア採取はボーリングマシンで削孔し、切断加工するために損傷が生じやすく、物性値にばらつきが生じる可能性がある。強度のばらつきは下表のとおりであり、個々の圧縮強度試験結果を別紙1に示す。
- そのため、国内の基準では「コア供試体を3個程度採取して圧縮強度試験を実施し、その平均値を評価することが望ましい」とされている\*1。また、米国の基準では、「3個のコア供試体の試験結果の平均値が設計基準強度の85%以上で、かつ各試験結果が設計基準強度の75%以上であること」とされている\*2。
- これらのことから、コア採取による圧縮強度の評価は、平均値で評価することは妥当であると考える。

\*1 日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」より

\*2 Code requirements for nuclear safety-related concrete structures ACI349-06

対象構造物	対象の部位	圧縮強度(N/mm <sup>2</sup> )	標準偏差(N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度(N/mm <sup>2</sup> )
原子炉建屋等	外壁	51.1	1.190	22.1
	内壁及び床	50.0	8.132	
	原子炉圧力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位	39.3	4.455	
	一次遮蔽壁	50.5	0.741	
	格納容器底部外基礎マット	44.6	1.686	
	使用済燃料プール	49.7	1.893	
タービン建屋	外壁(屋内面)	48.2	2.510	22.1
	内壁及び床	33.9	2.855	
	基礎マット	32.0	1.485	
	タービン架台	37.0	2.061	
取水槽	海中帯	29.1	2.485	20.6
	干満帯	34.6	0.544	
	気中帯	35.7	2.553	
使用済燃料乾式貯蔵建屋		24.8	1.283	24.0
排気筒基礎		24.9	0.903	22.1

## ②現状の中性化深さについて

- 鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから2cm奥まで達したときとされている。  
(日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」)
- 特別点検にて確認した中性化深さは、下表のとおり最も進行したタービン建屋の外壁(屋内面)で39.6mmとなっており、閾値(60mm)に達していない。

対象の構造物	対象の部位	中性化深さ(mm) (特別点検時*)	閾値(mm)	設計最小かぶり厚さ(mm)
原子炉建屋等	外壁(屋内面)	28.4	60	40
	内壁及び床	15.3		
	原子炉圧力容器ペデスタル又はこれに準ずる部位	1.7		
	一次遮蔽壁	31.9		
	格納容器底部外基礎マット	1.1		
	使用済燃料プール	3.6		
タービン建屋	<b>外壁(屋内面)</b>	<b>39.6</b>	60	40
	内壁及び床	24.8		
	基礎マット	1.7		
	タービン架台	2.8		
取水槽	海中帯	1.5	64	64
	干満帯	0.0		
	気中帯	10.3		
使用済燃料乾式貯蔵建屋		20.9	70	50
排気筒基礎		7.5	92	92

\* 特別点検実施時(平成29年10月)

### ③ 運転開始後60年経過時点の中性化深さ推定値について

○ 調査時点及び運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値及び結果を以下に示す。運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値についても閾値に達していない。

#### 1. 推定式(別紙2参照)

以下の中性化深さを推定する速度式を用いて評価を実施

- ・岸谷式  
(日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説(1991)」)
- ・森永式  
(森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文(1986)」)
- ・中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式  
(土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2013)」)

#### 2. 結果

運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値が、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることを確認した。なお、屋外と屋内の部位では評価上の閾値が異なるため、それぞれの代表部位での中性化深さを評価した結果を以下に示す。

	中性化深さ			閾値 (鉄筋が腐食し始める 時点の中性化深さ)
	測定値 (調査時点の運転開始後の経過年)	推定値		
		調査時点 ※1 (推定式)	運転開始後60年 経過時点の中性化深さ ※2(推定式)	
タービン建屋外壁(屋内面)	40mm(39.6mm) (38年)	29mm (岸谷式)	50 mm ( $\sqrt{t}$ 式)	< 60mm
取水構造物(気中帯)	10mm(10.3mm) (36年)	12mm (岸谷式)	16mm (岸谷式)	< 64mm

※1:岸谷式, 森永式による評価結果のうち最大値を記載

※2:岸谷式, 森永式及び中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式による評価結果のうち最大値を記載

<別紙1> 強度の標準偏差について(1/2)



対象構造物	対象の部位	圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	平均圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	標準偏差 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
原子炉建屋等	外壁		51.1	1.190	22.1
	内壁及び床		50.0	8.132	
	原子炉圧力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位		39.3	4.455	
	一次遮蔽壁		50.5	0.741	
	格納容器底部外基礎マット		44.6	1.686	
	使用済燃料プール		49.7	1.893	
タービン建屋	外壁(屋内面)		48.2	2.510	22.1
	内壁及び床		33.9	2.855	
	基礎マット		32.0	1.485	
	タービン架台		37.0	2.061	

<別紙1> 強度の標準偏差について(2/2)



対象構造物	対象の部位	圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	平均圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	標準偏差 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
取水槽	海中帯		29.1	2.485	20.6
	干満帯		34.6	0.544	
	気中帯		35.7	2.553	
使用済燃料乾式貯蔵建屋			24.8	1.283	24.0
排気筒基礎			24.9	0.903	22.1



岸谷式

$$t = \frac{7.2}{R^2 \cdot (4.6 \cdot w - 1.76)^2} \cdot x^2$$

$t$ : 深さ $x$ まで中性化する期間(年)     $R$ : 中性化比率 ( $R = \alpha \times \beta \times \gamma$ )  
 $x$ : 中性化深さ (cm)                     $\alpha$ : 劣化外力の区分による係数  
 $w$ : 水セメント比 (比)                     $\beta$ : 仕上げ材による係数  
    $\gamma$ : セメントによる係数

(日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説(1991)」)

森永式

$$x = \sqrt{\frac{C}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot (4.6 \cdot w/c/100 - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

$x$  : 中性化深さ (mm)                     $C$  : 炭酸ガス濃度 (%)  
 $R$  : 中性化比率                             $RH$ : 湿度 (%)  
 $w/c$ : 水セメント比 (%)                     $T$  : 温度 (°C)  
 $t$  : 材齢 (日)

(森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文(1986)」)

$\sqrt{t}$ 式

$$x = A \cdot \sqrt{t}$$

$x$ : 中性化深さ (mm)  
 $t$ : 中性化期間 (年)  
 $A$ : 中性化速度係数 (中性化実測深さと中性化期間により算出)

(土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2013)」)

【論点No.182】

コンクリートコア採取場所の選定の保守性及びばらつきについて

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載  
対応する資料頁数等を  内に記載

No.170

コンクリート構造物の強度について、平均値が記載されているが、標準偏差はどの程度か。

No.171

コアの採取場所によってばらつきはあるのか。また、採取場所は点検で問題がありそうなところを選んだのか。それとも健全なところを選んだのか。

【論点No.183】

コンクリート構造物の中性化深さに係る評価の妥当性について

【委員からの指摘事項等】

No.172

コンクリート構造物の中性化深さについて、推定値に対して、現状で中性化が進んでいるのかどうかといったデータがないと現状の劣化状況というのは十分判断できないのではないか。

P.3,4



①電気・計装設備や電気ペネトレーションの加速劣化試験に係る実機サンプルによる知見を踏まえた試験方法等の保守性の確認について

【説明概要】

電気ケーブルの劣化状況評価にあたっては、同等の新製ケーブルを用いた環境試験(加速劣化)結果をもとに高経年化評価を行っている。また、実機ケーブルを用いた環境試験(加速劣化)等を行い、60年の通常運転期間、事故時蒸気曝露試験において絶縁性能を維持できることを確認している。

②電気ペネトレーションの劣化状況評価における気密試験の具体的な結果について

【説明概要】

電気ペネトレーションの長期健全性評価試験(気密試験)は、米国規格(IEEE)等に基づき、熱及び放射線で加速劣化させた後に事故時雰囲気環境に暴露した試験モジュールを真空引きし、ガスリーク量が判定基準内であることを確認している。

③実際に敷設されている電気ケーブル等に係る現状の劣化等の状況(敷設作業時に生じたものを含む)及び高経年化に係る評価上の考慮について

【説明概要】

東海第二発電所の電気ケーブル等は、熱及び放射線を与えた試験に基づき経年劣化評価を行い、60年間の運転及びその後の事故を経験しても、絶縁性能を維持できることを確認している。電気ケーブル等は、定期的な点検を通じて健全性を確認しており、これまで絶縁特性低下事象は確認されていない。

なお、電気ケーブルを敷設する際に、一部のケーブルで被覆材等に損傷が生じた事例があるが、損傷程度に応じて取替又は補修を行っており、以降の経年劣化を考慮しても絶縁低下等の影響はない。

# (1) 実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(1/4)



【電気学会推奨案にもとづく実機ケーブルの評価】\*: 格納容器内より搬出のためシースを撤去した絶縁体みのケーブル

原子炉格納容器内にて、27年使用した高圧ケーブル\*を電気学会推奨案にもとづき60年相当となる劣化を追加付与し、事故時蒸気曝露試験後の耐電圧試験にて絶縁性能を維持できることを確認する。

【電気学会推奨案にもとづく環境試験の条件について】

約27年使用した原子炉格納容器内の**実機ケーブルの環境試験条件設定にあたっては、熱、放射線とも実測値を包絡する東海第二発電所の環境条件(設計値)を保守的に設定している。**

温度環境条件		放射線環境条件		60年運転時線量		事故時線量	60年運転時線量 + 事故時線量	環境試験 照射総線量
設計値*1	実測値*2	設計値*3	実測値*4	設計値	実測値	設計値*5		
72 °C	71 °C	0.25 Gy/h	0.018 Gy/h	132 kGy	9.5 kGy	260 kGy	392 kGy(設計値) 269.5 kGy(実測値)	1005.8 kGy

- \*1: 東海第二発電所の通常運転時における格納容器内環境温度66°C(設計値)にケーブル通電時の温度上昇分を加えた値
- \*2: 東海第二発電所の通常運転時における当該ケーブル敷設箇所付近の実測温度65°Cにケーブル通電時の温度上昇分を加えた値
- \*3: 東海第二発電所の通常運転時における格納容器内の放射線量(設計値)
- \*4: 東海第二発電所の通常運転時における当該ケーブル敷設箇所付近の実測放射線量
- \*5: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの設計基準事故時における放射線照射線量

実機ケーブルに熱及び放射線の劣化条件を付与して環境試験を実施した。

評価対象	追加劣化 付与期間	熱加速劣化条件		放射線劣化条件		
		加速温度*1	加速時間*2	60年運転時 放射線量*3	事故時 放射線量*4	環境試験 照射総線量*5
高圧架橋ポリエチレン絶縁 クロロブレンゴムシース ケーブル(27年使用)	33年	121 °C	381 hr	745.8 kGy	260 kGy	1005.8 kGy

- \*1: 電気学会推奨案提示の加速温度
- \*2: アレニウス法(加速温度 121°C, 環境温度 72°C(設計値)及び架橋ポリエチレンの活性化エネルギー)を用いて算出した加速時間
- \*3: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの60年相当の放射線量(750 kGy)から実機ケーブルの使用期間(27年)分の線量(4.2kGy)を引いた値
- \*4: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの設計基準事故時における放射線量
- \*5: 環境試験で照射した総線量

【実機ケーブルの絶縁性能の確認方法】

絶縁体の絶縁性能確認は、事故時蒸気曝露試験後に屈曲浸水耐電圧試験により確認する。

屈曲浸水耐電圧試験は、ケーブル供試体を一旦、真直ぐに伸ばした後、マンドレルに巻付け水中に浸した曲率の高い厳しい条件で規定電圧を印加する。



屈曲浸水耐電圧試験状況

【実機ケーブルの絶縁性能確認結果】

高圧ケーブルは、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験*	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径(28.0mm)の約40倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良

\*:「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」にもとづく試験(上記劣化付与+蒸気曝露試験後に実施)

# (1) 実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(3/4)



## 【ACA研究\*1の成果による実機ケーブルの評価】

東海第二発電所の原子炉格納容器内にて**23.7年使用した低圧ケーブル**の絶縁体伸び値の測定結果より、ACA研究で得られた架橋ポリエチレン絶縁ケーブル(新品)の絶縁体引張試験に基づく**マスターカーブ**をもとに評価した結果、実機環境条件(57.8°C-0.0341Gy/h)にて、**絶縁機能を維持できる期間として約73年の評価**となった。

\*1:原子カプラントのケーブル経年変化評価技術調査研究(独立行政法人 原子力安全基盤機構)

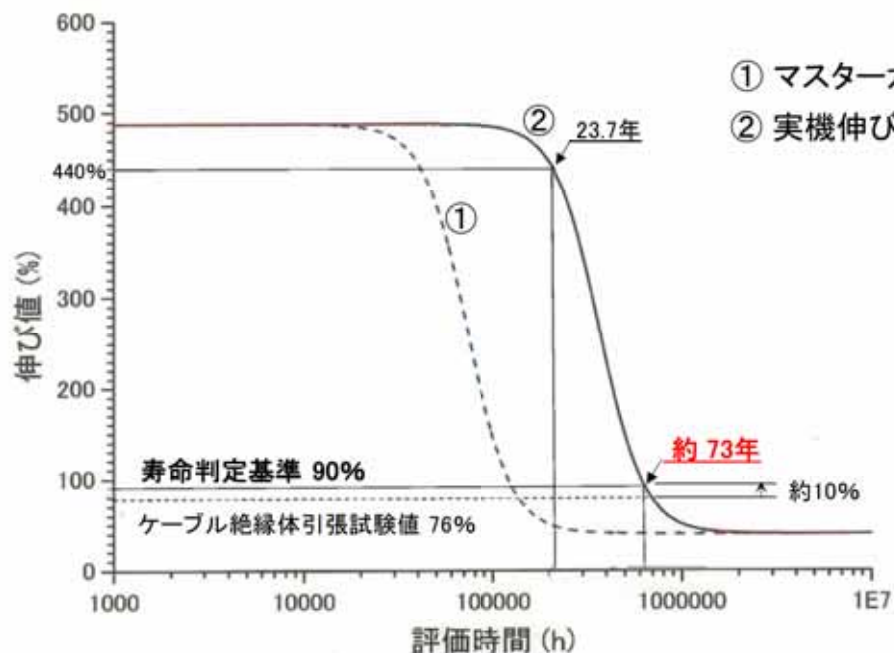
架橋ポリエチレン絶縁ケーブルの耐電圧試験結果

JIS耐電圧試験 AC 1500V/1分*2	IEEE耐電圧試験 AC 2600V/5分*3	屈曲浸水 耐電圧試験*4
良	良	良

\*2: JIS C3605-2000(原子力発電所のケーブル経年劣化評価試験ガイドの試験条件 (JNES-RE-2013-2049))

\*3: IEEE Std.383-2003 IEEE Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables and Field Splices for Nuclear Power Generating Stations

\*4: 電気学会推奨案による耐電圧試験方法



① マスターカーブ\*5の劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

② 実機伸び値データの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

\*5: マスターカーブの作成方法については、別紙1「架橋ポリエチレン 絶縁ケーブルの劣化カーブについて」参照

### ケーブル絶縁体引張試験値\*6

ACA研究で実施した蒸気暴露試験に合格したケーブルの事前劣化条件における破断時の伸び値

### 寿命判定基準\*6

ケーブル絶縁体引張試験の破断時伸びに対してばらつきを考慮して約10%大きい値を設定

\*6 出典:原子カプラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書(原子力安全基盤機構)

架橋ポリエチレンケーブルの絶縁体劣化カーブ

論点No.184,187,192-4



【環境試験の保守性について】

- 環境試験の加速劣化条件の設定にあたっては、実環境条件よりも厳しい、東海第二発電所の**環境条件設計値(温度, 放射線)**を保守的に用いて評価している。

【実機を用いた環境試験について】

- 実環境下において27年使用した実機ケーブルを用いた環境試験の結果、実環境条件よりも厳しい設計環境条件を追加付与しても、運転開始から合計60年間に渡りケーブルの絶縁性能が維持できることが確認されたことから、**十分な保守性はある**と評価する。
- ケーブルの他に電動弁モータ、端子台は実機品による環境試験を行い、**絶縁性能に問題ないことを確認**している。
- より実環境下に近いかたちで評価を行うため、**電気・計装設備の実環境データ(温度, 放射線)の収集, 実機品による環境試験を計画**していく。
- 東海発電所の実機品を用いた環境試験の実施については、設置されている機器の仕様、環境条件等が違うため**反映できる知見等はない**。

【ケーブルの保全対応】

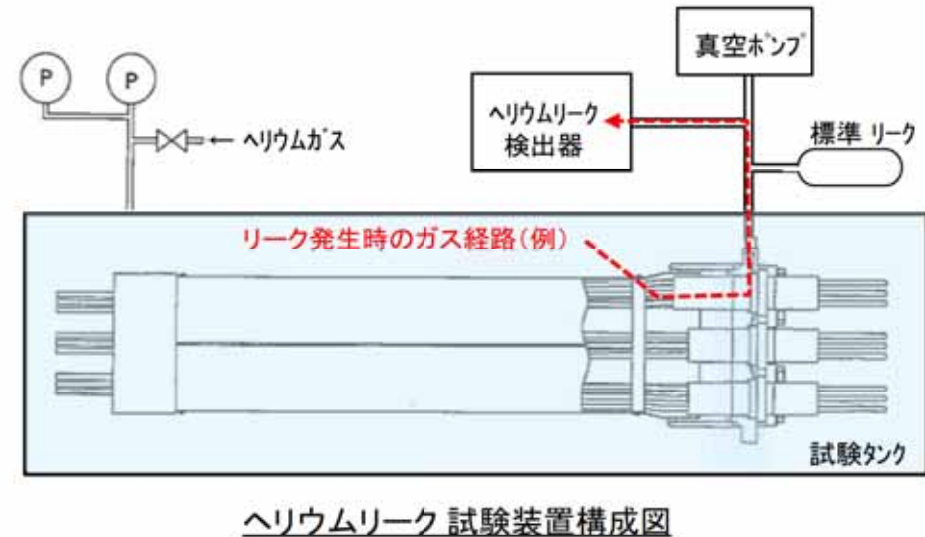
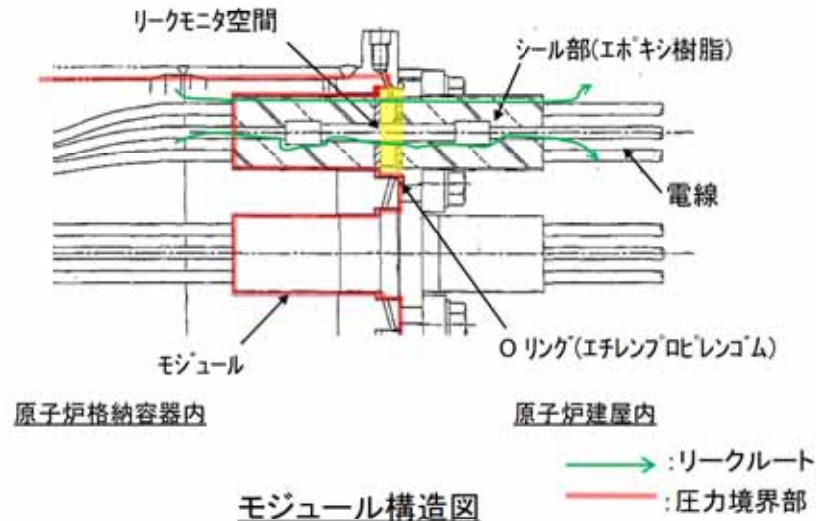
- ・安全機能を有する機器に使用している非難燃ケーブルについては、防火対応のため、今停止期間中に、難燃ケーブルに取替えることとしているが、ケーブル取替えに伴い安全上の課題が生じる箇所(トレイ中, 下段)については、トレイに難燃シートを巻く防火対策を行うこととしている。  
・安全上の課題が生じない、トレイ最上段敷設(高圧ケーブル)、電線管敷設、コンクリートピット内敷設のケーブルは、**今停止期間中に難燃ケーブルへの取替を実施**する予定。
- 低圧ケーブルの絶縁性能の傾向管理に係る非破壊劣化診断技術については、実機適用性に関する調査等を研究中であり、今後、**技術開発の動向を見定めながら導入を検討**していく。

## (2) 電気ペネトレーション気密試験方法及び試験結果

### 【試験方法】

電気ペネトレーションの気密試験は、IEEE Std.317-1976\*等をもとに通常運転期間相当の熱及び放射線を加え加速劣化させ、その後事故時雰囲気環境下に曝したモジュールを気密試験装置に収め、リークモニタ空間部を真空引きし、圧力境界部からのヘリウムガスリーク量が判定基準値内であることを確認する。長期健全性評価試験の条件については、別紙2「長期健全性評価試験の条件について」を参照。

\*: IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations



### 【試験結果】

リーク量の試験結果は判定基準を十分下回る結果が得られた。これより電気ペネトレーションは重大事故環境を経験しても気密性を確保できることを確認した。

判定基準*	測定値	判定	備考
$1.0 \times 10^{-6} \text{ cc/sec}$	$6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$	良	最大検出感度 $6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$

\*: 判定基準はIEEE Std.317-1976に基づく

【電気ケーブル等に係る現状の劣化状況】

- 電気学会推奨案, ACA研究結果をもとに経年劣化評価を行い, 60年の通常運転期間, 設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認  
一部の電気ケーブル等は, 評価期間を迎える前に取替えることで60年の通常運転期間, 設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認
- 電気ケーブル等の絶縁特性低下事象に対しては, 点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験にて確認しており, 絶縁特性低下事象が確認された場合, 点検・清掃, 補修により絶縁の回復作業を行い絶縁性能を維持している。  
高圧ケーブル等については, 点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験に加え, 絶縁診断により絶縁の状態を傾向管理している。
- 東海第二発電所建設時の電気ケーブル敷設作業時に生じた, ケーブルの損傷事象に対しては, 損傷程度に応じて適切な処置(取替又は補修)を施しており, 絶縁低下特性への影響はない。  
(「ケーブル敷設時の損傷事象について」参照)

【高経年化に係る評価上の考慮】

- 環境試験(加速劣化)の試験条件設定にあたっては、東海第二発電所の**環境条件(設計値)を保守的に設定し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- 通常運転時の原子炉格納容器内環境測定結果で、原子炉格納容器内設計温度の66℃を上回る箇所に敷設された電気ケーブル等については、**実測値による個別評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- 東北地方太平洋沖地震発生に伴う発電所停止操作の過程で、原子炉格納容器内設計温度の66℃を上回る箇所に敷設された電気ケーブル等については、**実測値による個別評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- ケーブルの高経年化評価にあたっては、電気学会推奨案をもとにした評価に加え、最新知見である**ACA研究の成果をもとにケーブルの評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブルの保全計画(引替え計画)を立案**
- ケーブルの劣化評価研究において、**発電所内のケーブル敷設(ケーブルの曲げ敷設、段積敷設)状態を模擬した環境試験を実施し**、**絶縁特性低下に影響しないことを確認**
- 複合体(ケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆ったもの)の形成が、**ケーブル通電機能及び絶縁機能へ影響しないこと**、**高経年化評価結果に影響を及ぼさないことを確認**
- 格納容器外電動弁モータ、格納容器内・外端子台については、**実機品を用いた環境試験(加速劣化)を実施し**、**絶縁特性に問題ないことを確認**

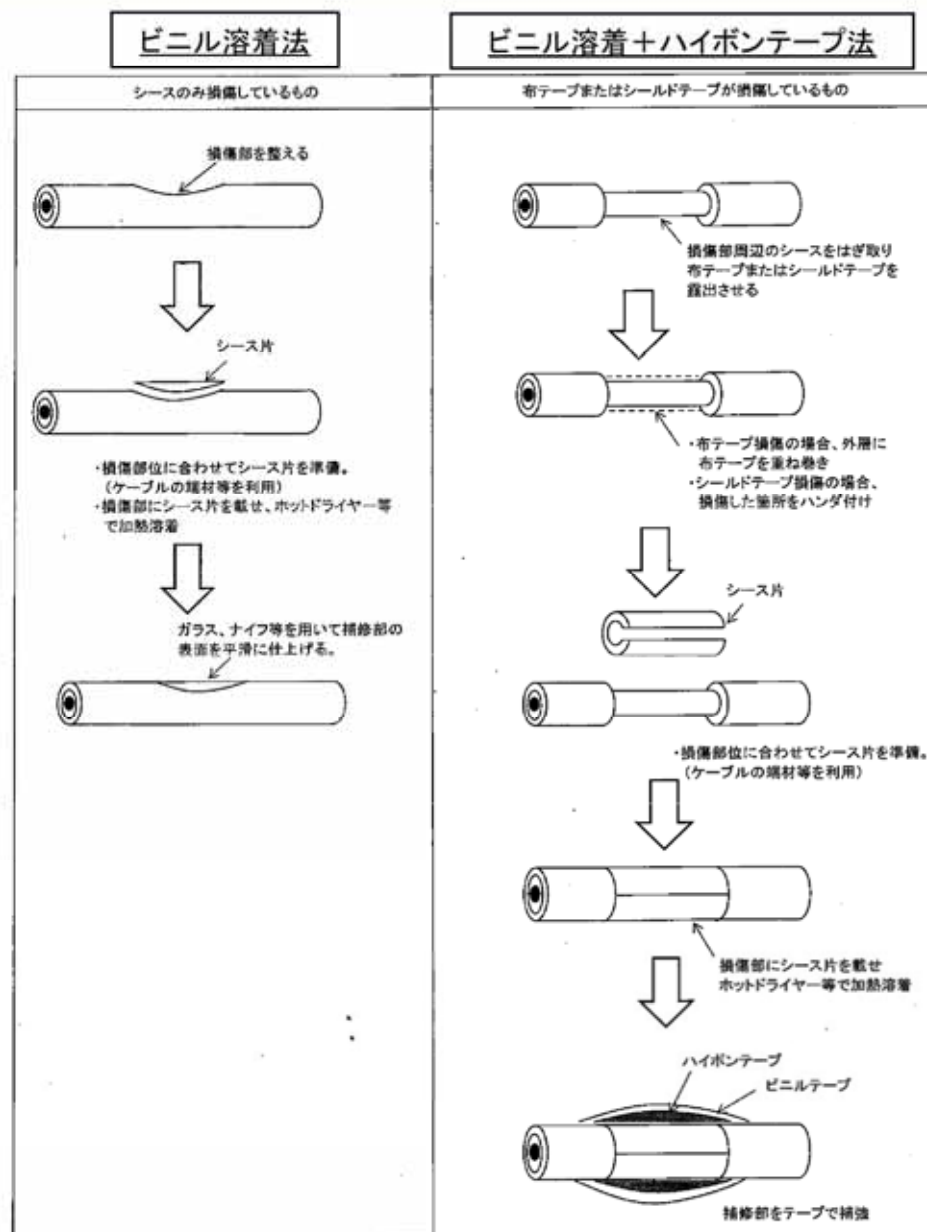
【ケーブル敷設時の損傷事象について】

○東海第二発電所建設時のケーブル敷設作業時に生じたケーブルの損傷事象に対しては、下記の対策を実施しており、**絶縁特性低下への影響はない。**

[損傷ケーブルの補修状況]

- ・ **絶縁体が損傷したものは、新ケーブルと取替**
- ・ シースのみが損傷したものは、シース片を加熱溶着しテープ補強 [ビニル溶着法]
- ・ 布テープまたはシールドテープが損傷したものは、損傷部を補修の後、シース片を加熱溶着し、補修部をテープにて補強 [ビニル溶着+ハイボンテープ法\*]

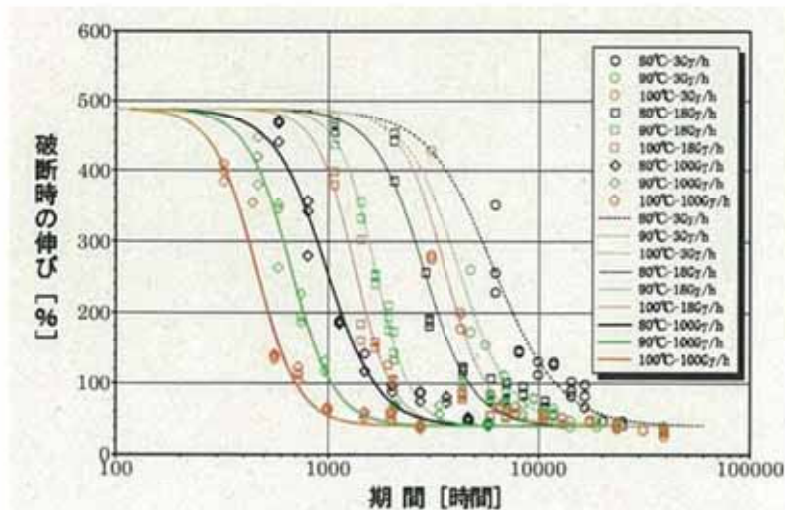
\* :ケーブルの絶縁機能は、絶縁体が健全であれば維持されるが、念のため熱による劣化を付与し、耐電圧試験により、絶縁が維持されていることを確認



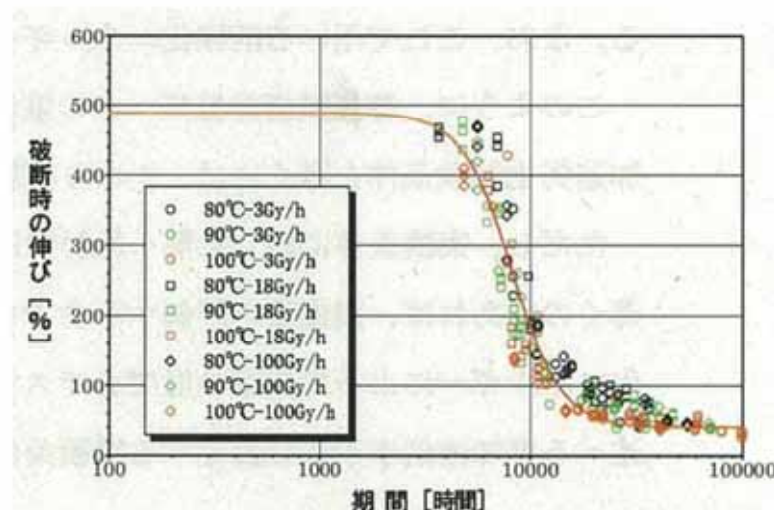
① マスターカーブの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・ACA研究にて東海第二発電所で使用している架橋ポリエチレン絶縁ケーブル(新品)に数種類の熱, 放射線を加えたケーブルの絶縁体引張試験を行い, 結果を「時間依存データの重ね合わせ手法<sup>\*</sup>」を用いて重ね合わせのマスターカーブを作成する。
- ・マスターカーブの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)は, 重ね合わせマスターカーブに実機ケーブルの環境条件を加え算出した劣化カーブ。

<sup>\*</sup>: 数種類の異なる温度と線量率の条件で得られた劣化特性を1つの劣化特性に重ね合わせる手法 (IEC1244-2,IAEA-TECDOC-1188で提案されている手法)



架橋ポリエチレン絶縁体の熱・放射線同時劣化特性



架橋ポリエチレン絶縁体の時間依存データ  
重ね合わせのマスターカーブ

② 実機伸び値データの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・原子炉格納容器内よりサンプリングしたケーブル(5本)の中で, 一番環境条件が厳しいケーブルの使用条件を重ね合わせのマスターカーブを用いて算出したカーブ

長期健全性評価試験の条件は、東海第二発電所における60年間の通常運転時及び設計基準事故時の条件を包絡している。

試験項目	長期健全性評価試験条件	東海第二発電所における60年間の通常運転時及び設計基準事故時条件(設計値)
加速熱劣化	121 °C × 7日間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化
熱サイクル	120 回	110 回
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	281 kGy (通常時:21 kGy 事故時:260 kGy)
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)
蒸気曝露試験(圧力)	0.43 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)
加振	1.36 G(20G)*	9.69 G

\*: 想定される最大応答加速度9.69 Gに対しては、同等の電気ペネトレーションによる加速度20 Gの加振試験にて健全性を確認している。

【電気ペネトレーションの保全について】

低圧, 高圧電気ペネトレーションは, 保全計画に従い, 今停止期間中に取替を行う計画としている。

【論点No.184】

電気・計装設備や電気ペネトレーションの加速劣化試験に係る実機サンプルによる知見を踏まえた試験方法等の保守性の確認について

【委員からの指摘事項等】

No.173

P.2-5

指摘事項等・県民意見に下線を記載  
対応する資料頁数等を  内に記載

電気・計装設備の絶縁低下やペネトレーションに係る加速劣化試験について、高温、高線量の条件で評価しているが、実際の温度、線量で長期間使われたときに比べ保守的な評価となっているかについて、東海発電所の解体で発生したコンクリートや電線等、実機から出たものによる知見から補足することはあるか。

P.5



【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.5

ケーブルについてお尋ねいたします。

資料で、74で、一部ケーブルについては、運転開始後60年前後で有意な絶縁低下が発生すると評価された。ケーブルの交換について保守管理する方針があるという文章があります。ここについては、前からケーブルの交換はできないんだという話を聞いておりましたけれども、ケーブルの交換ができるのかどうか、それから、私はケーブルの開発に当たってきたんですけれども、大体、架橋ポリエチレンだのそういうケーブルの寿命は30年から40年というふうに想定されておりまして、さらにそれが20年もつかどうかということについては非常に不安があります。

P.2-5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

そういうことで、できれば、アメリカなんかでは、1970年に現地のケーブルを撤去してきて、詳細に調べたというときに、水トリーを発見しました。これは非常に条件のいい乾いたマンホールだったんですけれども、ここの原発も、割合、人間にとっては条件がいいような感じがしますが、ケーブルにとって必ずしもいい条件であるかどうかということにはわかりませんので、できれば、まだ稼働までに2年ぐらい時間がありますので、サンプリングをして、徹底的に絶縁状況はどうであるかということをやられたらどうかということを提案したいと思います。

P.2-5

環境劣化試験というのは新しいものでやったのでしょうか。

P.2-5

今まで使ってきたものでぜひやってもらいたいと思うんですよ。これからどうなるかというのを、今のうちだったら、サンプリングして取り替えられると思いますので、それをお願いしたいと思います。

No.94

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

ケーブル類の劣化。開発当初、架橋PE等のケーブルの期待寿命は、30年～40年とされた。何年か運●や、通電容量がフルでないことを考慮しても、今年20年安全性を確保できるか、懸念がある。また、稼働迄には2年位時間がある。次善の策として、ケーブルをサンプリングして劣化状況を調べることを提案します。

P.2-5

\* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム  
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.198

2つ目に、運転延長認可の審査では、新品のケーブルに60年間分の放射線温度などを加えて試験し、一部のケーブルを除いては、あと20年オーケーだと判断したということですが、東海村の説明会では、ケーブルの研究をしていたという方が、実際に使ってきたケーブルのサンプリング検査をすべきではないかという質問をされました。規制庁の●●さんは、審査の枠外でそういう活動は当然できると、可能性はあるというふうな回答をされましたが、新品のケーブルを使った評価試験だけでは不十分だということを認めたといいように私は受け取りました。 P.2-5

No.796

2007年に経年評価を行った・・・そのときにケーブルは、絶縁性能の低下の可能性は小さいと評価され・・・適宜チェックすることで長期の安全使用はできるとのことですが、40年という数字は、材料の機械特性の低下から逆算されています。絶縁性能とは区別して考えねばならないと思います。大げさに言えば、材料がボロボロになっても絶縁があれば使い続け、ある日“電氣的にパンクして”やっと慌てるということになりかねない。そういうことを前提にして使用延長をすることはあってはならないと思いますし、万一発火のときは「防火シート、複合体」で対応できるから、では危険因子が大きいと考えます。少なくとも安全系機器に使用されるすべてのケーブルは、まずは隅から隅まで物性面の非破壊検査を行い、現在の状況や余寿命などを確認すべきと思います。そのうえで使用延長(20年延長)が可能と思われそうなケーブルと、そうではないものを分別すべきと思います。 P.5

とくに、低圧ケーブル、計測ケーブルなどが問題だと思います。これらはメガー測定が実施されていますが、この方法では絶縁不良を予測するのは大変困難です。しかし、ケーブルのシース(外皮)の劣化などから絶縁不良を予測するなどの方法もできているようです。(シース内の超音波伝播速度を測定することで劣化を定量的に把握するもの)このような問題や、予測方法について検討を進めるべきです。 P.5

今後、別資料(論点No.194関係)で説明

電気ケーブルは工業会調べではせいぜい20数年程度が耐久限度としています。老朽化に伴って弾力性を失い、硬化、ヒビが入る。電気ケーブルがこのようになると、プラントの状態が把握できず、たとえば誤作動、誤計測、(各種の弁を動かすこともできなくなるなど)、危険な事態を迎えることもありえます。プラントの中でもとくに安全が重視されるのが原子力発電所ですから、この耐久限度は厳しく判断すべきと考えます。

P.2-5

\* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.838

(8)電気ケーブルの劣化評価の信頼性(供試体の選定)(既設ケーブルの劣化)

既に40年間使っている古い電気ケーブルのうち、新しい難燃性ケーブルに交換しないもので、特に安全系設備に接続している非難燃性ケーブル(約200km程度か)については、今後もそのまま使うとのことである。これらのケーブルは、動力の供給や計測制御等を左右する重要な機能を果たしているものであるが、設置された環境に応じて、放射線や、様々な外力、振動、熱、湿度等によって、被覆材等の強度や絶縁材の性能等は確実に低下しているはずである。これらの劣化を確認するため、新しい製品ケーブルを使って加速試験を行い、60年間使用しても何ら問題ないと結論しているが、この供試体は40年前に設置したケーブルと全く同じものではない。材料の組成や製造条件或いはそれらのばらつきや品質管理の基準等が違っているはずだが、試験結果に影響していないか心配である。既に使っている電気ケーブルの一部を使って、今後の劣化進展を予測する方が、確かな推定ができるはずであり、そうしなかった理由が疑問である。

P.2-5

No.938

3 内部火災対策について

難燃ケーブルに交換できないケーブルが存在している。本当に運転延長して60年間安全に使用できるのか？規制庁は検査は新品のケーブルに負荷を加えて検査したというがそれでは安全を実証したとは言えない。再検査をお願いします。ケーブル専門の企業の意見も取り入れて十分な検証をお願いします。

P.2-5

\* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム  
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.958

私は、●●●●の設計部門に於いて、昭和40～50年代に、高電圧ゴム。プラスチックケーブルの開発に携わりました。また、この間に、アメリカGEに架橋PEの技術提携の実習、アメリカの電力会社の架橋PEケーブルの使用状況調査、IEEE(アメリカ電気・電子学会)に出席など、をしました。これ等の知見を基に技術士(電気・電子)資格を取得しました。これ等の経験から、今回、東海第二原発で使用されているケーブルについて、具申したいと思えます。

架橋PEケーブルを主体にした開発ですが、実機ケーブルを用いて、過電流、過電圧による、通電ヒートサイクル試験を実施、電気劣化特性(交流破壊試験・衝撃破壊試験)及び、物理特性(引張強度、伸び)を調べました。又、初期ケーブルから採取した試料を用いて、オープンで強制熱劣化試験を実施、劣化状況の変化を調べました。これ等の促進劣化試験から、ケーブルの期待寿命を、30～40年に設定しました。

・東海第二原発の実質稼働年：稼働から40年経過した。しかし、13カ月に1回毎に定期点検を実施している筈である。ほぼ、12カ月運転で、1.5カ月保守点検をするとすれば、 $(40 \times 12) / 13.5 = 35.5$ 年。(L1)

・熱劣化補正：ケーブルは、許容電流一杯で使用している事はないと考える。仮に、80%の通電を行っていたとすれば、熱量 $W \propto I \times I \cdot R$  電流の2乗に比例する。寿命 $L \propto 1/W$ とみれば、 $L2 = L1 / 0.8 \times 0.8$ 補正寿命 $L2 = 1.56L1$ 程度になる。この補正を行えば、 $L2 = 35.5 \times 1.56 \div 55.4$ 年程度で、今後、15年程度使用可能と云える。現状でほぼ健全と認められても、期待寿命の40年より長いものの、今後20年には、懸念があります。

・私が1970年アメリカに出張の折、サンフランシスコ市(P&G:電力・ガス局)に以下に対して、見解を求められた。実用ケーブル(CV)(乾いたマンホール内布設)を採取、劣化状況を調べた。その結果、世界最初の水トリーを発見した。初めて見る劣化現象であり、条件の良いとみられる環境下での発生に驚くと共に、実用ケーブルを用いた劣化状況の有効性を知りました。(この現象は、1971IEEEで報告された。)人間にとって良い環境とみられる場所でも、ケーブルにとって好条件とは限らないと判り。以後、この様な、劣化診断を、多くの電力会社に奨めて来ました。 P.2-5

\*私の提案：今後、稼働開始迄に、2年半以上懸るとされています。是非、この間に、現在、実用されているケーブルから、試料をサンプリングし、劣化状況を調査し、今後に資することを提案致します。以上

\*委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム  
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.187】

電気ペネトレーションの劣化状況評価における気密試験の具体的な結果について

【委員からの指摘事項等】

No.178

試験用の電気ペネトレーションに通常運転期間相当の熱及び放射線を加え加速劣化させ、その後事故時雰囲気環境下に曝した後、気密試験にて気密性能が維持されることを確認しているが、気密試験の結果は。 P.6

指摘事項等・県民意見に下線を記載  
対応する資料頁数等を  内に記載

【論点No.192】

実際に敷設されている電気ケーブル等に係る現状の劣化等の状況(敷設作業時に生じたものを含む)及び高経年化に係る評価上の考慮について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載  
対応する資料頁数等を  内に記載

No.62

ケーブルの劣化 過去40年におけるケーブル難燃性,耐熱性の劣化状況 ⇒今後20年安心できるか

No.115

P.2-5

「特別点検,劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

一つ,ケーブルのことをお伺いします。

33ページとか79ページのところにありますが,一部ケーブルが絶縁低下だという,交換できない部分もあると言うんだけれども,というか,79ページのところで,交換できない部分もあるはずなんです。一部ケーブルについては,74ページでは交換するようなことを言っていますけれども,交換できない部分があったらどうするのかなというのが説明がないですけれども,全部交換すればいいんだけど交換しないわけですよ。本来,基本的に,審査基準では交換しなければいけないとなっているものが,都合が悪いから交換しなくても太鼓巻きでいいというふうに勝手に規制庁が決めてしまったというのは違反ですけれども,実際に,今言ったように,交換しなくちゃならないところがあった場合,どうするんでしょうか。伺います。

P.2-5

「特別点検,劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

実際にケーブルは,何がなくても30年から40年が寿命だといっているのに,何で60年もたせるのかがさっぱりわからないんですが。

P.2-5

「特別点検,劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

No.147

P.2-5

「特別点検,劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

ケーブル問題。

ケーブルを全交換しないのにO.K.してしまったいいかげんさ,違反ですね。

\* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム  
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.173

①電気ケーブル(交換不可のもの)の安全性

No.199

3つ目、●●●の資料の中に、東海第二の建設時に、ケーブル敷設作業で、被覆に3,000カ所に及ぶ傷をつけてしまったと。それで大半は応急措置的な補修で済ませてしまったということが書かれている。これはネットにも載っています。

P.7,9

この件について、昨年5月2日に実施した再稼働阻止ネットの規制庁さんへのヒアリングでは、私も参加して、そういう情報も提供して調査をお願いしました。

質問としては、このような住民からの情報提供について、規制委員会としてどう扱ったのかということ、もう一つは、やはり原電にケーブルの実物を使ってきたものを点検させて、規制庁としても現場でそれを確認すべきではないかということ、以上です。

P.2-5

No.233

どうしても交換出来ないケーブルが存在すると思われませんが、本当に60年間もつのでしょうか？実際に60年間使用された例はありますか？

P.2-5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

No.374

・ケーブルの安全性は？60年もつとは考えられない。

No.626

ケーブル等安全対策

No.682

・交換不能のケーブルが60年もつという事は考えにくい。

P.2-5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

\* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム  
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.794

今後、別資料(論点No.63関係)で説明

東海第二原子力発電所のような40年寿命を迎えたとされるプラントでケーブルについても、その寿命問題を俎上に載せて議論しなければならないと考えます。難燃であるか難燃でないかにとどまらず、寿命オーバーによる火災リスクも十分に検討せねばならないと考えます。規制委の資料から察するに、ケーブルは30%程度しか新しいものに交換されないようです。は、その理由はケーブルルートが狭くて交換しにくい、トレイの下などは壁に開口をあらたに作ってケーブルを引き入れないとならないが建物の強度を損なうのでできない、と理解しました。しかし、もともとは40年前から、火災や機械的な損傷でケーブルの大量の引き替えも想定されていたはずですから、壁にあらたに開口をつくることは当然に用意されていたと考えます。そうでなければ設計的なミスということになってしまいます。このあたりがあいまいにされ、不自然かつ疑問に感じております。

本件は、開口や基準地震動の双方を満足するかたちで耐震補強をおこない、古いケーブルは全面的に取替えて、災害ポテンシャルの極小化をはかるべきです。

No.839

(9)電気ケーブルの劣化評価の信頼性(評価手法・ばらつき)(既設ケーブルの劣化)

放射線、熱及び事故時の高温水蒸気による電気ケーブルの劣化を加速試験で推定し、一つの要因の変化を指標として、その活性化エネルギーを使って簡易に評価しているようであるが、試験回数が少なく、繰り返し再現性があるか心配である。また、推定した耐用年数は、ほぼ同じ条件であるにも拘らず何倍もばらついており、大まかな目安に過ぎないと思われるが、誤差が考慮されているか疑問である。

P.10

\* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム  
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく



【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.840

(10) 電気ケーブルの劣化評価の信頼性(外力・振動・傷等の影響)(既設ケーブルの劣化) P.8

既設の古い電気ケーブルは、長年にわたって引張りや曲げ、ねじれ等の様々な力を受けている可能性がある。また、地震による強い力や機械的な振動等によって、ケーブルの細かい割れが発生したり、その拡大が大幅に加速されている場合も考えられる。さらに、東海第二では、建設時にケーブルが損傷したため、多くのケーブルを補修したとのことであり、こうした傷やその補修が、ケーブルの機能に影響しないか不明である。 P.7, 9

このため、劣化試験において、こうした機械的な応力や振動、さらに傷が全く考慮されていないのは疑問である。

No.841

(11) 継続使用に伴うトラブル発生頻度の増加(短絡・断線)(既設ケーブルの劣化)

日本電線工業会によれば、電線・ケーブルの耐用年数は最大でも30年を目安としており、交換することを推奨している。また、特に低圧ケーブルでは、絶縁抵抗の測定くらいしか点検する手段がなく、 P.5

ケーブルの健全性を事前に確認するのは難しいようである。このため、突然、短絡や断線を起こし、信号異常によってプラント状態を把握できなくなったり、機器が制御できなくなる頻度が増えないか心配である。

No.879

今後、別資料(論点No.194関係)で説明

③ 旧品を流用する場合、寿命はどのように評価されているか？

No.1062

P.2-5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

2. 一部のケーブルについて運転開始後60年以前に有意な絶縁低下が発生すると評価されているがどう考えるのか。  
(規制庁概要74P)

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

\* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム  
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1077

規制委員会は、審査書案中100ページ目にて、「その設計目標には、外部の火炎及び複合体内部からの発火を想定し、外部からの熱(火炎)及び燃焼に必要な酸素量を抑制する観点が含まれていること、この設計目標の成立性を確認する実証試験には、難燃性能の確認はもとより、非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性の確認が含まれ、さらに施工後の傷等も想定していることから、十分な保安水準が確保されることを確認した。」とあるが、ケーブルの老朽化についての考慮はされているか。

P.2-5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

東海第二原発は稼働開始より40年近く経ち、ケーブル製造業者が規定している耐用年数の目安である10～30年を過ぎている。建設当時のケーブル技術から考えて、放射線に対する耐環境性も十分ではないといえる。

P.2-5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
劣化状況評価参照

No.1185

○難燃性ではない古い電気ケーブルは、事故の元になり易い。ケーブルを含むすべて装置や機器類は新品同様でなければ原発は動かさない

P.2-5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」  
参照

延長運転終了後の健全性確保の考え方について

【説明概要】

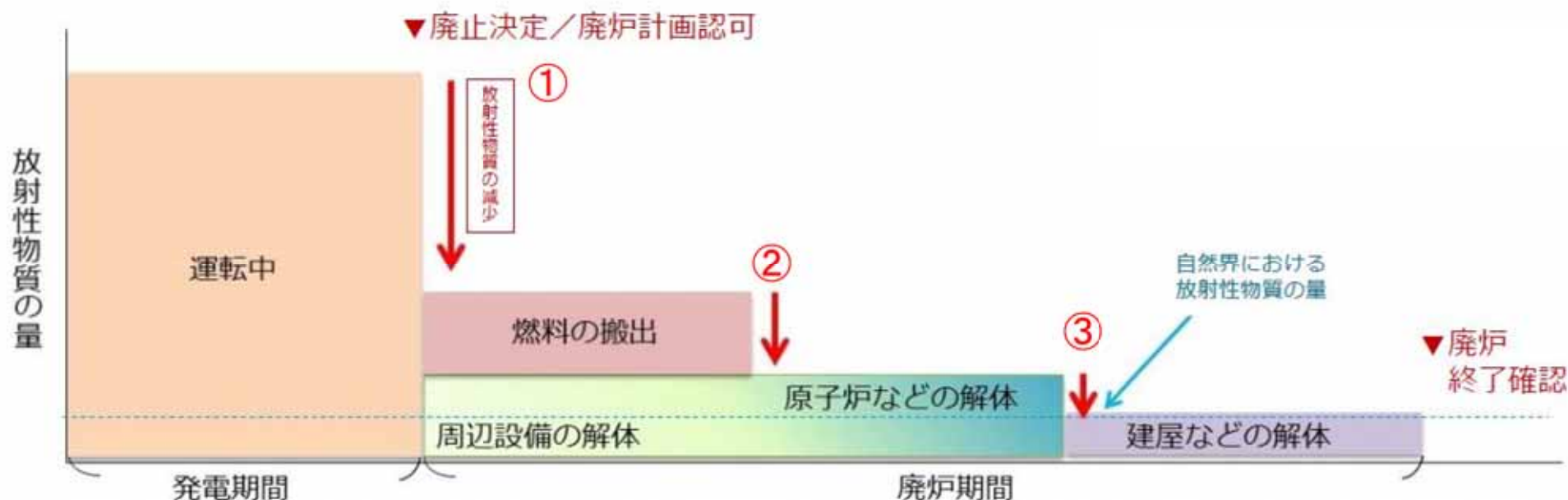
東海第二発電所の延長運転終了後は、廃止措置段階に移行する。運転停止以降の発電所施設の健全性確保については、東海第二発電所の廃止措置実施方針に基づき、発電所外の公衆被ばく等の抑制を目的として、使用済燃料プールの冷却等の必要な機能の維持管理を行う。当該機能に係る設備・機器の経年劣化等に関しては、各設備の保全計画を策定し、適切な頻度で点検及び補修を実施していくことで、延長運転終了後も発電所の安全性を確保することが可能となる。

## (1) 原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の違い

○原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の主な違いとして、**廃止措置段階では原子炉を運転することがなく、廃止措置の進捗に伴い放射性物質の総量\*が減少していくことが挙げられる。**

\* 事故時のリスクに関係

- ① 運転中と比べて**放射性物質の量は大幅に減少**
- ② 使用済燃料プールからの使用済燃料等の**搬出により放射性物質は更に減少**。燃料搬出後は**核燃料による事故の危険性が消失**
- ③ 廃止措置のプロセスが進むに従い、**周辺設備や原子炉などの解体により放射性物質の量は段階的に低減**し、最終的な放射性物質の量は自然界と同化



IAEA safety assessment for decommissioning annex I, Part A "Safety Assessment for Decommissioning of Nuclear Power Plant" を基に作成

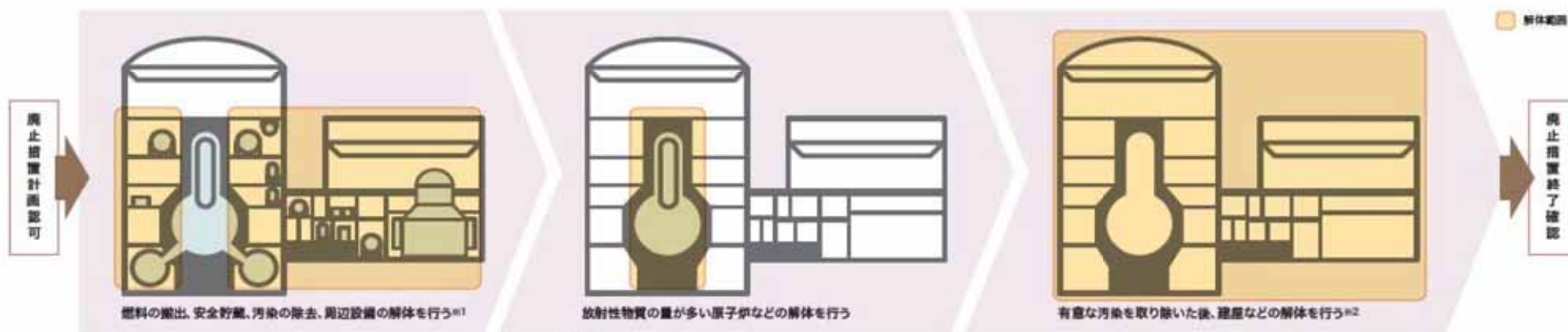
出典: 経済産業省資源エネルギー庁HP「原子力発電所の「廃炉」、決まったらどんなことをするのか?」抜粋, 一部加筆  
論点No.190-2

## (2) 原子力発電所の廃止措置の実施手順

○原子力発電所の廃止措置の基本的な実施手順は以下のとおりであり、概ね20年～30年程度をかけて段階的に実施していく流れとしている。

### <原子力発電所の廃止措置の基本的な手順>

- ① 使用済燃料等の冷却を維持しながら、順次、施設外に搬出
  - ② 安全貯蔵期間を確保して放射性物質の量を減衰。配管内等に付着した放射性物質の除去。放射性物質の少ない周辺設備の解体
  - ③ 安全貯蔵期間後、放射性物質の量が多い原子炉等の解体  
汚染を取り除いてから建屋等全体を解体
- 廃止措置工程：  
概ね20年～30年程度



燃料の搬出、安全貯蔵、汚染の除去、周辺設備の解体を行う<sup>※1</sup>

放射性物質の量が多い原子炉などの解体を行う

有意な汚染を取り除いた後、建屋などの解体を行う<sup>※2</sup>

※1 安全貯蔵中に周辺設備解体を行わないケースもある ※2 廃止措置終了確認までに、放射性物質の調査し、放射性物質によって汚染された物の廃棄を行う

燃料の搬出、安全貯蔵、  
汚染の除去、周辺設備の解体

放射性物質の量が多い  
原子炉などの解体

有意な汚染を取り除いた後、  
建屋などの解体

出典：電気事業連合会HP「原子力発電所の廃止措置」  
抜粋、一部加筆

### (3) 東海第二発電所の廃止措置期間中の施設・運用管理の維持



○東海第二発電所は、廃止措置実施方針に基づき、**所外の周辺公衆及び所内の放射線業務従事者の被ばく低減を目的として**、廃止措置期間中の各段階に応じて必要な安全措置を図っていく。

- ・施設の維持管理(①) : 放射性物質の閉じ込め, 使用済燃料の冷却, 放射線の監視等
- ・運用管理の実施(②) : 発電所の安全対策(①の担保及び核物質防護)

○廃止措置の実施に先立ち、予め**廃止措置中の平常時被ばく線量を評価**する。

#### ①東海第二発電所で廃止措置中も維持管理を行う主な対象施設

発電所の施設, 設備	具体的な設備例	廃止措置中に維持管理する機能・性能
放射性物質を内包する系統・設備を収納する建屋	原子炉圧力容器 原子炉建屋	・放射性物質の漏えい防止 ・放射線の遮蔽
使用済燃料貯蔵施設 核燃料物質取扱設備	使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系 燃料取扱装置	・使用済燃料の臨界防止・遮蔽 ・使用済燃料の浄化・冷却 ・使用済燃料の落下防止
放射線管理施設	各種放射線モニタ モニタリングポスト	・所内の放射線監視及び放射線管理 ・環境への放射性物質の放出管理
非常用電源設備	非常用ディーゼル発電機	・使用済燃料貯蔵施設等への電源供給

#### ②東海第二発電所で廃止措置中も安全対策として実施する主な運用管理

項目	運用管理
放射線被ばく管理	・管理区域の区分, 立入制限等, 保安のために必要な措置
放射線監視, 管理	・廃止措置対象施設からの放出管理モニタリング及び周辺環境モニタリング
核物質防護, 妨害破壊行為対策	・廃止措置対象施設への第三者の不法な接近を防止する措置

【事故時の発電所外への影響抑制の確認】

- 東海第二発電所の廃止措置過程においては、前項に示した**廃止措置期間中の平常時被ばく評価**に加えて、放射性物質が環境に放出され得るような事故を想定した場合でも、**発電所外の周辺公衆に著しい放射線被ばくを与えない**ことを確認しておく。
- 将来、廃止措置の断面で、具体的な事故の想定、影響評価等を実施していく。

① 原子力発電所の廃止措置段階において、作業中の過失や機器の故障、自然災害等による事故を想定

- ・廃止措置作業中の過失、機械又は装置の故障
- ・地震、火災その他の災害



② 事故の影響評価に当たっては、廃止措置の進捗に伴い解体対象施設の状況、解体工法及び内包する放射性物質質量に応じて想定される事故は変わり得るため、その内容を反映した評価を実施

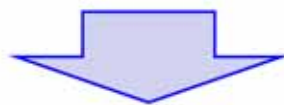


③ 想定事故について、放射性物質の放出量と被ばく影響評価を行い、**廃止措置が発電所外の周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを示す。**

【施設・設備の機能維持方針】

○前項までに示した，廃止措置期間中も維持管理を行う発電所施設・設備については，それぞれの各廃止措置段階で必要な期間中にわたり，必要な機能及び性能を維持管理していく。

- ・保全による設備の健全性維持として，廃止措置期間中の経年劣化を考慮した場合の，これらの維持管理対象設備の機能及び性能の担保については，各設備に対して保全の計画を定め，適切な頻度で定期的な点検・補修等を行うことにより，健全性を確認・維持していく。
- ・発電所の運用ルールとして，これらの維持管理対象設備の扱いについては，廃止措置段階の発電所の保安規定で管理方法を定め，これに基づき実施していく。



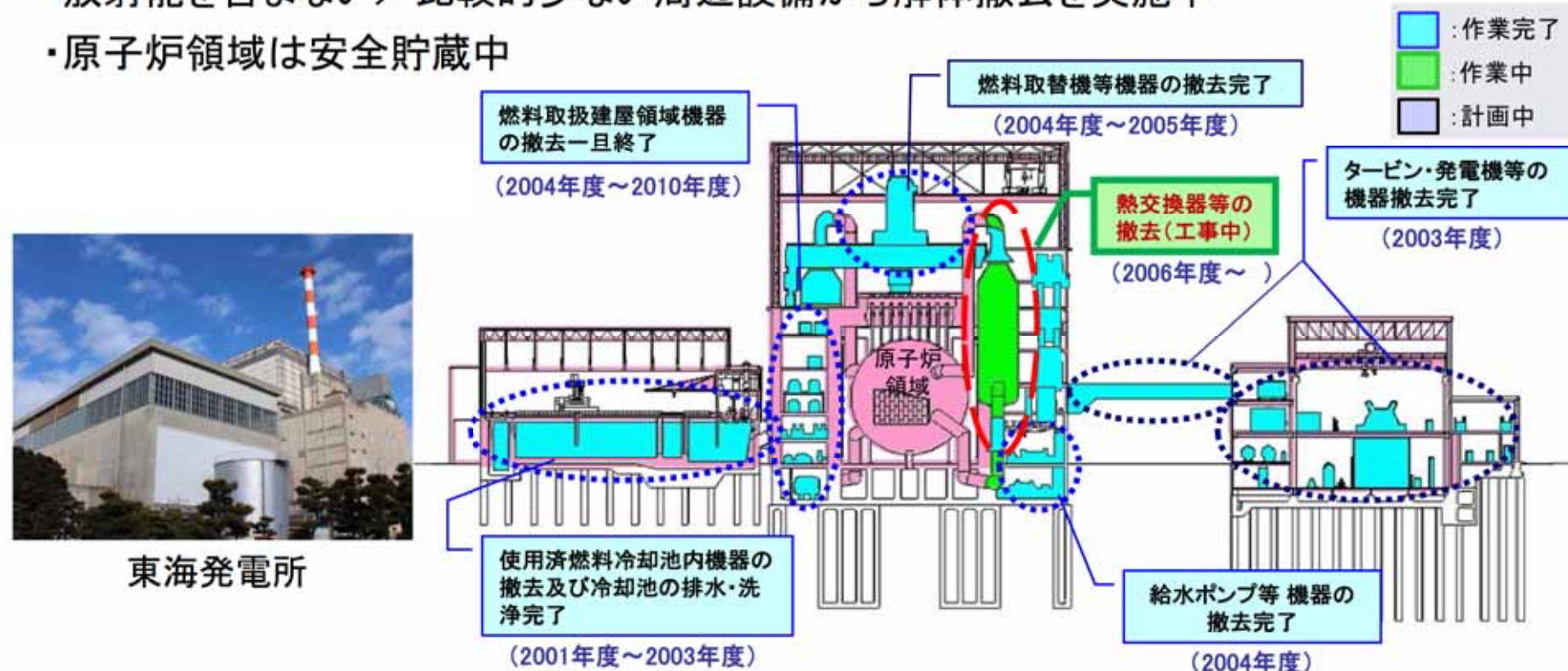
これらの方針に基づき廃止措置を実施することで，発電所の運転期間終了後も，廃止措置期間中にわたり発電所の安全性を適切に確保することが可能となる。



### 【東海発電所における廃止措置の実施状況】

○東海第二発電所に隣接する東海発電所は、国内発の商業用原子力発電所であり、1998年に営業運転を終了し、現在、当社が廃止措置を行っている。

- ・すべての使用済燃料について発電所外への搬出を完了済み
- ・放射能を含まない／比較的少ない周辺設備から解体撤去を実施中
- ・原子炉領域は安全貯蔵中



○東海発電所では、これまでの約20年間に渡る廃止措置期間中においても、**発電所の安全性を適切に確保しながら**、解体撤去作業を継続している。

【論点No.190】

延長運転終了後の健全性確保の考え方について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1099

P.2-6

指摘事項等・県民意見に下線を記載  
対応する資料頁数等を  内に記載

60年の耐用年数試算では不足しています。

P.2-6

住民説明会資料75ページなど、今回新規基準が確認している劣化状況は運転開始後60年を基準としています。しかし、万が一再稼動した場合、実際の建物の使用は60年ではすみません。2038年に原発本体は停止しても、停止後の廃炉作業には試算では20年から30年かかるといわれています。(先日東海原発の廃炉作業がまた延期されました。この数字はそもそも放射性廃棄物の最終処分場が決まっている前提での試算なのでこれよりもずっとかかる可能性も現状では高いわけです。)原子炉や建物は停止後にすぐに解体されるわけではありませんし、使用済み核燃料は持ち出す先がたとえあったとしても、運転停止後少なくとも数年は東海第二原発で60年超えの配管や設備を使用してそのまま冷やし続けなくてはなりません。原子炉のような高い放射性物質を放出し続ける設備も、引き続き施設内に安全にとじ込め続けなくてはなりません。それは60年経過した後も数十年続いていくわけですが、

P.2-6

そここのところがまったく考慮されずに「運転開始後60年目」までしか確認の対象となっていないところは大変問題です。全て解体されるまでの余裕を持った耐用年数が必要です。原発を60年運用するためには60年の耐用年数ではまったく足りません。

P.2-6

\* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム  
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う圧力容器の中性子照射脆化に係る監視試験の代表性への影響について

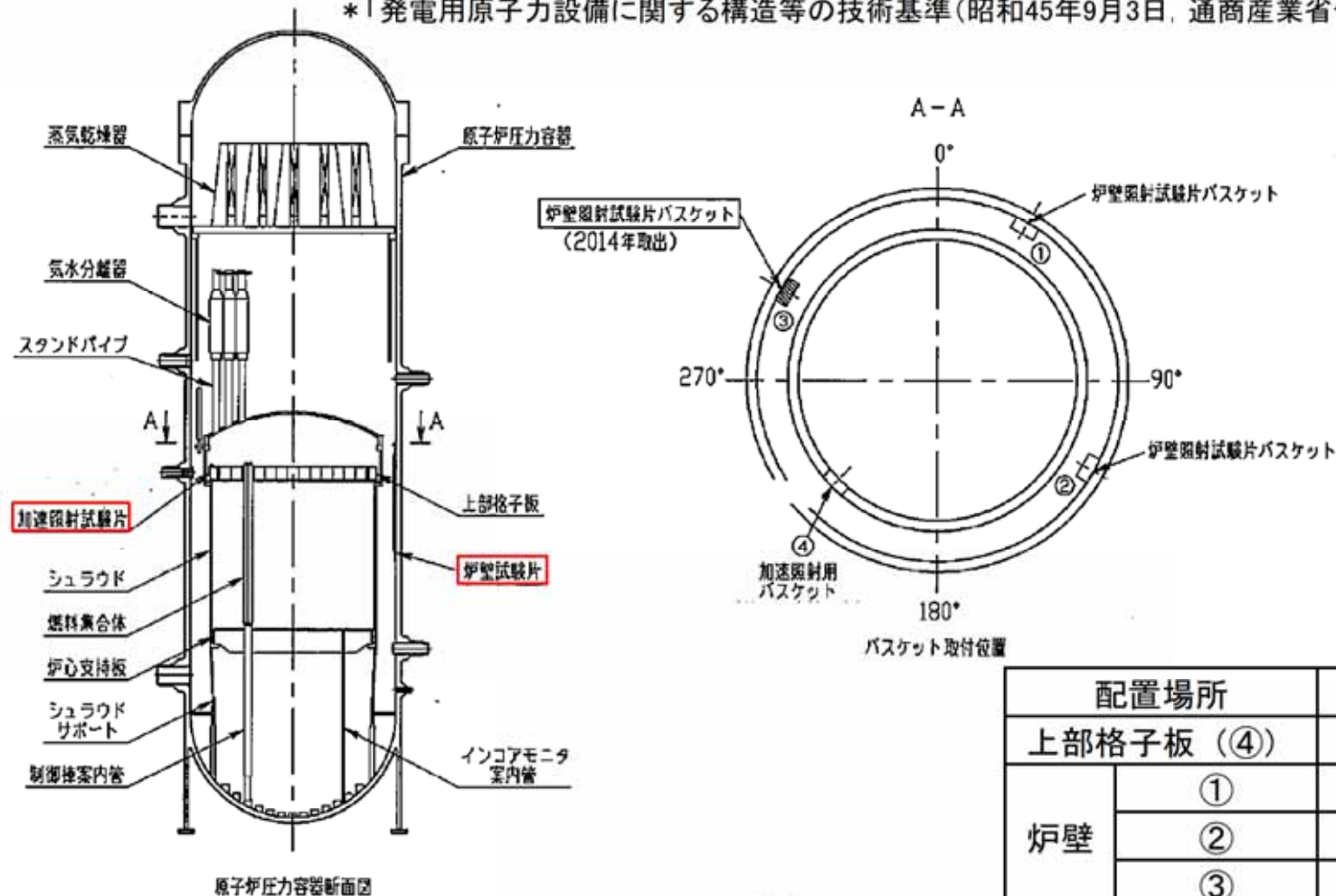
【説明概要】

中性子照射脆化を評価するにあたり、監視試験片の中性子束は監視試験片の放射化量実測値に基づき評価しているとともに、原子炉圧力容器胴の中性子照射量評価には燃料有効長頂部位置データを用いておらず、また、保守的に照射領域( $1.0 \times 10^{21}$  n/m<sup>2</sup>を超える範囲)内の最大値を適用しているため、燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う評価結果への影響はない。

## (1) 監視試験片の取付位置

○東海第二発電所の原子炉圧力容器の中性子照射脆化の状況を確認するための監視試験片は、発電所建設時に原子炉圧力容器内面に4カプセル(加速照射試験片1カプセル含む)装荷している。 \* ここで、監視試験片の中性子束は、監視試験片の放射化量実測値に基づき評価していることから、燃料有効長頂部位置データを用いることはない。

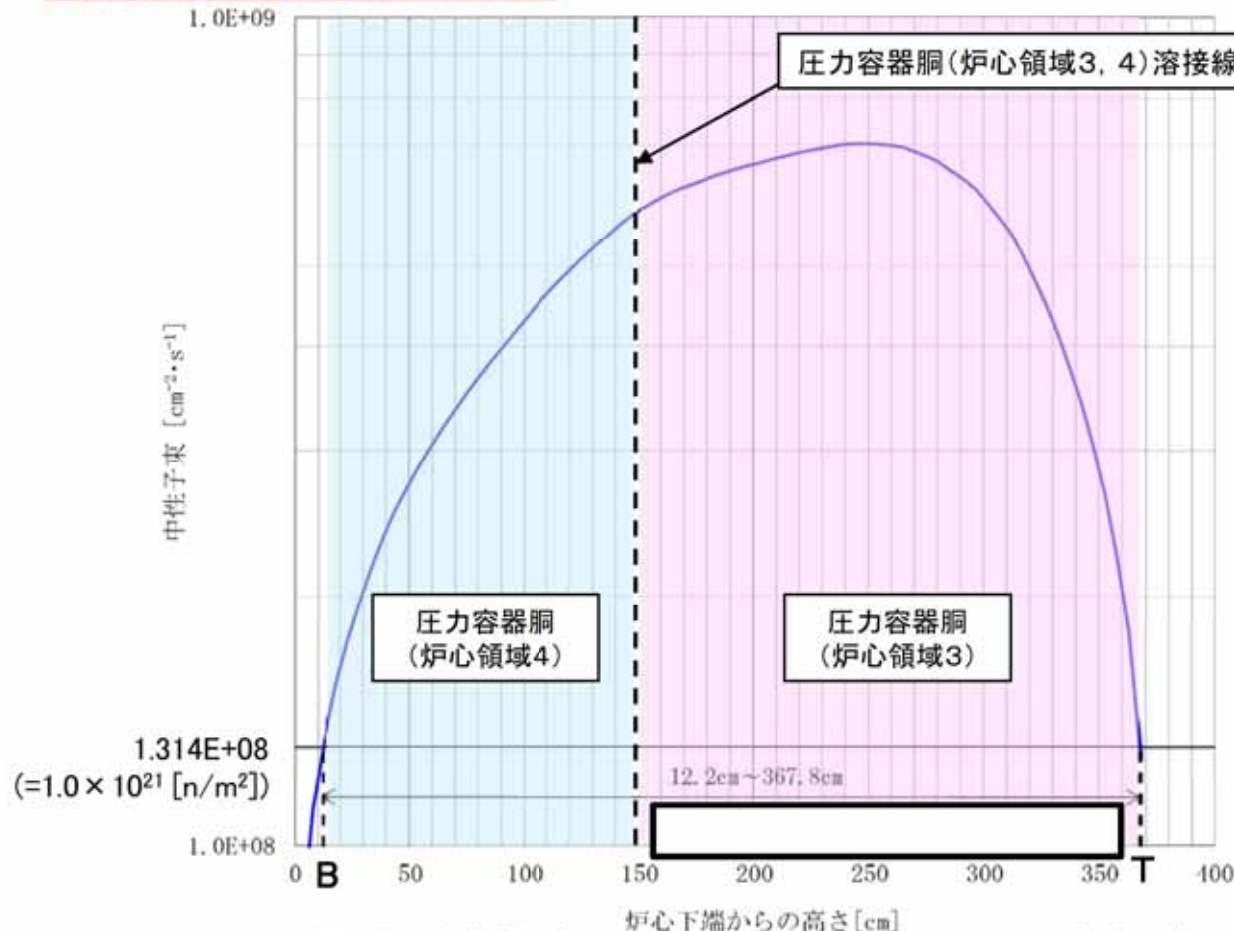
\*「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日、通商産業省告示501号)」に基づき実施



論点No.193-2

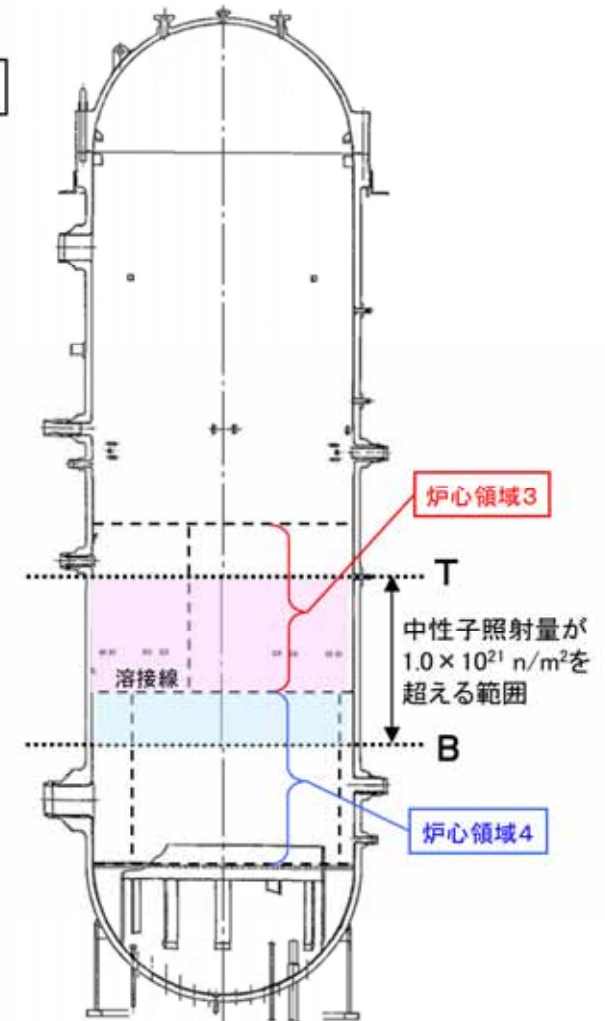
## (2) 原子炉圧力容器内の中性照射量分布(軸方向)と評価上の扱い

- 原子炉圧力容器内表面における中性子束(中性子照射量)は、監視試験片の照射量実測値に基づく解析評価により、監視試験片が取り付けられている圧力容器胴(炉心領域3)において最大となる。
- 圧力容器胴の中性子照射量の評価では燃料有効長頂部位置データを用いておらず、また保守的に圧力容器胴(炉心領域3)の最大値を一律適用していることから、軸方向の燃料有効長頂部位置データの不整合が評価に影響することはない。



原子炉圧力容器内表面における中性子束( $E > 1$  MeV)の上下方向分布  
(運転開始後60年時点で $1.0 \times 10^{21}$  n/m<sup>2</sup>を超える範囲)

論点No.193-3

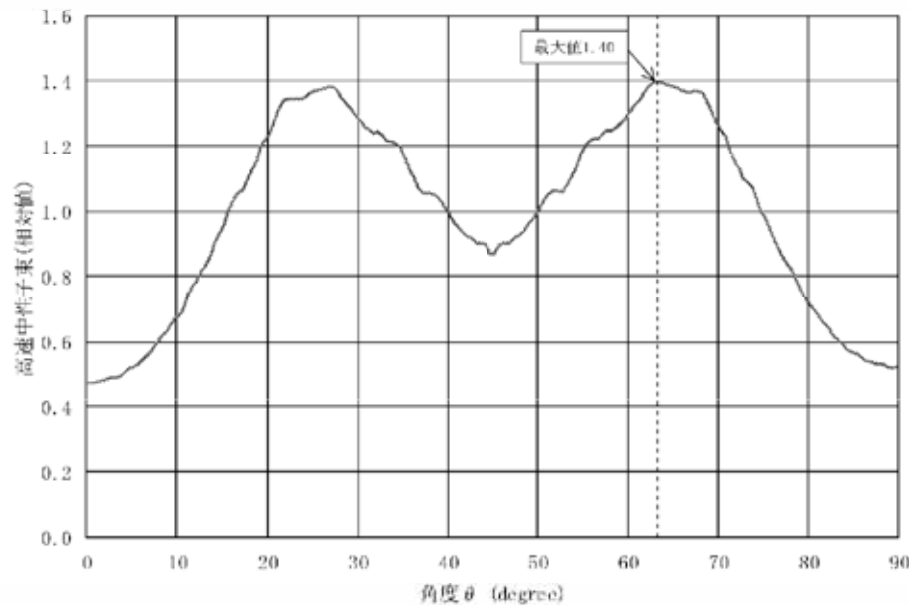


### (3) 原子炉压力容器内の中性照射量分布(円周方向)及びまとめ

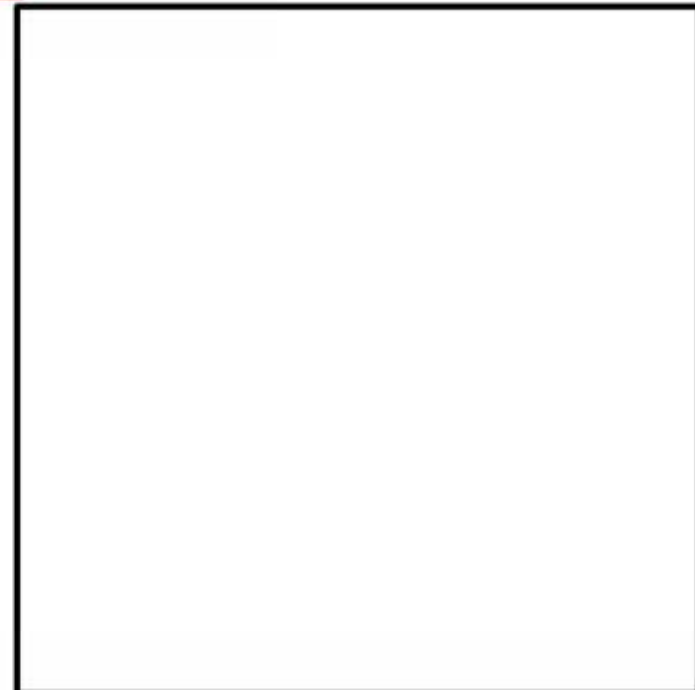
- 原子炉压力容器内面の円周方向の中性子束分布は、燃料集合体が原子炉压力容器・シュラウドに近い位置では中性子束は高くなり、遠い位置では低くなる。
- 燃料集合体上下方向の燃料有効長範囲では燃料集合体の形状及び配置は同じであるため、燃料集合体位置と中性子束分布の相対的な大小関係は、炉心中央部及び炉心上部で傾向として変わることはない。これにより、円周方向の中性子照射量についても、当該データの不整合が評価に影響することはない。



以上のおり、中性子照射量評価では燃料有効長頂部位置データを用いておらず、保守的に軸方向最大値を適用しており、円周方向の照射量への影響もないことから、燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う監視試験の代表性への影響はない。



原子炉压力容器内面における周方向の中性子束計算値  
(相対分布)



R- $\theta$  計算用の炉心チャンネル毎の相対線源強度

(1) 原子炉設置変更許可に係る有効性評価での指摘

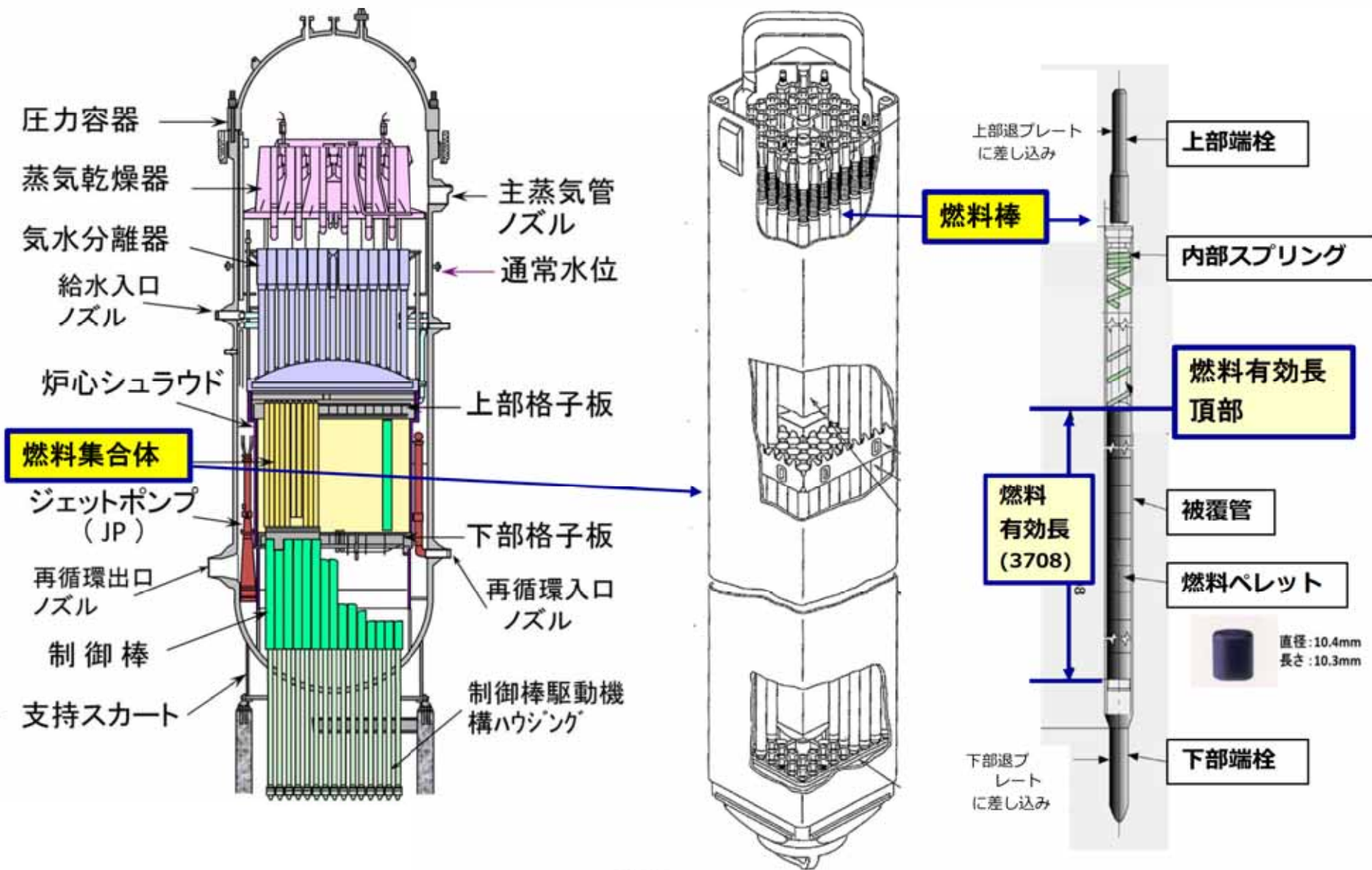
平成30年1月15日の原子力規制庁からの問い合わせにおいて、原子炉設置変更許可申請の補正書(以下「設置許可」という。)に係る有効性評価の審査資料に記載している原子炉水位(L1及びL8)について、燃料有効長頂部(以下「TAF」という。)位置からの高さが審査資料間で異なるとの指摘を受けた。

(2) 運転期間延長認可に係る特別点検での指摘

平成30年1月11日の原子力規制庁とのヒアリングにおいて、運転期間延長認可申請書(以下「延長認可」という。)の原子炉圧力容器の特別点検要領書に記載している炉心領域の超音波探傷検査(以下「UT」という。)の試験探傷部位(「原子炉圧力容器底部より5494mm～9152mm(燃料棒有効長さ※<sup>1</sup>)」)に対し、工事計画認可申請の補正書(以下「工認」という。)の燃料有効長(3708mm)が不整合との指摘を受けた。

※1: 試験探傷部位5494mm～9152mmの範囲は3658mmとなり、工認記載の炉心有効高さ3708mmより短い。

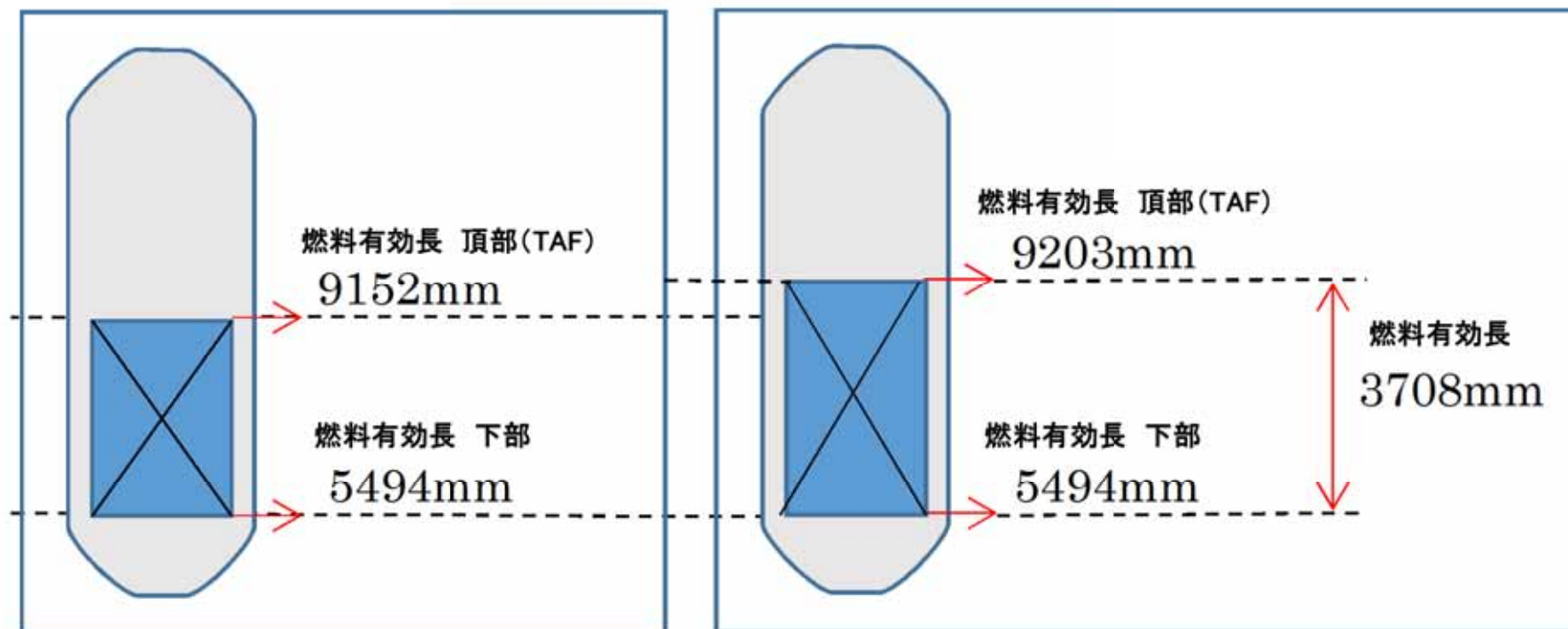
# <別紙> 燃料有効長頂部(TAF)とは



論点No.193-6



2つの図面



製作メーカー図面 (7x7燃料)

→超音波探傷検査の  
試験範囲へ引用。

燃料有効長 頂部(TAF)位置は、  
原子炉圧力容器底から 9152 mm

51mm  
不整合

設計メーカー図面 (8x8燃料)

燃料有効長 頂部(TAF)位置は、  
原子炉圧力容器底から 9203 mm

【製作メーカー図面(第2種図面)】

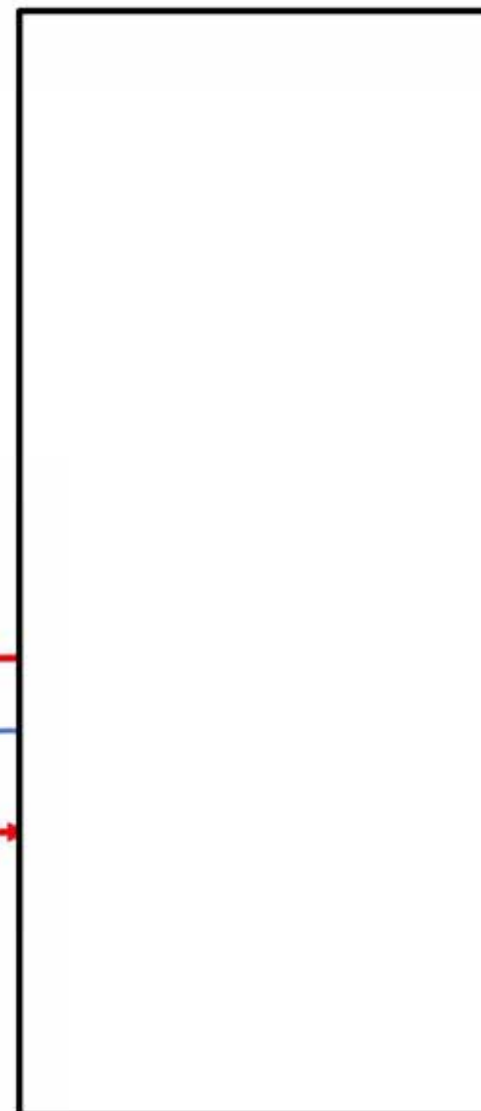


TOP OF ACTIVE FUEL (TAF)  
REF. 9152mm (360.31 in)

燃料集合体の有効長  
(記載なし)  
360.31-216.31=144 in  
換算値 3658 mm

BOTTOM OF ACTIVE FUEL (BAF)  
REF. 5494.3mm (216.31 in)

【設計メーカー図面(第1種図面)】



TOP OF ACTIVE FUEL  
362.31 in (9203 mm)

燃料集合体の有効長  
ACTIVE FUEL 146.00 in  
換算値 : 3708mm

BOTTOM OF ACTIVE FUEL (BAF)  
216.31 in (5494 mm)

【論点No.193】

燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う圧力容器の中性子照射脆化に係る監視試験の代表性への影響について

【委員からの指摘事項等】

No.180

圧力容器の健全性という観点から、脆化の監視試験片が一番照射量が高いところに置かれていると思うが、TAFの修正後で監視試験の代表性は損なわれていないか。 P.2-4

指摘事項等・県民意見に下線を記載  
対応する資料頁数等を  内に記載

