

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第17回)
ご説明資料

委員からの指摘事項等を踏まえた論点及び 県民意見を踏まえた論点への説明

2020年10月21日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東日本大震災及び震災以降県内で頻発する地震によるひび割れの増加等の有無及びそれによる剛性低下や機能等への影響の有無について(ひび割れを補修する基準及び補修実績に関する説明を含む)

【説明概要】

東北地方太平洋沖地震後に、すべての構造物を対象に目視点検を実施した結果、Sクラス等の構造物には地震に起因する特徴的なひび割れは認められなかった。また、定期的な目視点検結果からも、コンクリート構造物のひび割れの増加等は確認されていない。

これらの点検結果より、建屋の剛性低下や機能等への影響はないと判断している。

また、点検マニュアルでは、ひび割れを補修する基準を定め、補修を行うことになっているが、当該地震以降に剛性低下や機能に影響を及ぼすひび割れの補修実績はない。

● 構造物の目視点検結果

①東北地方太平洋沖地震後の点検

- ・東北地方太平洋沖地震発生後、すべての構造物を対象に目視点検を実施した結果、地震に起因する特徴的なひび割れは認められなかった。＜別紙1＞

* なお、一般建築物と同等の耐震性が求められるCクラスの屋内開閉所の非構造部材の一部について、コンクリートの剥離・剥落を確認しているが、原子炉等の安全確保の観点で問題となることは無かった。

②定期的な点検の結果

- ・また、コンクリート構造物のひび割れについては、保全計画に基づく定期的(1回／年)な目視点検を実施し、ひび割れの写真記録と図面への図示を行っており、その結果からは、ひび割れの増加等は確認されていない。

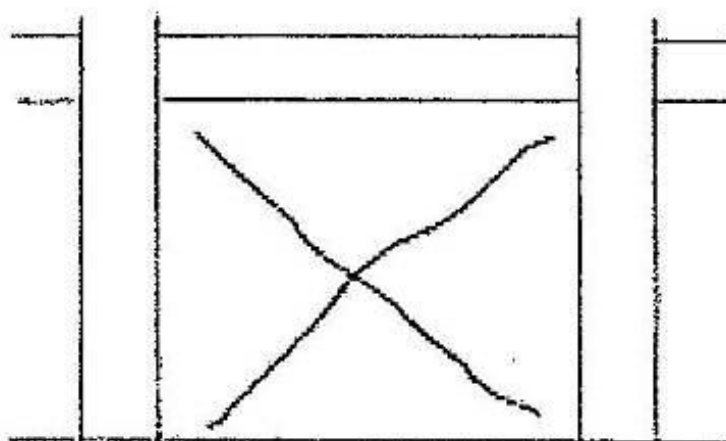
これらの点検結果より、構造部材の剥離・剥落は発生しておらず、鉄筋の発錆や露出がないこと、表層ひび割れはあるものの、貫通ひび割れが確認されていないことから、建屋の剛性低下、支持機能や遮蔽機能等への影響はないと判断している。

● 構造物のひび割れの補修基準と補修実績

- ・東海第二発電所の点検マニュアルでは、ひび割れを補修する基準として、構造物の重要度、ひび割れ分布、位置、貫通の有無等から判断して補修を行うことになっているが、構造物表面は良い状態で維持されており、2010年度以降剛性低下や機能に影響を及ぼすひび割れの補修実績はない。

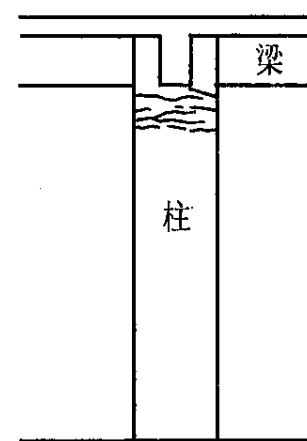
＜別紙2＞

- 鉄筋コンクリート造の建物では下図に示すような地震に起因する特徴的なひび割れが構造部材に発生する。
（日本建築学会の「鉄筋コンクリート造建築物の耐久性調査・診断および補修指針案・同解説」や日本コンクリート工学会の「コンクリートひび割れ調査、補修・補強指針」などを参考。）
- このため、建物・構築物の外観点検は、地震に起因する特徴的なひび割れの発生の有無に注視した。



【壁に生じる地震時ひび割れ発生例】

【コンクリート構造物の目視試験方法 NDIS 社団法人日本非破壊検査協会】



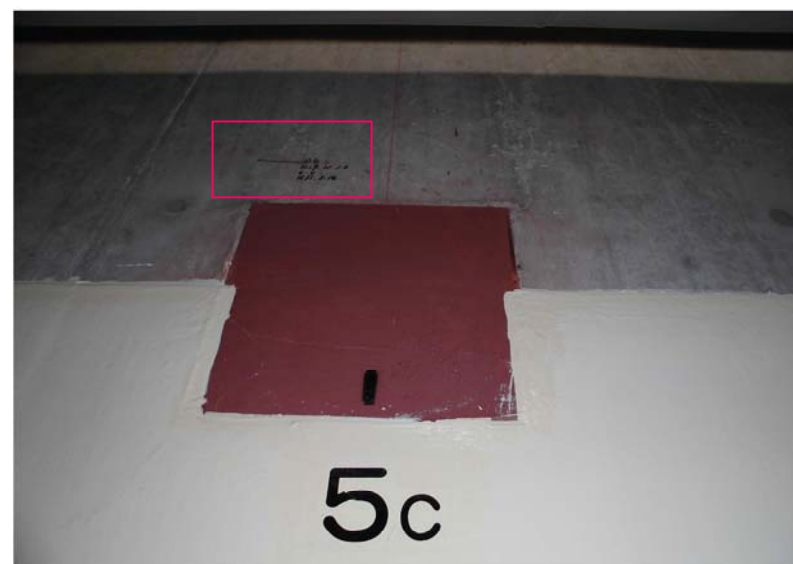
【柱に生じる地震時ひび割れ発生例】

【鉄筋コンクリート造建築物の耐久性調査・診断および補修指針案・同解説】

- 地震に起因する特徴的なひび割れを確認した場合は、詳細調査を行い、ひび割れ幅などに応じて補修方法を検討することになる。



原子炉建屋3階壁面



原子炉建屋4階壁面

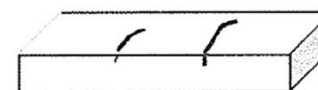


原子炉建屋5階壁面

コンクリート表面に特徴的なひび割れは発生していない
⇒ひび割れの形態としては表層ひび割れと判断(経過観察)



① 表面ひび割れ



② 表層ひび割れ



③ 貫通ひび割れ

ひび割れの形態例

【コンクリート構造物の目視試験方法 NDIS 社団法人日本非破壊検査協会】

コンクリート構造物に対する目視点検マニュアルの内容

点検の項目・方法	判定基準
目視(必要により打音調査) (1)表面劣化 ①コンクリート面及び仕上げ材について、目視あるいはハンマリング等により以下の有無を調べる。 ・外的損傷(凍害, 塩害, 熱及び機械的外力等による損傷) ・内的損傷(材料劣化, 変質及び鉄筋錆膨張等による損傷) ②変状は以下の分類による。 ・変色, 剥落, 浮き, 磨耗等 ・材料劣化 ・鉄筋錆膨張 ・鉄筋等の露出 (2)ひび割れ ①目視により, ひび割れ分布, 位置, 形態を調べる。 ②ひび割れ幅を分類する。	I : 大きな変状・欠陥が認められるもの。あるいはアルカリ骨材反応の疑いのあるひび割れが認められるもの。 II . 中程度の変状・欠陥が認められるもの, あるいは軽微な変状・欠陥であるが, 進行速度が早いと認められるもの。 III . 軽微な変状・欠陥であり, かつその進行速度が遅いと認められるもの。 IV . 変状・欠陥が認められず健全なもの, あるいは健全度Ⅲに満たない変状・欠陥であると認められるもの。

【論点No.204】

東日本大震災及び震災以降県内で頻発する地震によるひび割れの増加等の有無及びそれによる剛性低下や機能等への影響の有無について(ひび割れを補修する基準及び補修実績に関する説明を含む)

【委員からの指摘事項等】

No.190

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

2011年東北地方太平洋沖地震及びその後に県内で頻発する地震によりひび割れの増加があったかどうか、それによる鉄筋コンクリートの剛性低下の判断、また、ひび割れを補修する基準も含め、実情がどう変わってきているか記録に残すと良いのではないかと。P.2,5

No.191

「地震後の点検において、構造強度やその他機能に影響するひび割れ等は認められなかった」とあるが、ひび割れ等は目視による確認だと思うが、機能等に影響しないことをどのように判断したのか、判断基準はどうなっているか。P.2-5

東日本大震災及びその後のプラント状態を踏まえた施設・設備の健全性への影響について

【説明概要】

東日本大震災において、一部の施設・設備に対し地震及び津波による影響はあったものの、発電所の安全性に問題がないことを確認した。また、プラント停止後においても定期的に点検を行い、施設・設備の健全性を確認している。

○2011年の東北地方太平洋沖地震及び津波によっても、東海第二発電所は発電所の安全性に問題がないことを確認している。また、以降も定期的／計画的に点検を行い、施設・設備の健全性確認を継続的に実施している。

○なお、原子炉等安全に直接関係しない一部の施設・設備に対しては、地震及び津波による被害影響を受けたものの、現在までに修理・復旧等を完了している。

①地震による影響の確認 <別紙1参照>

・すべての原子炉施設(建物・構築物、機器)の外観点検を実施・・・実設備の確認

⇒建物・構築物は、地震に起因する特徴的なひび割れは生じていない。*1

⇒原子炉等の安全上重要な耐震Sクラスの設備に異常は生じていない。*2

*1 建屋機能に影響しないコンクリートの表層剥離や、取水構造物埋め戻し土の沈下等を確認

*2 耐震上の要求の低い設備(耐震B、Cクラス施設)のサポート損傷等や、変圧器の絶縁油漏れ等を確認

・地震応答解析による健全性の評価・・・解析評価による確認

⇒地震による原子炉建屋の加速度は、設計上想定した地震による加速度を下回った。

⇒地震による各設備への影響は、機能に悪影響を与えない弾性範囲に留まった。

これらより、東海第二発電所の原子炉施設は、地震によって健全性に直ちに影響を及ぼすものではなかったと評価

②津波による影響の確認 <別紙2参照>

・発電所海岸沿いへの津波浸水により、一部の施設が被害影響を受けた。

⇒海水ポンプ室への津波浸水により、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ(2C)が機能喪失し、ディーゼル発電機1基を停止したが、残り2基のディーゼル発電機の健全性は確保され、これらによって原子炉等の冷却は問題なく対応できた。^{*1}

^{*1}これに加えて、津波浸水被害としては、原子炉等安全とは直接関係しない、海沿い低所に設置していた電気盤、制御盤、排水ポンプ、放水口モニタ等が浸水被害を受けた。

これより、発電所の原子炉施設は、**津波によって多重性を有する安全上重要な機能の一部が失われたが、他の設備により原子炉冷却等を問題なく対応**

③プラント停止時の機器の動作状況 <別紙3参照>

・原子炉冷却時の特徴的な設備の動作状況として、原子炉圧力を制御するための主蒸気逃がし安全弁(SRV)が合計170回動作

⇒運転員の手動操作(合計140回)を含め、原子炉の圧力制御を積極的行ったものであり、SRV作動中の原子炉圧力容器の最高圧力(約7.4MPa)、格納容器の温度(約62℃)等も十分低く留まり、また、後の全SRVの点検によっても弁フランジに漏れ跡は生じていない。

⇒格納容器上部雰囲気の最高温度(約144℃)を踏まえても、各設備の健全性に影響を与えるものではないことを確認

これらより、**原子炉冷却中も各設備の健全性は保たれ、また設備の動作は正常であり、停止後の点検においても異常は確認されていない。**

④東日本大震災以降の定期的な点検による確認 <別紙4参照>

・震災以降の施設定期検査による健全性確認

⇒約8000種類の建物・構築物，機器類の点検を実施

⇒建物・構築物の詳細外観点検，機器の分解点検等を通じて地震による影響を確認

点検の結果，原子炉等の安全上重要な耐震Sクラス施設の地震による損傷は認められなかった。なお，耐震上の要求が低いB，Cクラスの設備（タービン・発電機設備等の一部）で地震による損傷が生じたが，これらの修理は完了している。

・特別な保全計画に基づく健全性確認

⇒2011年の原子炉停止以降，現在までの長期的なプラント停止期間に対応して，約13,000種類の各設備に対して定期的／計画的に点検を順次実施中

⇒機器の分解点検及び試運転による健全性の確認，腐食・減肉等を抑制する適切な保管管理方法の反映，発電所停止中も機能を要求される各設備に対する追加的な点検等を実施

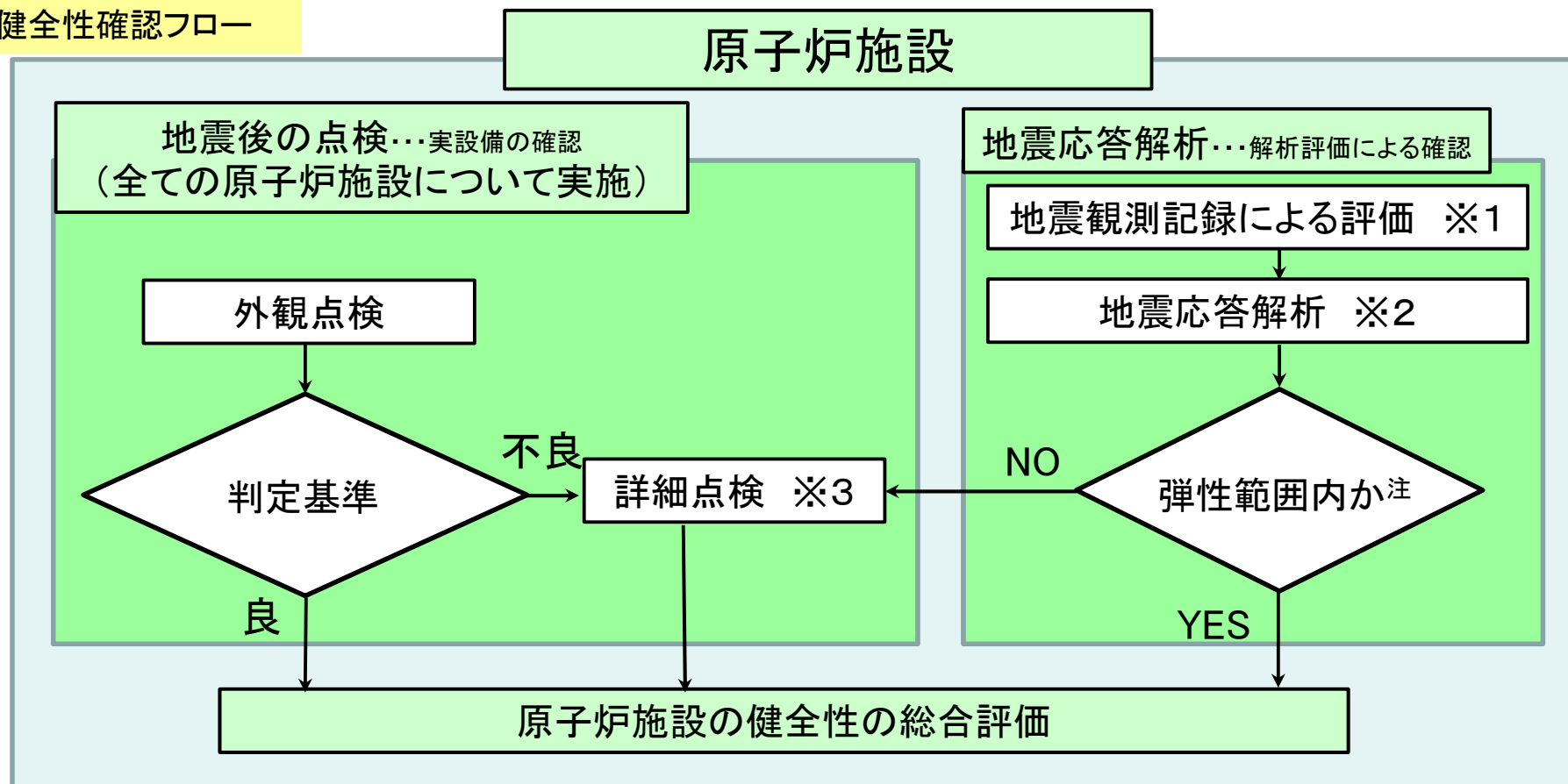
これらの継続的な保全活動を通じて，2011年以降の長期的なプラント停止に対しても，原子炉施設の健全性維持を継続している。

その他として，震災以降に発電所で実施した緊急安全対策（電源設備追加等）は，昨年中に原子力規制委員会より許認可を得ている新規制基準に適合した安全性向上対策に順次置き換えていく。

<別紙1> ①地震直後の原子炉施設の健全性確認(外観点検)



健全性確認フロー



※1: 地震の観測記録評価し、工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度と比較する。

※2: 観測記録が上回った場合、耐震Sクラスの施設について、観測記録を用いた地震応答解析を実施する。
なお、観測記録の状況により、代表施設の地震応答解析を検討する。

※3: 耐震クラスB、Cの施設で異常が確認されれば、詳細点検せずに修理を実施することで健全性を維持する。

注 建屋: せん断スケルトンカーブ上におけるひずみに対するせん断力の最大応答値が第一折れ点を下回ること、弾性範囲内にあることを判断する。

機器: JEAG4601に基づく許容値Ⅲ_ASを適用(許容値Ⅲ_ASの例: 圧力容器等のクラス1機器であれば、設計降伏点Syと設計引張強さSu×2/3の小さい値)

建物の外観点検の結果

主な建物	耐震クラス	点検結果
チェックポイント建屋	C	特徴的なひび割れはなかった
サービス建屋	C	特徴的なひび割れはなかった
タービン建屋	B	特徴的なひび割れはなかった
屋内開閉所	C	一部コンクリートの表層剥離, 落下 (建屋機能の影響なし, 経過観察中)
水電解装置建屋	C	特徴的なひび割れはなかった
原子炉建屋	S	特徴的なひび割れはなかった
廃棄物処理建屋	B	特徴的なひび割れはなかった
ドラムヤード	B	道路連絡部 段差発生
屋外電気室	C	特徴的なひび割れはなかった
ドライキャスク建屋	C(Ss)※	特徴的なひび割れはなかった

※:貯蔵容器(耐震Sクラス)の間接支持構造物のため, 基準地震動(Ss)で評価するもの

構築物の外観点検の結果

主な構築物	耐震クラス	点検結果
排気筒(基礎部)	S	特徴的なひび割れはなかった
取水口エリア	S, C	Sクラス: 特徴的なひび割れはなかった Cクラス: ケーブルトレンチ沈下 クレーンレールズレ等
護岸エリア	C	カーテンウォール支持部割れ
構内道路	—	放水路埋設箇所等 沈下あり
地盤改良エリア(非常用海水系二重管, 取水路)	S	沈下なし
循環水配管埋設エリア	C	一部沈下あり
ドライキャスク建屋背面斜面	—	法枠ブロック隆起, 沈下等あり
変圧器基礎	C	特徴的なひび割れはなかった
タンク基礎, 防油堤	S, C	Sクラス: 特徴的なひび割れはなかった Cクラス: 特徴的なひび割れはなかった タンク周辺の沈下あり
物揚場	C	岸壁湾曲, 沈下あり
防波堤	C	沈下あり

地震計が設置されている原子炉建屋の地震観測記録における最大加速度は、当時の工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度を下回っていることを確認した。

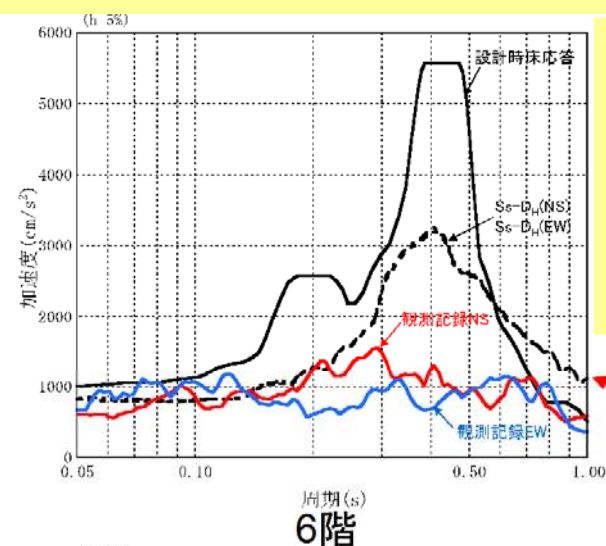
観測点		観測記録 最大応答加速度値 (cm／s ²)			設計時の 最大応答加速度 (cm／s ²) ※1			基準地震動 S _s -D に対する 最大応答加速度 (cm／s ²) ※2		
		N S	E W	U D	N S	E W	U D	N S	E W	U D
6 階		492	481	358	932	951	—	799	789	575
4 階		301	361	259	612	612		658	672	528
2 階		225	306	212	559	559		544	546	478
地下 2 階		214	225	189	520	520		393	400	456
※ 地下 2 階	北	204	217	169	—			—		
	東	197	209	176						
	南	209	220	181						
	西	211	218	180						

※地下 2 階には基礎盤の部分的振動特性の解明を目的とし、更に 4 つの観測点を設置している。

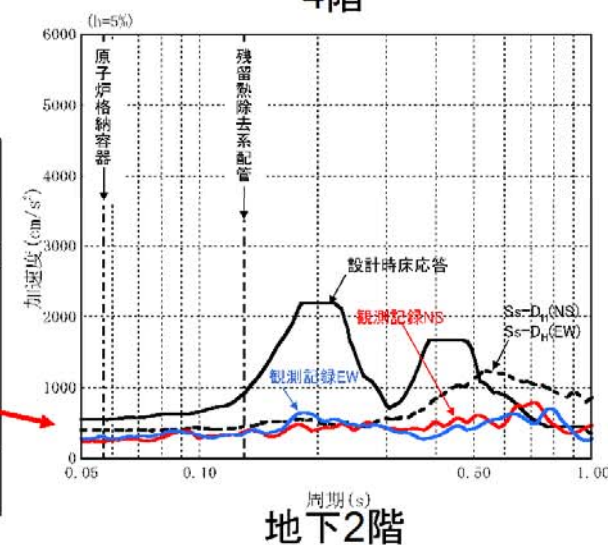
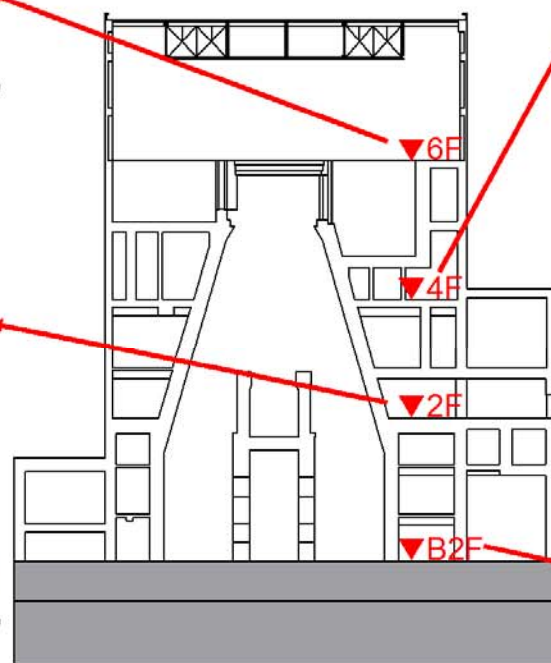
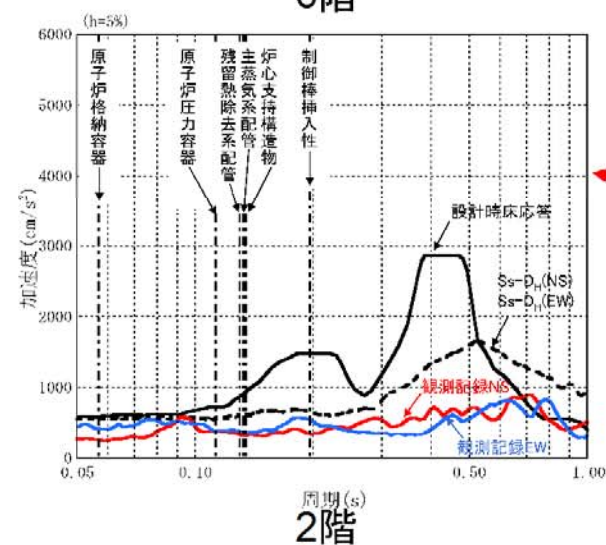
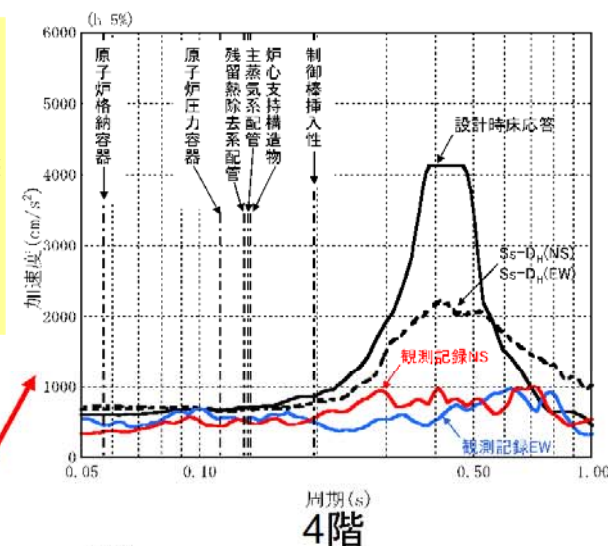
※1:エルセントロ波やタフト波を $180\text{cm}/\text{s}^2$ に基準化して、建屋下の人工岩盤底面に直接入力した解析結果

※2:耐震バックチェックにおいて解放基盤表面EL-370mの位置で策定した基準地震動 S_s-D ($600\text{cm}/\text{s}^2$)による解析結果

水平方向加速度応答スペクトルの比較

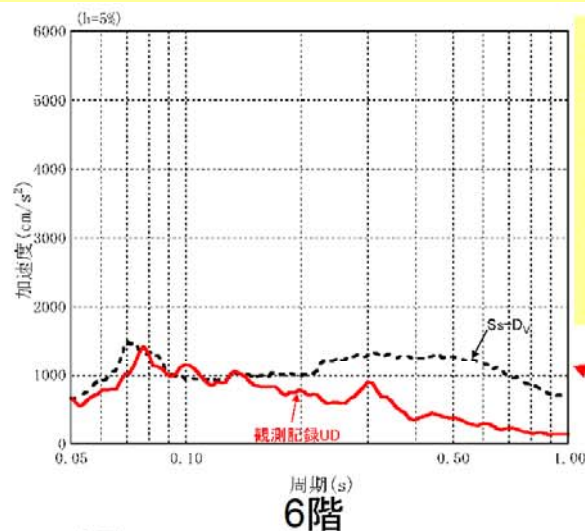


一部の周期帯(約0.65秒～約0.9秒)で工認設計波による床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器・配管系のうち主要な設備※の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。



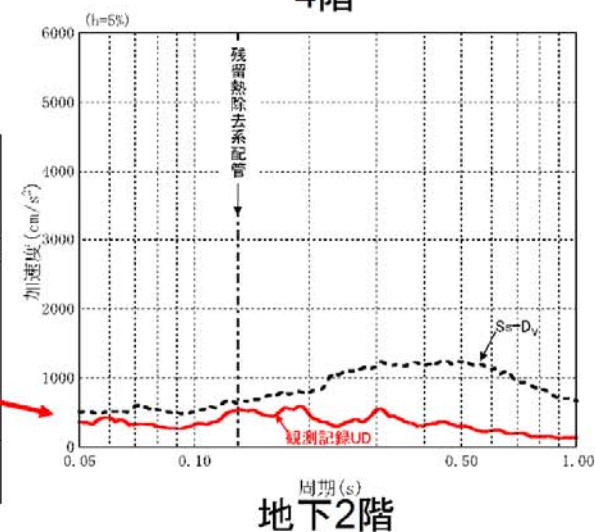
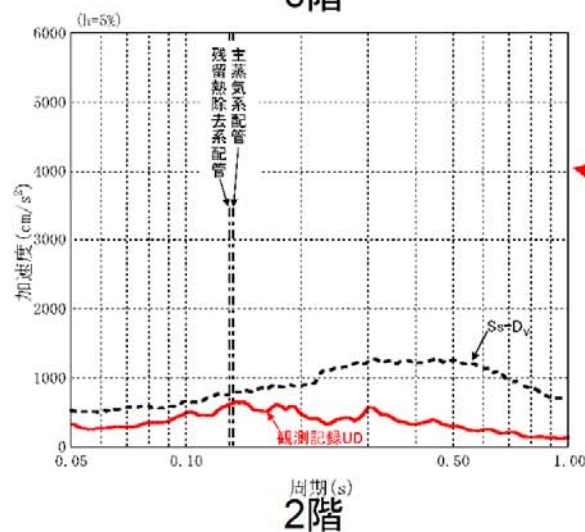
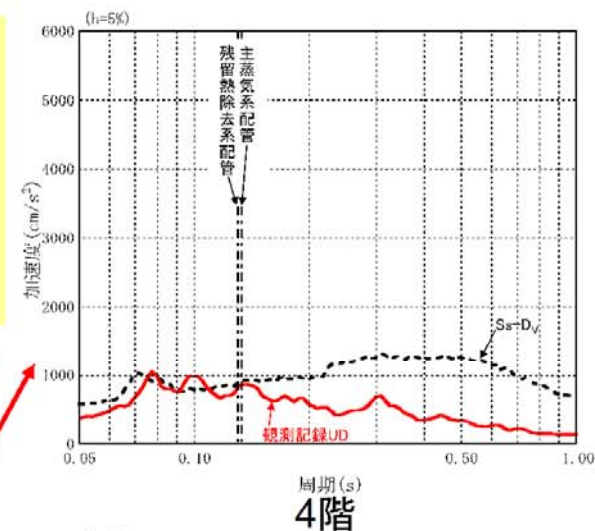
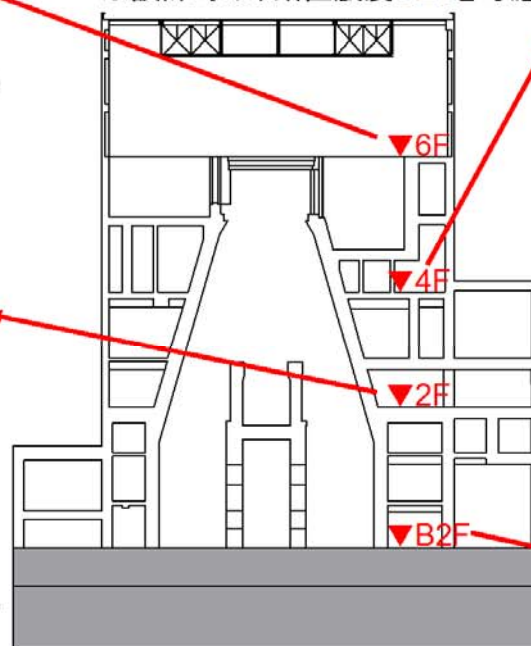
※: 原子炉圧力容器, 原子炉格納容器, 残留熱除去系配管, 制御棒挿入性など

鉛直方向加速度応答スペクトルの比較



一部の周期帯(0.08秒及び0.1秒付近)でSs-Dv入力による床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器・配管系のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録がSs-Dv入力による床応答スペクトル以下であることを確認した。

※設計時は、鉛直震度0.24を考慮



※: 残留熱除去系配管, 主蒸気系配管など

<別紙1> ①地震直後の原子炉施設の健全性確認(地震応答解析)



●代表施設の地震応答解析結果 (一部周期帯で観測記録が床応答スペクトルを上回ったため解析で確認)

観測記録による地震応答解析の結果, 発生応力は弾性範囲内であることを確認した。
また, 地震による燃料集合体相対変位も, 基準値内であることを確認した。

評価対象施設	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 Ⅲ _A S ※1 (MPa)	評価* 手法	判定
原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張 応力	9	499	B	○
炉心支持構造物	シュラウド サポート	膜応力	171	246	A	○
主蒸気系配管	配管	1次 応力	175	258	B	○
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	せん断 応力	4	118	B	○
残留熱除去系配管	配管	1次 応力	191	225	B	○
原子炉格納容器	ドライウエル	1次 応力	75	344	A	○

* 評価方法の欄に記載されている[A]及び[B]の凡例は以下のとおり。

A: 応答倍率法による評価

B: 詳細評価 (スペクトルモーダル解析法等による評価)

※1: 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-補・1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991追補版」及び「発電用原子力設備規格設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」(耐震指針に基づき策定される弾性設計用地震動SdIに対して, 機器・配管系の弾性状態 が保持される制限値。)

※2: 工認記載値(耐震指針に基づき実施した「地震による挿入性」が確認された燃料集合体相対変位)

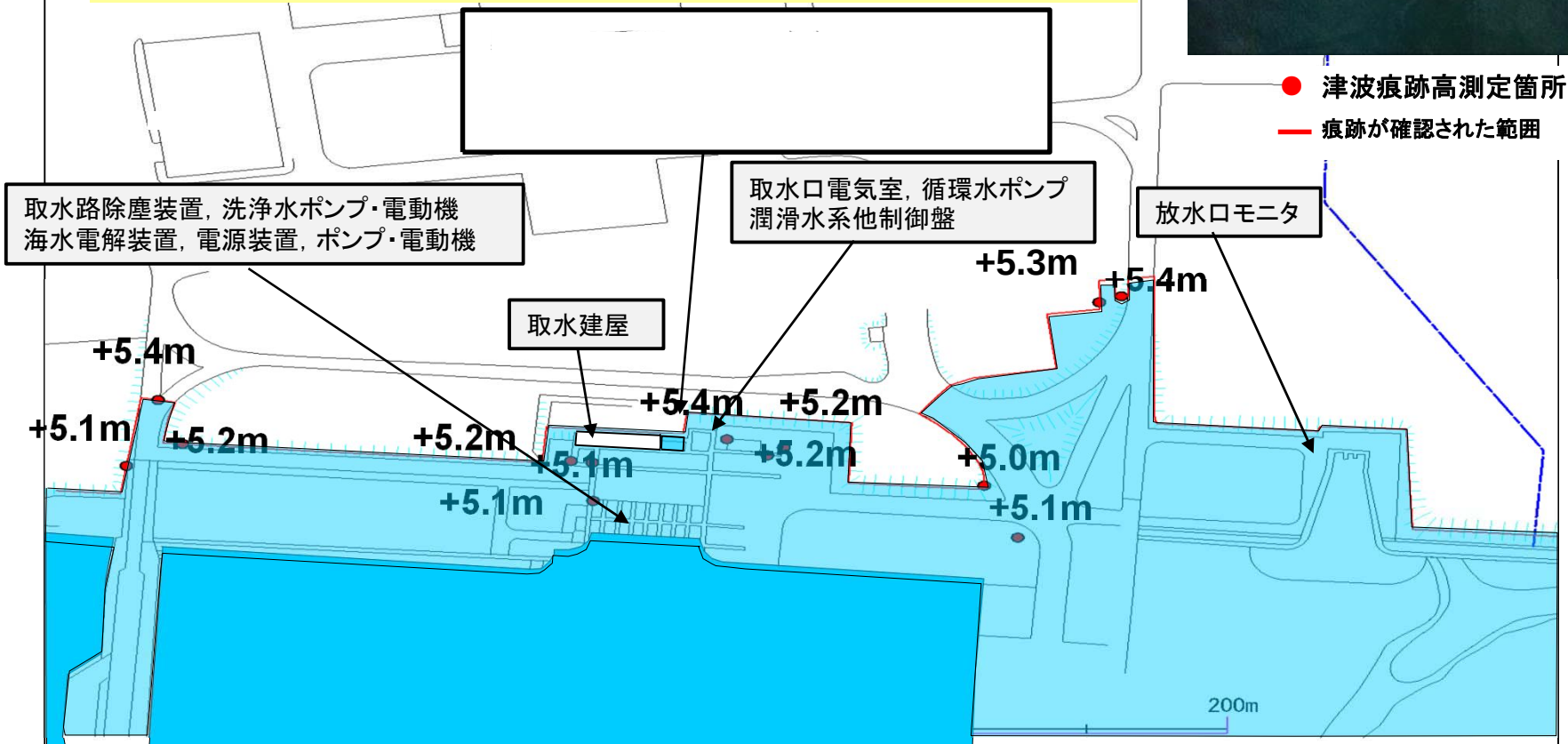
評価対象施設	地震による 燃料集合体相対変位 (mm)	評価基準値 (mm) ※2	判定
制御棒 (地震時挿入性)	8.6	40	○

＜別紙2＞ ②津波浸水による被害影響の確認



津波による浸水エリア及び浸水した原子炉施設

- 浸水した原子炉施設について点検した。
 - ・ 配管等の機械品については、外観点検を実施。
 - ・ 電動機等の電気品については、絶縁抵抗測定等の電氣的な点検を実施。



＜別紙2＞ ②津波浸水による被害影響の確認



津波により浸水した原子炉施設の点検結果

施設	耐震クラス	点検結果
非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機(2C)	S	・電動機は水没による絶縁低下あり。洗浄乾燥実施。 ・ポンプは異常なし
残留熱除去海水系ポンプ・電動機(A, C)	S	・ポンプは異常なし ・電動機は異常なし
補機冷却海水系ポンプ・電動機(A, C)	C	・ポンプは異常なし ・電動機は異常なし
非常用ディーゼル発電機(2C)海水系配管, 弁	S	異常なし
残留熱除去海水系(A)配管, 弁	S	異常なし
補機冷却海水系(A, C)配管, 弁, ストレーナ	C	異常なし ※1
取水路除塵装置, 洗浄水ポンプ・電動機	C	異常なし ※2
海水電解装置, 電源装置, ポンプ・電動機	C	異常なし ※2
取水口電気室電源盤, 循環水ポンプ潤滑水系他制御盤	C	電源盤, 制御被水により使用不可。標高8mエリアに移設。
取水路, 取水建屋	C	異常なし
排水ポンプ, 放水口モニタ	C	異常なし ※2

※1:被水したトレースヒータを再使用したため, 異常発熱による火災を経験した。(被水したヒータは取替実施)

※2:モータ, 制御盤等の電気品に関しては, 異常が確認されていなくても, 端子箱の洗浄等を実施した。

＜別紙2＞ ②津波浸水による被害影響の確認

【津波到達時の海水ポンプ室の浸水状況】

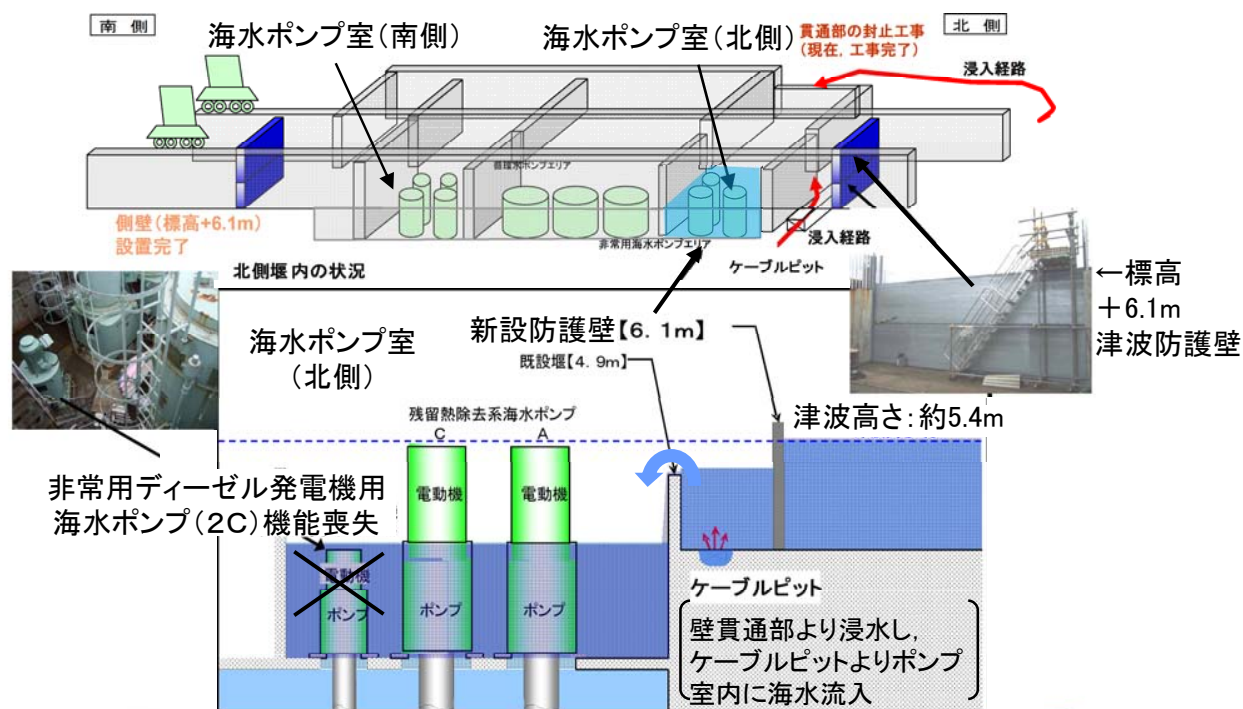
- ・非常用ディーゼル発電機の冷却等に用いる海水ポンプ等は、南北2カ所に分離して設けた海水ポンプ室内に設置
各海水ポンプ室に対して、**当時の新知見に基づく津波評価***（津波到達高さ予測標高+5.7m）（①）
を踏まえ側壁の嵩上げ工事を実施し、**標高+6.1mの高さの津波防護壁を設置済み**（②）
- ・海水ポンプ室への**津波到達高さは標高+5.4m**（③）に止まり、**標高+6.1mの津波防護壁により頂部からの越流を防止**
- ・この際に、北側の海水ポンプ室は電気ケーブルの壁貫通部の止水処置工事が終了しておらず、
壁貫通部からの浸水で非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ（2C）の電動機が冠水し機能喪失、運転停止
- ・一方、南側の海水ポンプ室は工事がすべて終了しており、**浸水は生じず海水ポンプの機能を維持**

非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機（2C）は絶縁低下があり、排水後に洗浄乾燥を実施

海水ポンプ室津波高さ(標高)	
②津波防護壁の高さ	+6.1m
①津波到達高さ(予測)*	+5.7m
③津波到達高さ(痕跡高)	+5.4m

* 茨城県の実施した津波評価の波源を用いた当社の津波予測評価

「本県沿岸における津波浸水想定区域図等」(平成19年10月、茨城県)において設定された1677房総沖地震の波源モデルに基づき、発電所付近のメッシュサイズを細かくし、地形データも自社の測量結果等を使用して解析

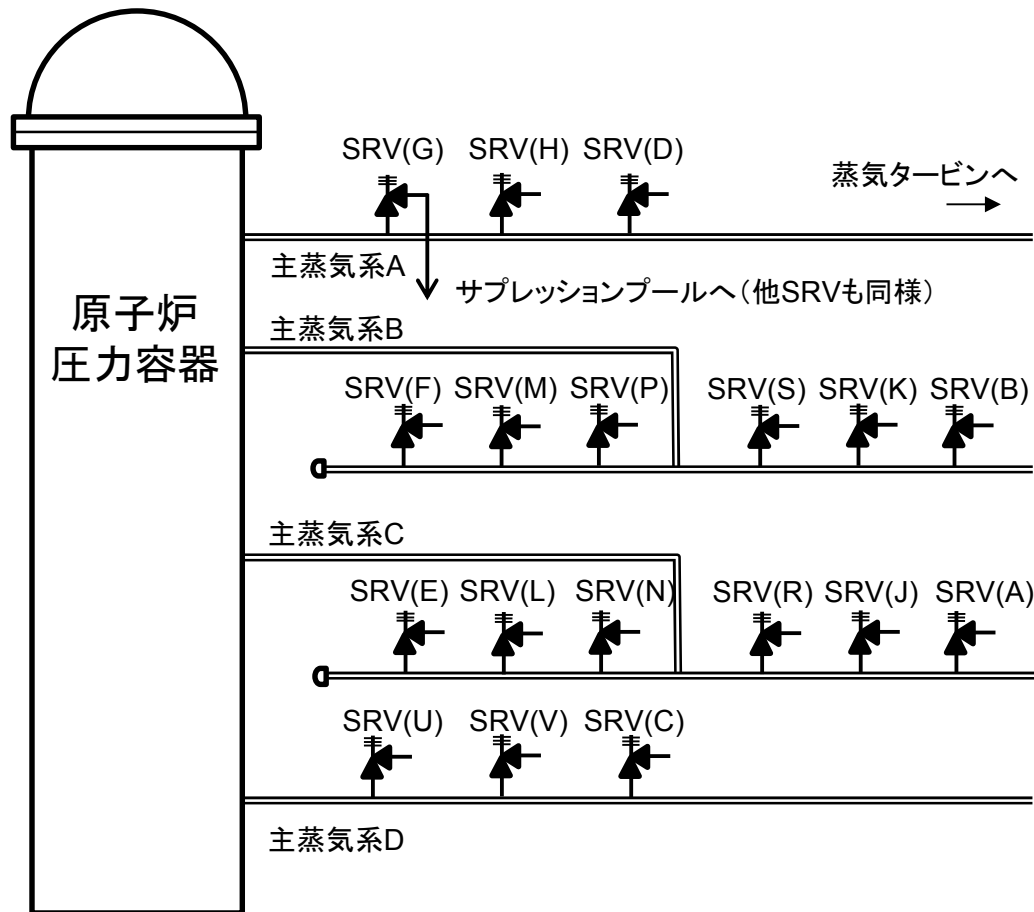


論点No.205-14

<別紙3> ③プラント停止時機器動作状況(主蒸気逃がし安全弁の作動)



- 地震による原子炉停止(制御棒全挿入)から冷温停止(冷却材温度100℃未満)までの間、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の動作により、原子炉の圧力を制御
- 冷温停止までの間に、SRVは合計170回動作(自動動作:30回、運転員操作:140回)



主蒸気系概要図

プラント停止時のSRVの動作状況

主蒸気ライン	SRV	吹出圧力※1 [MPa]	動作回数	全SRV 動作回数
A	D	7.37	38	170回※2
	G	7.44	9	
	H	7.51	6	
B	B	7.65	6	
	F	7.58	9	
	K	7.65	5	
	M	7.51	7	
	P	7.44	8	
	S	7.58	5	
C	A	7.58	7	
	E	7.44	7	
	J	7.51	6	
	L	7.65	6	
	N	7.37	27	
	R	7.65	5	
D	C	7.58	7	
	U	7.44	7	
	V	7.51	5	

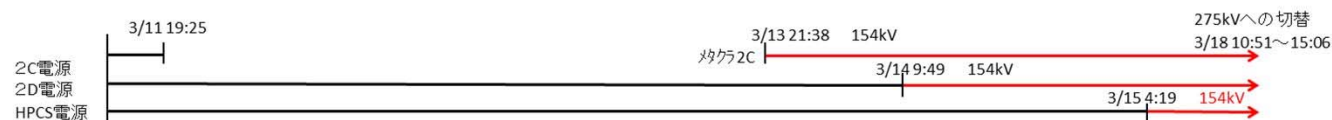
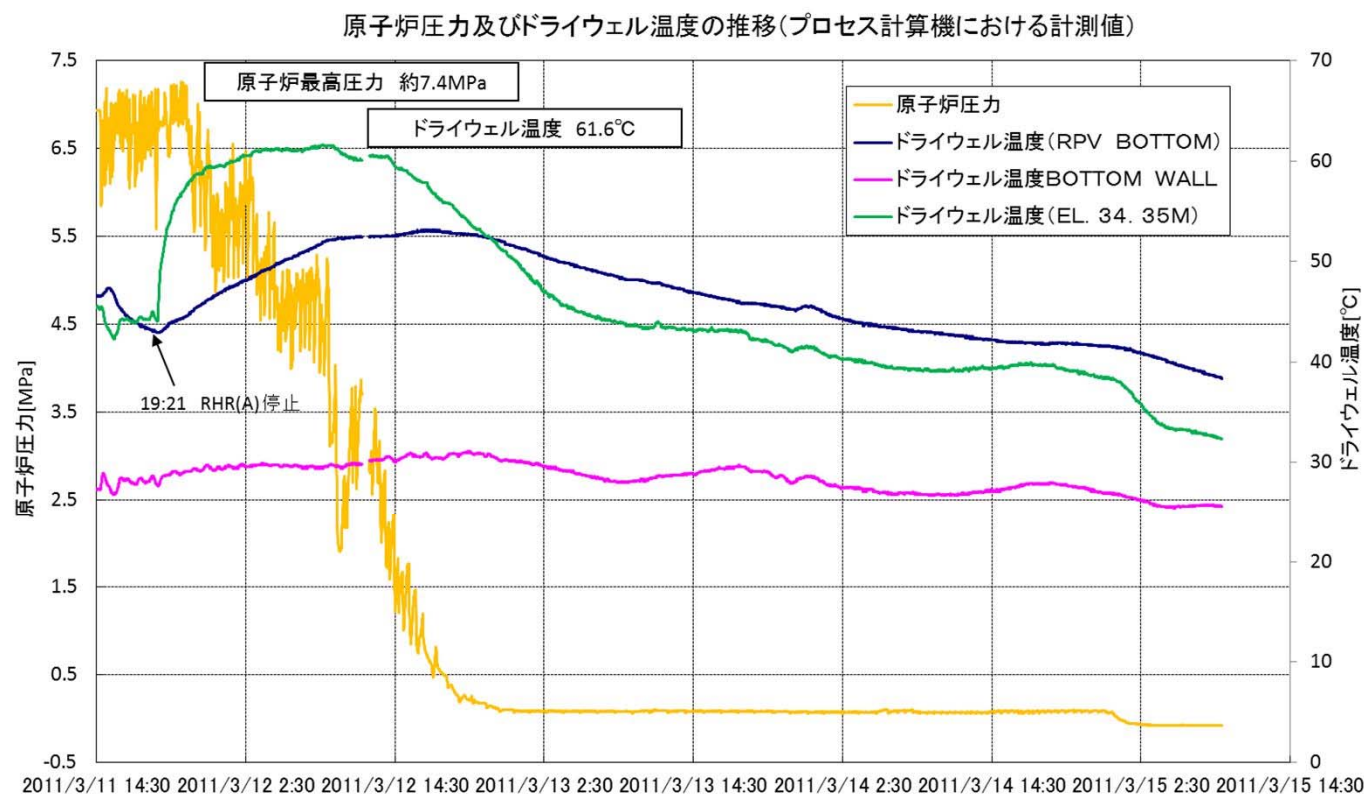
※1: 逃がし弁機能

※2: 自動動作回数(30回を含む)

<別紙3> ③プラント停止時機器動作状況(主蒸気逃がし安全弁の作動)



- 原子炉の最高圧力は約7.4MPaに留まり, 原子炉の冷却継続に伴い低下
- 原子炉格納容器(ドライウエル)の温度は61.6℃に留まり, 原子炉格納容器の最高使用温度(171[℃])を十分下回り, 冷却継続に伴い漸次低下



<別紙3> ③プラント停止時機器動作状況(格納容器回りの温度上昇)

○東北地方太平洋地震時、東海第二発電所は原子炉停止後の冷却過程*において、**原子炉格納容器温度が上昇**した。
(ただし設計値未満に留まる)

* 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水及び主蒸気逃がし安全弁による圧力制御を継続するため、サプレッション・プール冷却を優先的に継続した結果、格納容器上部(ドライウェル)の温度が上昇

震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の状況(実測値)

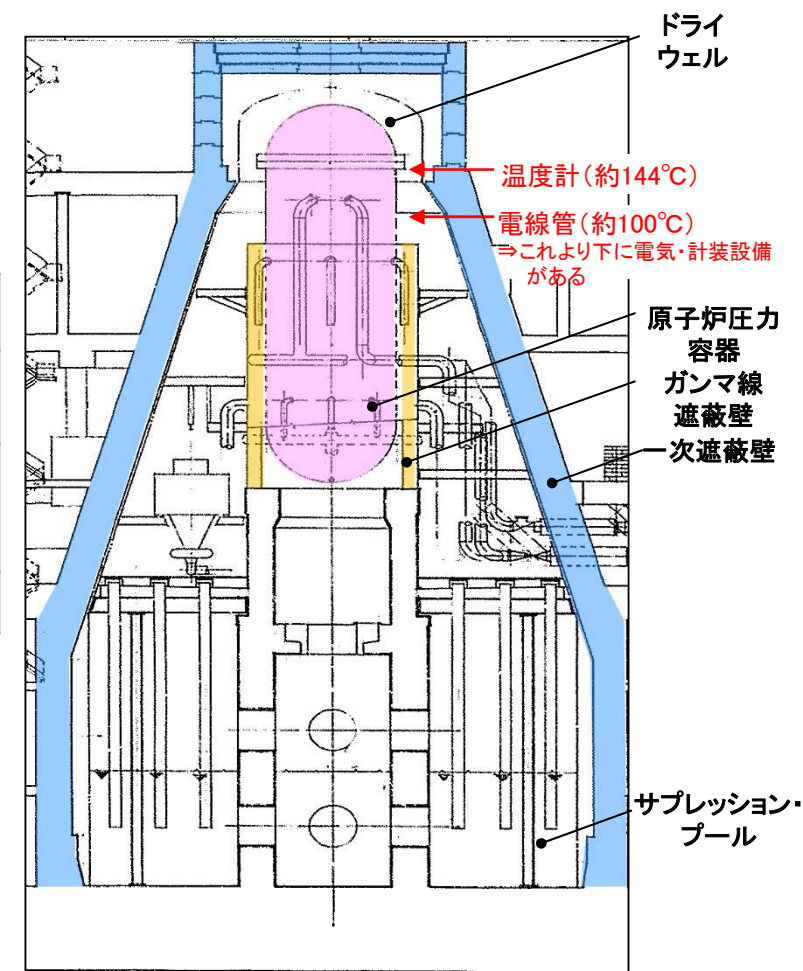
	ドライウェル 圧力	ドライウェル温度	サプレッション・ プール温度
震災前	約3 kPa	約45℃(コンクリート周り) 約40℃※ ¹ (格納容器上部)	約22℃
震災時	約12 kPa	約62℃(コンクリート周り) 約100℃※ ¹ (格納容器上部) 約144℃※ ² (格納容器頂部)	約55℃
設計値	310 kPa	171℃	104.5℃

※1:電線管温度

※2:原子炉圧力容器ベローシール部周辺温度

○温度上昇による**電気・計装設備の絶縁低下の影響**が考えられるため、電気・計装設備の絶縁低下影響を温度83.1℃
*¹／継続時間約30時間*²にて評価した結果、震災時における**温度上昇時間は短時間**であり、**健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではなかった。**

*¹:最高平均温度 *²:温度上昇時間



ガンマ線遮蔽壁、一次遮蔽壁等の概要

<別紙3> ③プラント停止時機器動作状況(格納容器回りの温度上昇)



温度上昇により、コンクリートの強度及び遮蔽能力低下が考えられるため、原子炉格納容器頂部の最高温度である約144℃にて評価した結果、設計値を満足しており、温度制限値を超える期間は短時間であることから、健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではないと判断

◆強度

特別点検の結果から、加熱冷却後における圧縮強度の提案式*¹(200℃の加熱冷却後の圧縮強度残存比:0.93)を用いて評価した結果、設計値を満足

評価対象部位	特別点検結果(N/mm ²)	評価結果(N/mm ²)	設計値:設計基準強度(N/mm ²)
一次遮蔽壁* ²	50.5	47.0	≥ 22.1

温度制限値(一般部:65℃)を超える期間は約79時間と短時間であり、既往の文献*³から影響がないと判断

◆遮蔽能力

コンクリートの結晶水が解放され始めるとしている190℃まで到達しておらず*⁴、建設記録から密度が小さいと想定される部位から採取したコアサンプルを促進乾燥させた特別点検の結果は設計値を満足

評価対象部位	乾燥試験前質量:実測値(g/cm ³)	特別点検結果:乾燥単位容積質量(g/cm ³)	設計値:密度(g/cm ³)
一次遮蔽壁* ²	2.357	2.230	≥ 2.23

温度制限値(中性子遮蔽:88℃)を超える期間は約35時間と短時間であり、既往の文献*⁵から影響がないと判断

*¹: 日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック(2017)」

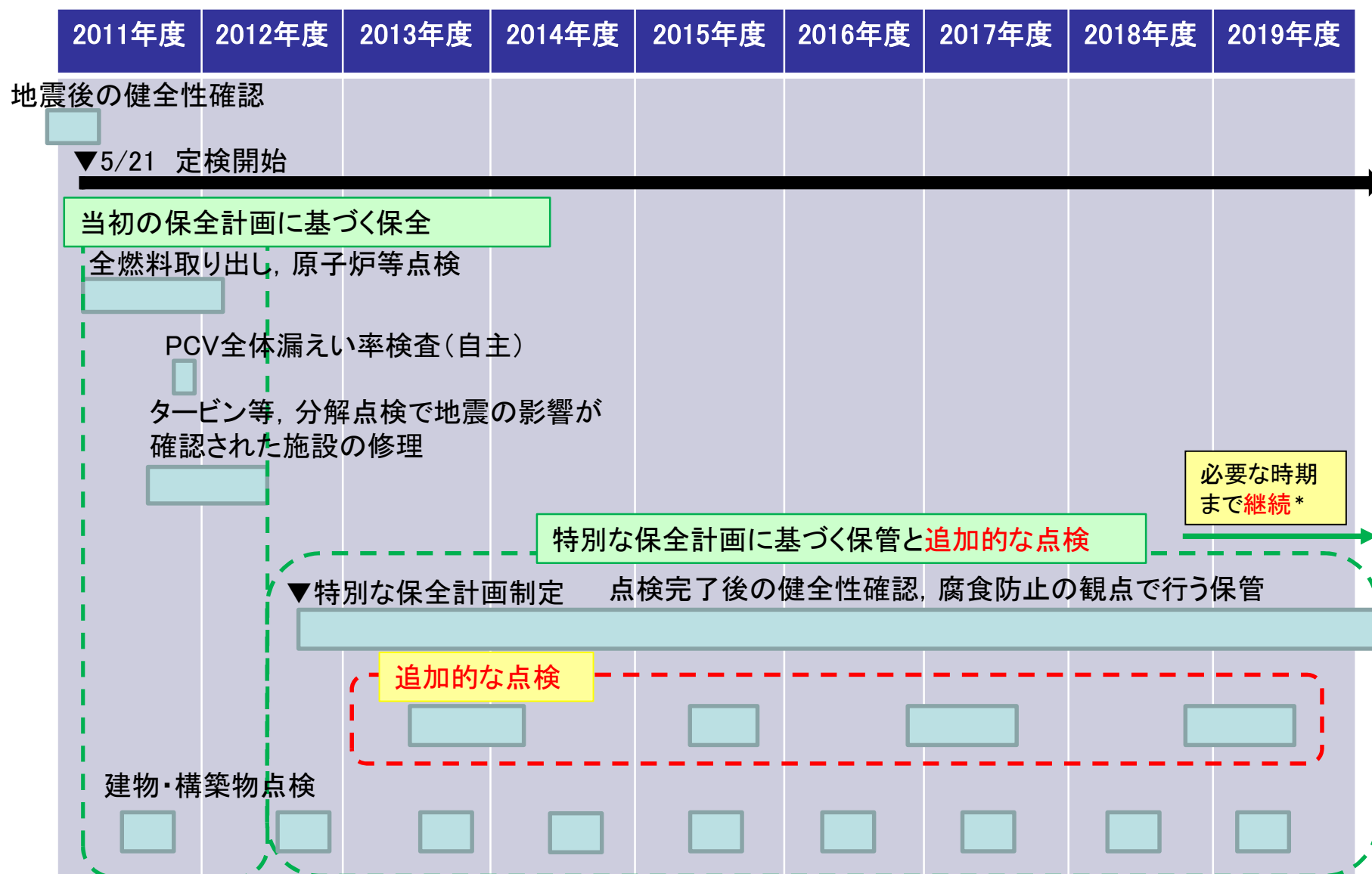
*²: ガンマ線遮蔽壁のコンクリートは強度部材としての要求がなく、原子炉格納容器頂部から離れており、一次遮蔽壁にて遮蔽能力評価を実施

*³: 松沢他,コンクリート工学年次論文集「高温加熱の影響を受けたコンクリートの破壊特性に及ぼす加熱時間の影響(2014)」,長尾他,第48回セメント技術大会講演集「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究(1994)」

*⁴: 日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格(2014)」

*⁵: 日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事(2013)」付2. JASS5N T-602コンクリートの乾燥単位容積質量促進試験方法

<別紙4> ④東日本大震災以降の定期的な点検確認



* 今後、発電所の運転を再開する場合は、新設の設備も含めて必要なすべての点検・検査を実施する。

論点No.205-19

【施設定期検査による健全性確認】

- 視点・目的：技術基準への適合性を確認。
- 実施時期：平成23年5月21日～ 現在
- 対象・方法：保安規定 第8章（保守管理）に基づき，計画された約8000機種 of 建物・構築物，機器等の保全を実施。
（当初の保全計画に基づく保全）

上記の一環で実施する計画的な機器の分解点検や建物・構築物の詳細な外観点検で，地震の影響による損傷等の有無を確認。（損傷等が確認されれば，品質保証システムにより不適合管理で適切な対策，是正措置を実施。）

【その他】

- 現在，発電所は長期停止となっていることから，保安規定に基づく特別な保全計画を策定し，従来の保全計画に追加して実施している。

【特別な保全計画による健全性確認】

- 視点・目的: 長期停止中でも通常の運転サイクルにおける定期検査と同様に点検しプラントの健全性を確保。
- 実施時期 : 平成24年12月8日～現在
- 対象・方法: 保安規定に基づく「特別な保全計画」(*)を定め, 健全性確認, 保管及び追加的な点検を実施。
具体的には, 電気技術指針(JEAG)を参考に社内規程を定めている。

* 保安規定 第8章 保守管理

7. 3特別な保全計画の策定

(1)組織は, 地震, 事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは, 特別な措置として, あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を策定する。

JEAG4210 保守管理指針(特別な保全計画の策定 【例示】)

特別な保全計画には, 長期停止となった場合に計画する, 構築物, 系統及び機器の保管, 並びに点検・補修等完了後の試験的なプラント起動及びその後の設備全体の健全性確認等がある。

なお, 構築物, 系統及び機器の保管例として, 腐食防止, 凍結防止などの観点から行われる乾燥保管, 真空保管, 満水保管, 循環運転による保管等がある。

また, 長期停止中に運転状態にある機器や保管状態で劣化が想定される機器について追加的な点検を計画する場合がある。

特別な保全計画に定める内容

● 健全性確認

- 保全計画に基づき分解点検，校正等の保全を行うと，次は機器レベル（ポンプ，電動機，弁，計器等）で試運転を実施する。その後，系統レベルで健全性確認運転を実施する。
- 「健全性確認」として，長期停止となった後も，安全重要度の高い系統は，頻度を決めて，継続的に系統レベルの健全性確認運転を行っている。

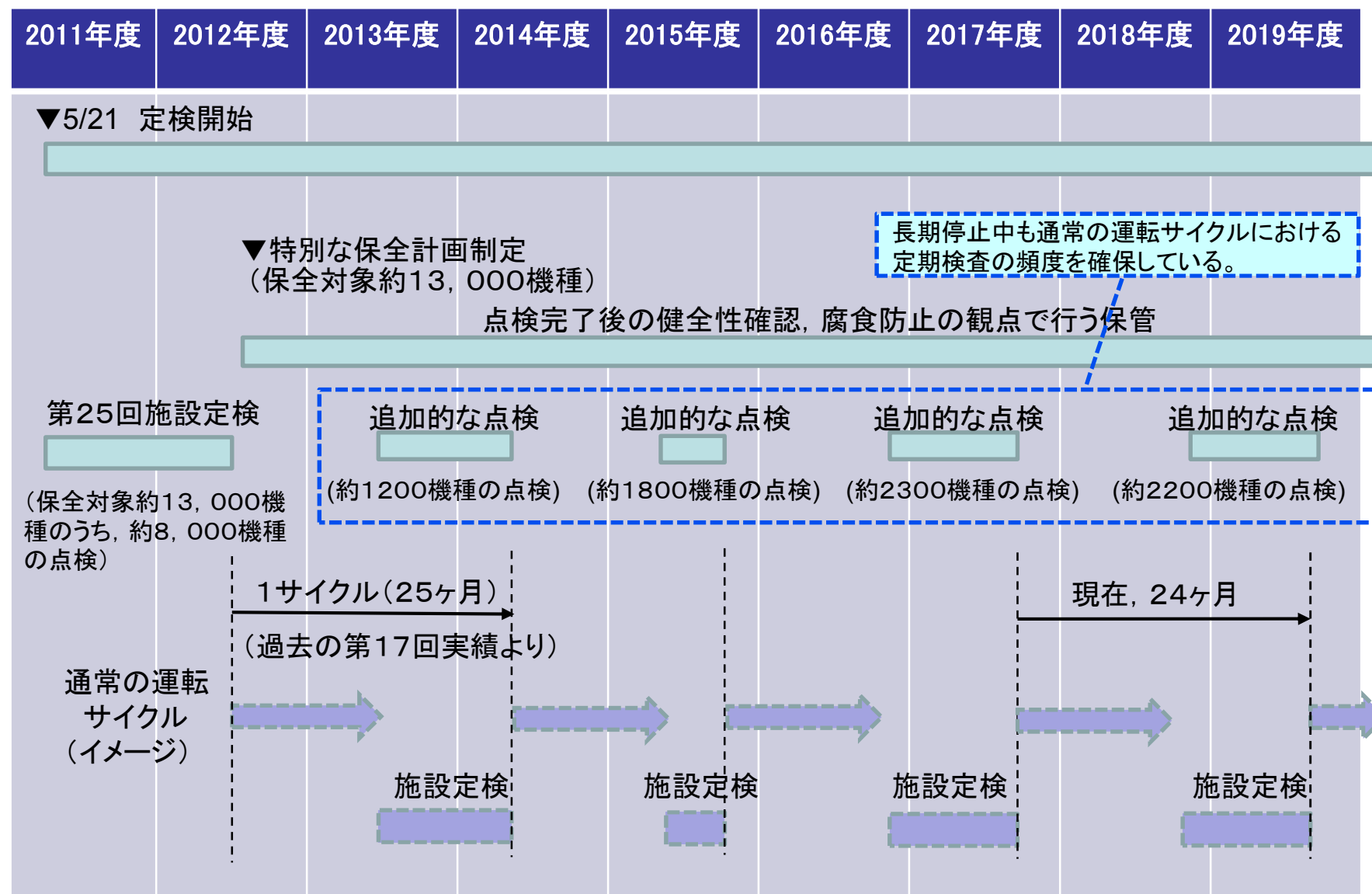
● 保管

- 保全計画に基づく保全を実施した以降，長期停止の影響で原子炉施設に腐食・減肉が進行しないよう措置している。
- これを「保管管理」として，系統ごとに内部流体の種類，腐食環境の回避，水質管理により，原子炉施設を維持している。

● 追加的な点検

- 使用済燃料を冷却するための機器，発電所の放射線を監視するモニタ，換気装置等は，長期停止中であっても機能が要求される。また，循環水ポンプ等は，停止中の機能要求はないが，海水中に設置されているため，長期停止期間中に腐食が進行する。
- このため，「追加的な点検」として，停止時に機能要求があるものは従来の頻度方式で保全を，また，停止中の劣化の進行を勘案した保全を実施している。

<別紙4> ④東日本大震災以降の定期的な点検確認(特別な保全計画)



系統	頻度	健全性確認, 保管管理
原子炉	水質確認(1回/週)	満水保管 ※1
主蒸気系		乾燥保管
タービン・発電機		乾燥保管
非常用ディーゼル発電機	1回/月	動作試験による 健全性確認 ※2
非常用炉心冷却系	1回/月	動作試験による 健全性確認 ※2
水素酸素発生装置		循環保管

※1: 原子炉開放中と閉鎖中で満水状況が異なる。現在は原子炉を閉鎖している。

※2: 現在は長期停止期間中であるため、保安規定に基づきプラント停止中に待機状態を要求されている対象機器のみ健全性確認を実施すればよいが、長期停止期間中の施設の健全性を維持するため特別な保全計画を定め、その中で通常運転中の定期試験と同様の頻度及び対象機器について健全性確認を実施している。

系統	追加的な 点検頻度 ※1	保全方式
海水系機器 ○残留熱除去系熱交換器 ○残留熱除去系海水ポンプ ○補機冷却海水系ポンプ	2サイクル 同上 同上	非破壊検査 分解点検 分解点検
空調設備	2ヶ月	状態監視等
モニター, 計器類	1サイクル	校正
残留熱除去系海水ポンプ電動機	4サイクル	分解点検等
非常用ディーゼル発電機	1サイクル	分解点検

※1: 現在は長期停止期間中であるため、点検周期がサイクルとなっているものは第25回施設定検中に1度点検を実施すればよいが、長期停止期間中の施設の健全性を維持するため、仮想の運転サイクルを決めて追加的な点検を実施している。

仮想の運転サイクルは、当初、過去の実績で最大の第17回定検(12ヶ月、運転13ヶ月)の25ヶ月としたが、現在では、運用のし易さ等から24ヶ月サイクルとしている。

常設代替高压電源装置の移設

【目的】

外部電源、非常用ディーゼル発電機の機能喪失時の電源供給手段として、常設代替高压電源装置を配備

【現在の配置】

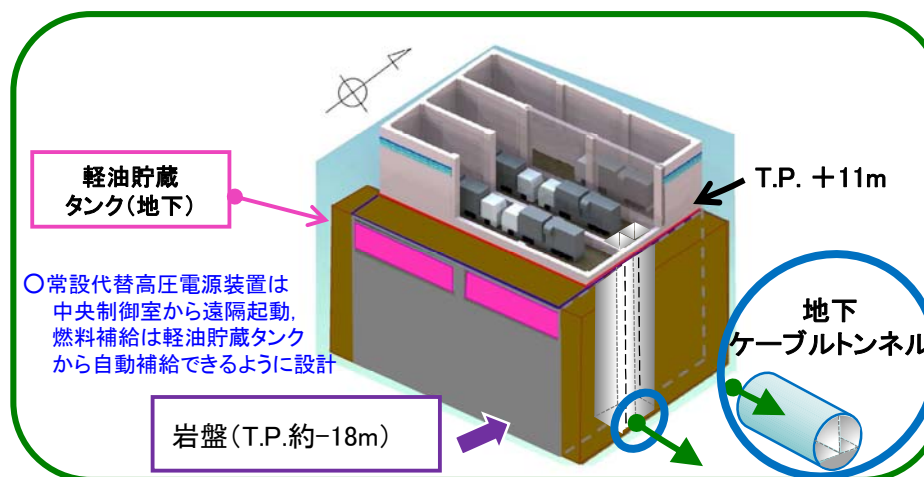
- ✓ 発電所構外の高圧電源車置場に配置
- ✓ 発電所までは架空の電線により配電

【安全性向上対策後の配置】

- ✓ 発電所構内のT.P.+11m盤に常設代替高压電源装置置場を設置
- ✓ 常設代替高压電源装置置場から原子炉建屋まで、耐震性を確保した地下のトンネルにケーブルを設置



高压電源車の現在の配置場所と常設代替高压電源装置置場の位置



論点No.205-26

【論点No.205】

東日本大震災及びその後のプラント状態を踏まえた施設・設備の健全性への影響について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.14

東日本大震災で被災した影響の危険性

P.2-4

P.5-25

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.101

・東日本大震災の時当該東海第二プラントの冷却ポンプが3台中2台が既対策のために救われた事実をもっとリアルに知らせてほしいと思います。 P.3 P.14

・非常用電源設備が国道245をまたいで設置してありますが関連ケーブル等は地下に布施してあるとすれば地震被害の心配はないのですか。 P.26

・地震によって冷却設備以外の建物内の諸設備に被害は無かったのですか。

No.193

P.6-7,12-14

7年前被災した部分があるはず。 P.6-7,12-14

No.1197

1. 東日本大震災時の状況(原電からの報告, 規制委員会資料, 等より)

P.3

P.14

「施設の健全性」
発電所状況参照

東日本大震災時, 出力運転中の東海第二発電所は原子炉が自動停止。外部電源喪失したが非常用ディーゼル発電機による電源確保と炉心冷却, 残留熱除去系によるサプレッションプール冷却が行われ, 原子炉の安全性が確保された。津波の影響で非常用ディーゼル発電機3台のうち1台の海水ポンプが冠水するも, 残りで炉心冷却とサプレッションプール冷却が継続され, 外部電源復旧したのち原子炉は冷温停止し, 外部への放射性物質の放出もなかった。

* 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.1209

P.3

P.15-18

「施設の健全性」
機器動作状況参照

福島第一原発3号機は炉心損傷の事態で格納容器温度が200℃を超過したが、東海第二でSRVが170回も噴いた時に、圧力容器の圧力が弁の耐圧を越えて弁から格納容器ドライウェルに放射能を含む蒸気が漏れ出た疑いさえある。コンクリート強度の確認だけでなく、こうした基本設計の機能維持性能が適格かどうか審査されるべきところ、そうした審査が行われた形跡はない。

長期間停止状態が継続する場合の劣化状況評価の結果について(現状の長期停止による影響及び保守管理の実績を含む)

【説明概要】

長期停止状態が継続する場合の劣化状況評価については、断続的に運転が継続されている条件として評価した劣化評価書をベースに、長期停止中の設備の運転状態の変化(環境変化を含む)を考慮して部位・経年劣化事象の抽出を行い、長期停止による影響を考慮した評価が行われていることを確認した。

「長期間停止状態」と「断続的運転」とのプラント状態の特徴

- 発電所の「**長期間停止状態維持※1**」とは、**発電所を長期的に停止した状態（概ね1年間以上）で維持し、この間も必要な保守点検を行うことをいう。また「断続的運転」とは、プラントを一定期間運転した後、停止して燃料交換と設備の保守等を行うことを1サイクルとして、これを繰り返すことをいう。**
- 長期間停止状態維持と断続的運転でのプラント状態の主な違いとしては、**温度・圧力・媒質・中性子照射等の環境条件が異なることと、それぞれのプラント状態で機能を要求される機器が異なることが挙げられる。**

※1：長期間停止状態維持は、劣化状況評価において「冷温停止状態維持」という。

プラント長期間停止状態維持※1

...

- ・照射済み燃料は主に使用済燃料プール内で保管，崩壊熱量に応じて残留熱除去系による継続的な海水熱交換冷却を行う。
- ・長期間停止状態維持では，給復水系，主タービン/主発電機設備等は機能を要求されない。
- ・長期間停止状態維持期間は運転中に比べて全域が低温，低圧，低放射線環境であり，原子炉格納容器内は空気環境に暴露
- ・長期間停止状態維持の間も，特別な保全計画に基づき必要な保守点検を実施

発電所の長期間停止状態維持のイメージ

プラント運転

停止※2

プラント運転

停止※2

プラント運転

...

↑
原子炉停止 原子炉起動

↑
原子炉停止 原子炉起動

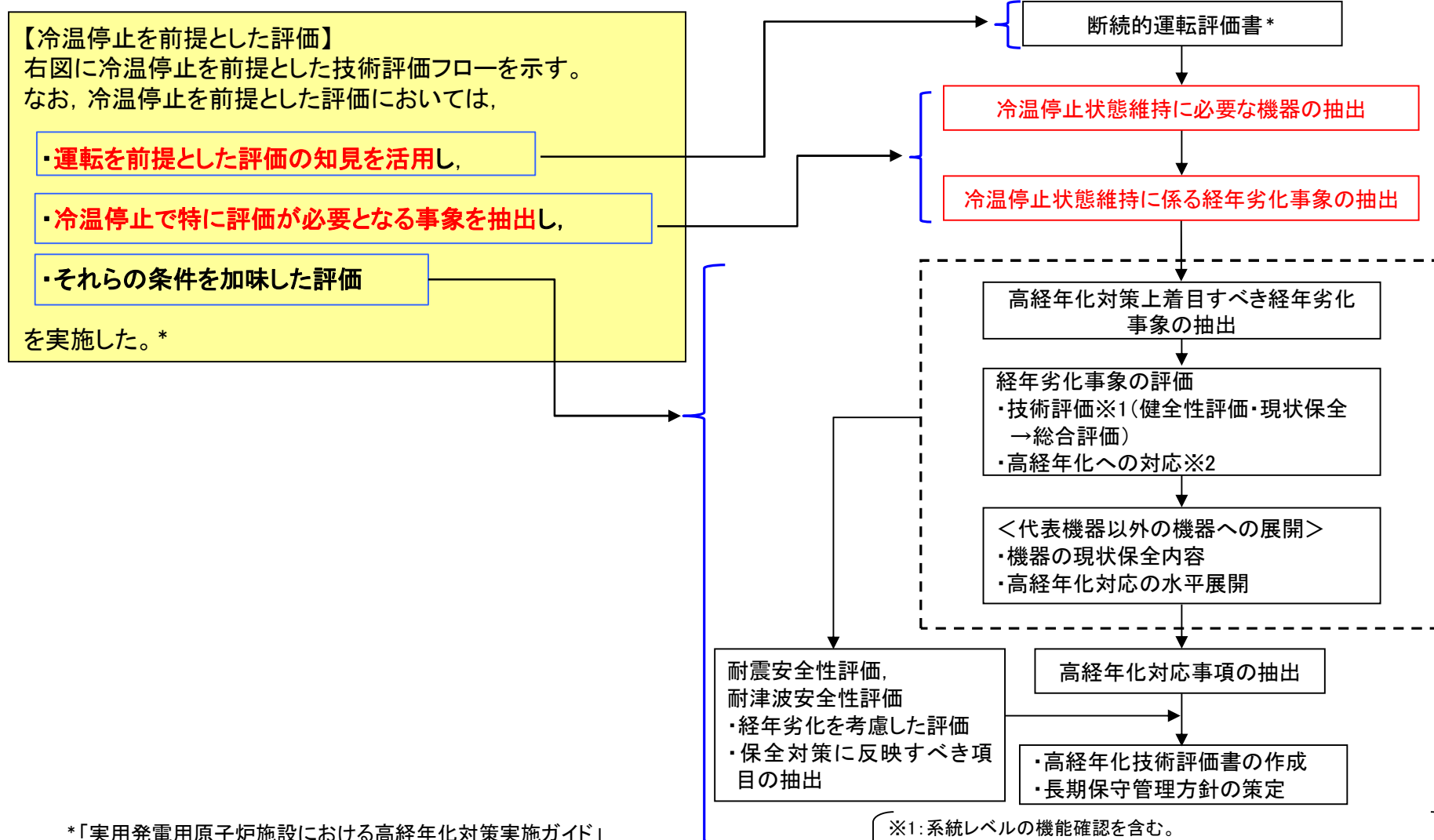
- ・原子炉運転中の燃料は給復水系からの給水の蒸発熱で冷却，原子炉冷却材はタービン・復水器・給復水系を經由して循環
- ・運転中は高温，高圧，高放射線環境，原子炉格納容器内は窒素雰囲気保持。
- ・原子炉の起動・停止及び運転中のプラント過渡等による疲労が生じる。
- ・主に停止時の定期事業者検査で設備の保守点検を実施。

※2 停止期間中に燃料交換及び設備の保守等を行い、所定の機能・性能が維持されていることを確認。

発電所の断続的運転のイメージ

劣化状況評価の手順

○冷温停止を前提とした評価では、断続的な運転を前提とした評価の知見に基づき、冷温停止状態の維持に必要な機器を抽出した上で、冷温停止状態の維持により生じる経年劣化事象の抽出を行い、長期停止の影響を評価する。



*「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」(原子力規制委員会)、「原子力発電所の高経年化対策実施基準」(日本原子力学会標準)等に基づき実施

冷温停止における評価結果①（着目すべき経年劣化事象（主要6事象））



劣化事象 (主要6事象)		機種(機器名:例)	部位等	長期停止中に劣化が厳しくなると想定される要因	長期停止中の劣化の進展が想定されない理由
低サイクル疲労		・容器 ・弁 ・配管(炭素鋼, ステンレス鋼)	ノズル等 弁箱 給水系配管等	無し	評価対象となる機器は優位な熱や圧力等の過渡(=原子炉起動・停止, トラブル)を受けないため。
中性子照射脆化		・容器	原子炉圧力容器	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり燃料からの中性子照射を受けないため。
照射誘起型応力腐食割れ		・容器	原子炉圧力容器	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり燃料からの中性子照射を受けないため。
2相ステンレス鋼の熱時効		・ポンプ ・弁	二層ステンレス鋼を使用している部位	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり熱時効が進展する温度以上の環境にならないため。
電気・計装品の絶縁特性低下		・ポンプモータ ・ケーブル他	ケーブル	運転(通電)時間の増加	長期停止中に劣化が厳しくなると想定されるため、特別な保全計画(次頁※1)を策定 絶縁抵抗測定, 絶縁診断試験
コンクリート	強度低下	コンクリート構造物	コンクリート	無し	評価対象となるコンクリートの曝露環境は変わらないこと。また熱及び放射線照射については原子炉が冷温停止であり熱及び燃料からの中性子, ガンマ線照射を受けないため。
	遮蔽能力低下			無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止でありガンマ線照射を受けないため。

○電気・計装品のうち**高圧ポンプモータの絶縁特性低下**については、断続運転を想定した場合より、**冷温停止の継続を想定した方が、劣化の進展が厳しくなると整理された。**

・**絶縁特性低下**に対する冷温停止期間中に機能が要求される機器の追加的な点検

機器の点検周期は、**長期停止(設備稼働状態・時間や環境変化)を考慮した特別な保全計画を策定し、運用する。**(別紙)

点検内容(絶縁抵抗測定, 絶縁診断試験, 目視確認及び清掃)を適切に実施(劣化状況の把握, 機能の維持が可能)

➡必要に応じてより詳細な点検を実施し、**万一、有意な絶縁特性の低下が確認された場合は、取替えまたは補修を適切に実施(機能の回復が可能)。**

冷温停止における評価結果②（着目すべき経年劣化事象ではない事象（主要6事象以外））

劣化事象 (主要6事象以外)	機種(機器名:例)	部位等	長期停止中に劣化が厳しくなると想定される要因	長期停止中の点検内容, 項目
摩耗	ポンプ, ポンプモータ (残留熱除去系ポンプ他)	・主軸 ・水中軸受	燃料の冷却＝運転(摺動) 時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 分解点検(目視点検, 寸法測定)
摩耗及び高サイクル疲労割れ	熱交換器 (残留熱除去系熱交換器)	・伝熱管	燃料の冷却＝運転(摺動) 時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 開放点検(渦流探傷検査, 漏えい確認)
腐食 (エロージョン)	弁 (残留熱除去系熱交換器海水出口流量調整弁)	・弁体 ・弁座	燃料の冷却＝運転(通水) 時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 分解点検(目視点検)
腐食 (全面腐食)	原子炉格納容器内の機器	・炭素鋼製 ・低合金鋼製	環境変化(窒素⇒空気)＝ 曝露状態	特別な保全計画(※1)を策定 目視点検

○上記の4つの主要6事象以外の事象については、断続運転を想定した場合より、**冷温停止の継続を想定した方が、劣化の進展が厳しくなると整理された。**

- ・4つの主要6事象以外の事象に対する冷温停止期間中に機能が要求される機器の追加的な点検
点検周期は、長期停止(設備稼働状態・時間や環境変化)を考慮した特別な保全計画を策定し、運用する。(別紙)
点検内容(上記の表に記載の点検項目等)を適切に実施(劣化状況の把握, 機能の維持が可能)

➡必要に応じてより詳細な点検を実施し、**万一、有意な摩耗、腐食等が確認された場合は、取替えまたは補修を適切に実施(機能の回復が可能)。**

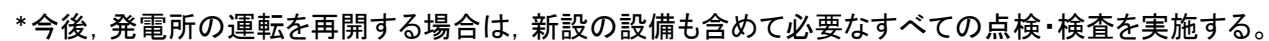
※1: 特別な保全計画は、地震・事故等により原子炉が停止し、**停止期間が概ね1年以上**となることが予想される場合には、特別な措置として、あらかじめ**原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定める。**
具体的には以下を策定し、運用する。

①**長期保管計画**として機器動作試験(定期試験含む)、保管措置

②**追加点検計画**(停止、運転に係わらず常時使用する設備については点検間隔を考慮)

○これらの抽出した事象に対応した機器に対して、特別な保全計画に基づき、追加的な点検・補修等を行っていくことで、**長期停止により冷温停止が継続した機器の健全性維持が可能**、これまでに設備の不具合件数の増加等は生じていない。 論点No.165-5

 ぎんぎん



42

【論点No.165】

長期間停止状態が継続する場合の劣化状況評価の結果について(現状の長期停止による影響及び保守管理の実績を含む)

【委員からの指摘事項等】

No.151

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

断続的に運転が継続されている条件よりも、現在の発電所の状態のように、長期間にわたり停止状態が継続するほうが劣化進展に関して厳しい条件となる部位があるか確認しているか。

No.152

以前も話が出ていたと思うが、運転停止期間が長期化することによる劣化に対する影響は。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.75

・東日本大震災以降8年も停止している原発を40年以上運転の為に再稼働することは大きなリスクになるのでは？

No.377

P.6

・すでに8年停止している発電所が再稼働する事への不安。

No.675

P.6

・再稼働までに10年も停止しているわけだが実際うまく正常に機器が動作するものだろうか？

No.899

P.6

1, ご承知のとおり東海第2原発は約40年前に稼働, 東日本大震災以降休止。

No.942

P.1-5

P.1-5

さらに予定通り工事が完了し再稼働した場合, 東海第二は10年間のブランクがあるわけです。老朽化しているうえ10年のブランクがあり, さらに運転員の技術にも不安があります。こんな原発に合格を出したことが不思議でなりません。ワーキングチームの皆様の賢明な対応をお願いします。

今後, 別資料(論点No.153,157,158,159等)で説明

No.1162

5)8年間も休眠状態でいた老朽原子炉は再稼働して本当に無傷ですむのでしょうか。又, 運転技術の面でもきちんと継承ができていますのでしょうか。

P.6

今後, 別資料(論点No.153,157,158,159等)で説明

No.1193

1. 運転期間延長について

「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

P.1-5

運転期間延長審査の趣旨に「長期間の運転に伴い生じる設備の劣化の状況を踏まえ, 延長しようとする期間において安全性を確保する」とあります。現実想定される東海第2原発の運転再開は「長期間の運転に伴い生じる設備の劣化」と「長期間の『停止』に伴う設備の劣化」の二重のリスクにさらされることになります。この「長期停止に伴う設備の劣化」は今回の原子力規制委員会の審査では想定もされていない。片手落ちであり, 非常に危険であると考えます。

2018年3月末に発生した九電・玄海3号の蒸気漏れトラブルは長期運転停止ゆえに発生した事象であり上記の実例です。

P.1-5

* 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

- ①特別点検, 劣化状況評価及び長期保守管理方針策定における, 東海第二発電所での過去のトラブル, 東日本大震災による影響及び震災以降県内で頻発する地震による影響等の考慮について

【説明概要】

30年目高経年化技術評価(以降,「30年目技術評価」という)以降に発生したトラブル等とその対策について, 劣化状況評価に反映し, 今後の保全計画に基づき保守を実施することとした。

東北地方太平洋沖地震による地震・津波の影響を踏まえ, 震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象を検討し, 各施設の評価, 点検及び補修・取替の実施により健全性を確認している。

- ②東海第二発電所において過去に発生したトラブル事象と高経年化との関連について

【説明概要】

経年劣化を起因としたトラブル情報等及び計画外停止件数の推移からは, 供用期間の長期化(高経年化)によるトラブル事象等の増加傾向はなく, 計画外停止件数の間に有意な相関も認められない。

設備取替による長期停止の事例はあるが, 発電所供用期間の長期化に伴い発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。

(1) 発電所で過去に発生したトラブルの高経年化対策への反映(1/3)



●東海第二発電所の30年目技術評価以降に発生したトラブル等を以下に従い抽出 <表1参照>

- 1) 情報収集 : NUCIA(原子力情報公開ライブラリー)
- 2) 対象発電所 : 東海第二発電所
- 3) 収集期間 : 30年目技術評価以降～40年目評価まで
- 4) 情報区分 : 「トラブル」及び「保全品質」に区分されるものを対象
- 5) 事象の種別 : 「時間依存性あり」、「保守不良」(経年劣化事象によるもの)を抽出

●この結果、経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じた**トラブル事例として8件を抽出**

【抽出結果8件】

- ① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について
- ② 屋外硫酸貯槽タンク堰内での漏えい事象について
- ③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について
- ④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて
- ⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について
- ⑥ 残留熱除去系海水配管の減肉について
- ⑦ 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について
- ⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について(上記⑥の水平展開結果)

●上記8件の事例の詳細検討として、30年目技術評価の考察を実施し、劣化状況評価への反映要否を検討し、**①、③～⑥、⑧の事例について劣化状況評価に反映し、今後、保全計画に基づき保守を実施** * <別紙参照>

* ②及び⑦の事例については、劣化状況評価対象設備若しくは部位に該当しないこと。他機器への水平展開も不要であることから、劣化状況評価への反映は不要と判断

(1) 発電所で過去に発生したトラブルの高経年化対策への反映(2/3)



表1 30年目技術評価以降に発生したトラブル等の一覧表(1/2)

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるもの
1	保全品質	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 定期試験中における運転上の制限からの逸脱について	2	—
2	保全品質	協力会社における入所時の保安教育に係る不適合について	2	—
3	トラブル	① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について	1	※
4	保全品質	残留熱除去系(A)定期試験に伴う低圧注水系の運転上の制限の逸脱について	5	—
5	保全品質	原子炉隔離時冷却系の運転上の制限逸脱について	1	—
6	保全品質	管理区域における一時立入者の個人線量計の未着用について	2	—
7	保全品質	東海第二発電所洗濯廃液に係る保安規定違反の原因及び再発防止対策の報告について	2	—
8	保全品質	雑固体減容処理設備冷却室内における熔融金属等の飛散に伴う発煙について	4	—
9	保全品質	② 屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について	7	○
10	保全品質	産業廃棄物処理施設における当社名等が表示されたドラム缶発見について	8	—
11	保全品質	管理区域における作業員の個人線量計(EPD)の着用不備について	2	—
12	保全品質	可燃性ガス濃度制御系(B)の運転上の制限からの逸脱について	8	—
13	保全品質	物品搬入時における管理区域内への不適切な立ち入り事象について	2	—
14	トラブル	③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について	1	※
15	保全品質	起動領域モニタチャンネル「D」指示不良による運転上の制限の逸脱及び解除について	8	—
16	保全品質	残留熱除去系(A)の運転上の制限の逸脱について	5	—
17	保全品質	低圧炉心スプレイ系定期試験前に確認すべき事項の未実施について	2	—
18	保全品質	④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて	7	○
19	保全品質	⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について	7	○
20	保全品質	所内電源操作中における電源盤損傷の発生について	4	—
21	保全品質	東海第二発電所 制御棒駆動機構分解点検工事におけるごく微量の放射性物質の内部取り込みについて	2	—
22	保全品質	洗濯廃液放出に係る保安規定違反事象について	2	—
23	トラブル	⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について	7	○
24	保全品質	給水加熱器保管庫への個人線量計未着用での立ち入りについて	2	—

○: 時間依存性ありで抽出

※: 保守不良で抽出。原因の確認の結果、**経年劣化事象が起因であるため抽出。**

論点No.166,172-3

原因分析結果

- | | |
|--------------------|------------------|
| 1: 施工・保守不良に起因する事例 | 5: 偶発的故障に起因する事例 |
| 2: ヒューマンエラーに起因する事例 | 6: 自然現象に起因する事例 |
| 3: 設計上の問題に起因する事例 | 7: 経年劣化事象に起因する事例 |
| 4: 製作上の問題に起因する事例 | 8: その他の事例 |

(1) 発電所で過去に発生したトラブルの高経年化対策への反映(3/3)



表1 30年目技術評価以降に発生したトラブル等の一覧表(2/2)

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるもの
25	保全品質	非常用ガス処理系(A)の予防保全を目的とした保全作業の実施について	4	—
26	保全品質	非常用ガス処理系(B)の予防保全を目的とした保全作業の実施について	4	—
27	トラブル	残留熱除去系海水系(B)系機器点検のための原子炉手動停止について	3	—
28	保全品質	⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について	7	○
29	保全品質	【東日本大震災】 東海第二発電所 使用済燃料プール水飛散	6	—
30	トラブル	【東日本大震災関連】非常用ディーゼル発電機2C用海水ポンプの自動停止について	6	—
31	トラブル	【東日本大震災関連】125V蓄電池2B室における溢水について	8	—
32	保全品質	廃棄物処理建屋3階における火災について	5	—
33	保全品質	東海第二発電所における計画線量超過について	2	—
34	保全品質	非常用ディーゼル発電機2Cの運転上の制限からの逸脱について	1	—
35	保全品質	主蒸気逃し安全弁(D)内部部品の脱落について	1	—
36	保全品質	原子炉圧力容器下部制御棒駆動機構フランジからの漏水について	2	—
37	保全品質	取水口エリア北側ポンプ槽での火災について	1	—
38	保全品質	残留熱除去系(C) 低圧注水系注入弁差圧検出配管溶接部近傍での水の滴下について	8	—
39	保全品質	原子炉建屋屋上における原子炉建屋ベントライン設置工事中の誤開孔事象について	1	—
40	保全品質	⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について	7	○
41	トラブル	東海第二発電所 管理区域外での洗浄廃液の漏えいについて	3	—
42	保全品質	東海第二発電所における燃料集合体チャンネルボックス上部(クリップ)の一部欠損について	4	—
43	保全品質	可搬型設備保管場所(非管理区域)における油の漏えい	8	—
44	保全品質	制御棒ハンドル部ガイドローラの状況について	4	—
45	保全品質	廃棄物処理建屋 送風機室(B)内での溶接作業時における火災の発生について	1	—
46	トラブル	廃棄物処理棟中地下1階タンクベント処理装置室内における液体の漏えいに伴う 立入制限区域の設定について	3	—
47	保全品質	使用済燃料貯蔵プール水導電率の上昇について	3	—

○: 時間依存性ありで抽出

※: 保守不良で抽出。原因の確認の結果、**経年劣化事象が起因であるため抽出**。

論点No.166,172-4

原因分析結果

- | | |
|--------------------|------------------|
| 1: 施工・保守不良に起因する事例 | 5: 偶発的故障に起因する事例 |
| 2: ヒューマンエラーに起因する事例 | 6: 自然現象に起因する事例 |
| 3: 設計上の問題に起因する事例 | 7: 経年劣化事象に起因する事例 |
| 4: 製作上の問題に起因する事例 | 8: その他の事例 |

(2) 東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(1/3)



[評価方針]

東海第二発電所は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響(地震・津波)を受けたプラントであるため、震災の状況と復旧状況を踏まえ、震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる経年劣化事象について検討した。

[震災の状況(概要)]

震災影響の種別	状況																
①津波による影響	取水口ポンプ室内の一部及び同ポンプ室外の設備が水没し機能喪失に至った。																
②地震による影響	当時の基準地震動 S_s に耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており、Sクラス設備について影響のないことを確認した。更に耐震壁の応答評価、耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した。評価結果の概要は、原子炉建屋の耐震壁評価及び機器・配管系の構造評価の結果は弾性範囲以下であった。また、制御棒の地震時挿入性動的機能維持評価結果は、試験により挿入性が確認された相対変位以下であった。																
③その他の影響	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力容器の圧力制御を継続するため、サプレッション・プールの冷却を継続した。このため、原子炉格納容器内の温度は最高使用温度以内であった。 ☆震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の概要を下表に示す。 <table><tr><th></th><th>ドライウェル圧力</th><th>ドライウェル温度</th><th>サプレッション・プール温度</th></tr><tr><td>震災前</td><td>約3 kPa</td><td>約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※¹(格納容器上部)</td><td>約22 °C</td></tr><tr><td>震災時</td><td>約12 kPa</td><td>約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※¹(格納容器上部) 約144 °C※²(格納容器頂部)</td><td>約55 °C</td></tr><tr><td>設計値</td><td>310 kPa</td><td>171 °C</td><td>104.5 °C</td></tr></table> ※1:電線管温度 ※2:圧力容器ベローシール部 周辺温度		ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サプレッション・プール温度	震災前	約3 kPa	約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※ ¹ (格納容器上部)	約22 °C	震災時	約12 kPa	約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※ ¹ (格納容器上部) 約144 °C※ ² (格納容器頂部)	約55 °C	設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C
	ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サプレッション・プール温度														
震災前	約3 kPa	約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※ ¹ (格納容器上部)	約22 °C														
震災時	約12 kPa	約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※ ¹ (格納容器上部) 約144 °C※ ² (格納容器頂部)	約55 °C														
設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C														

●東日本大震災による影響

[震災復旧状況-健全性確認※]

【健全性確認の方法】

・地震及び津波襲来後、プラントのウォークダウン等により震災影響の状況を確認し、必要に応じ詳細点検(分解・開放点検)等を行い健全性の確認を実施した。

【津波による影響】

・被水した設備については、計画的に点検、補修及び取替を実施し、設備の健全性を確認している。

【地震による影響】

・耐震Sクラス機器について地震による機器への影響がないことを確認している。
・また耐震B・Cクラス機器については一部損傷を確認したが、補修を実施し健全性を確認している。

【その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)】

・コンクリート構造物及び電気・計装品について、温度上昇による影響評価を実施し、温度上昇時間は短時間であり、健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではないと判断した。

※健全性確認の詳細については、資料No.205 震災影響 健全性確認にて説明する。

(2) 東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(3/3)



[震災影響評価]

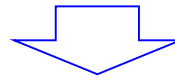
- ・震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象

震災により、従前の使用環境から乖離し、経年劣化事象が発生・進展が厳しくなるもの(発生状況に影響するもの及び経年劣化の進展が考えられるもの)については、一連の健全性評価は完了しているが、今後も特別な保全計画及び通常の保全活動にて健全性を確認していく。

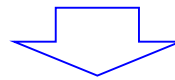
震災影響の種別	震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象	震災影響評価(概略)
津波による影響	・機器の腐食, 動的機器のアブレシブ摩耗 ・電気・計装品の絶縁特性低下 ・コンクリート構造物の強度低下	・機器の<u>分解点検</u>, <u>必要に応じて補修</u>, <u>洗浄</u>, <u>取替</u> ・点検(絶縁測定), <u>必要に応じて取替</u> ・コンクリートのコアサンプルによる<u>評価</u> 健全性を確認。
地震による影響	・地震による荷重の作用により損傷 ・地震による荷重の作用, 疲労の蓄積	・一部<u>損傷を確認した耐震B, Cクラスの機器</u>については<u>補修により健全性を確認</u>。 ・<u>耐震Sクラス設備</u>については, 当時の基準地震動SSに<u>耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡</u>されており, <u>影響のないことを確認</u>。 ・原子炉建屋耐震壁の応答評価, 耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施, 以下の結果が得られた。 ➡構造評価の結果は, 弾性範囲以下であることを確認。 ➡動的機能維持評価結果は, 制御棒の地震時挿入性が確認された相対変位以下であることを確認。 ➡耐震安全性評価(地震による疲労の影響)の結果, 疲れ累積係数の地震影響も含めた合計は許容値の1以下を確認。
その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)	- 温度上昇による影響 ・コンクリート構造物の強度低下, 遮へい能力低下 ・電気・計装品の絶縁特性低下	・<u>コンクリート構造物</u>: 原子炉格納容器頂部最高温度: 約144℃にて評価した結果 ➡設計値を満足。温度制限値を超える期間は短時間。健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではないと判断した。 ・電気・計装品の絶縁低下影響: 温度83.1℃/継続時間約30時間にて評価 ➡震災時の温度上昇時間は短時間。健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではなかった。

【原子力発電所の高経年化対策】

○原子力発電所では機器や設備について、法律で定められた**定期的な検査や点検(通常の保全活動)**を実施。これにより劣化(機能や性能の低下)の状況を的確に検知し、必要に応じ新材料や新技術を取り込んだ適切な補修や取替えを実施し、安全性を確保



○**高経年化対策**は、長期間供用状態にある発電所の機器等に対し、上記のような安全確保活動を適切に行うため、起こりうる劣化等の特徴を最新知見・運転経験に基づき把握した上で、通常の保全活動に加えて**新たな保全策(追加保全)**を策定し、保守管理を確実に実施することが重要



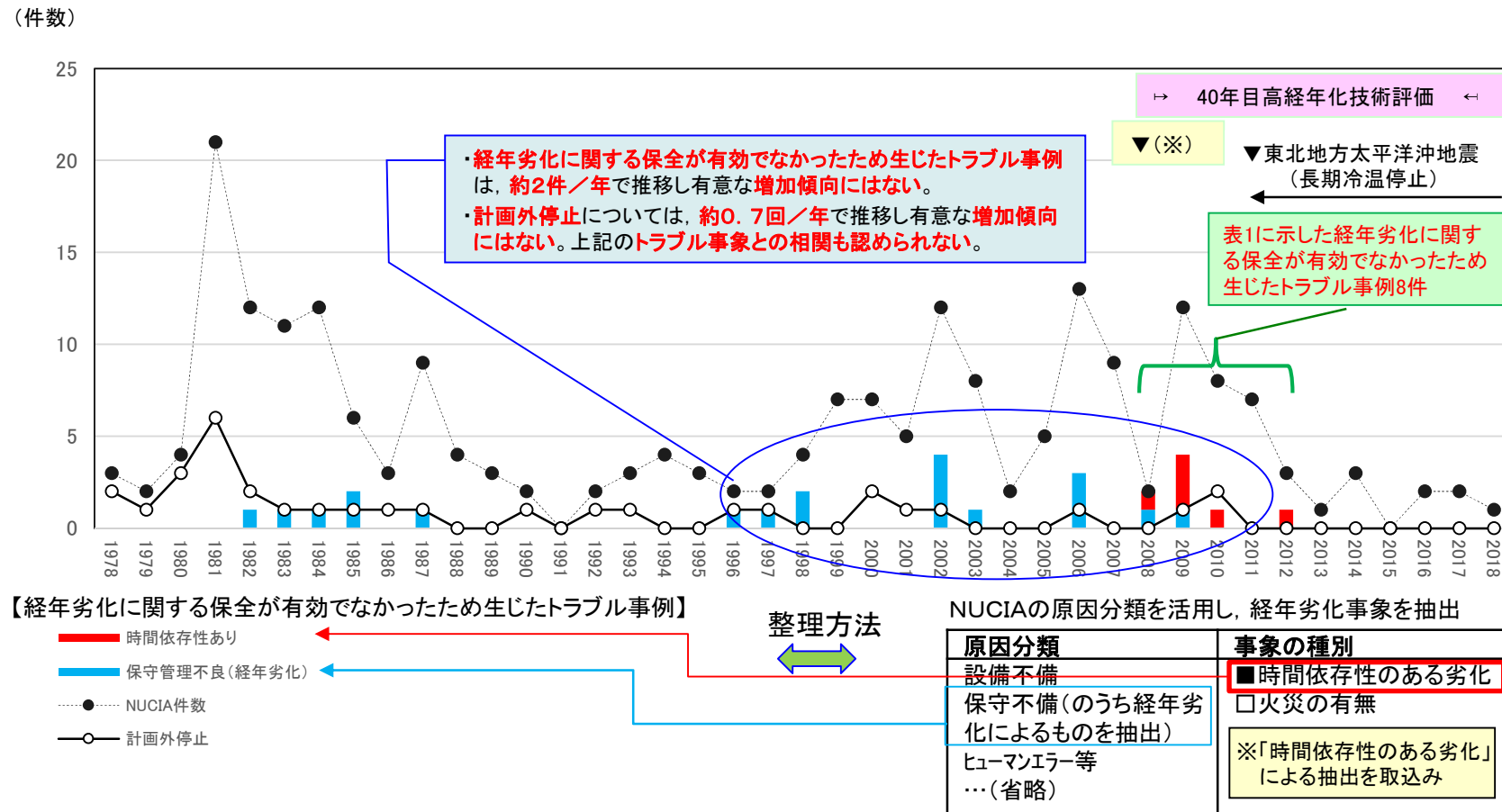
○「**通常の保全活動**」と「**高経年化に対応した追加保全**」を行うことで、高経年化に伴い発生するトラブルに対しても対処が可能である。これまでの運転経験等を確認しても、**トラブル事象の増加はなく、高経年化による影響は認められない。**

(3) 過去に発生したトラブル事象と高経年化との関連(2/3)



○東海第二発電所 トラブル情報等及び計画外停止回数の推移

・過去40年を遡った時点までの経年劣化を起因としたトラブル情報等及び計画外停止件数の推移からは、**供用期間の長期化(高経年化)によるトラブル事象等の増加傾向はなく、計画外停止件数の間に有意な相関も認められない。**

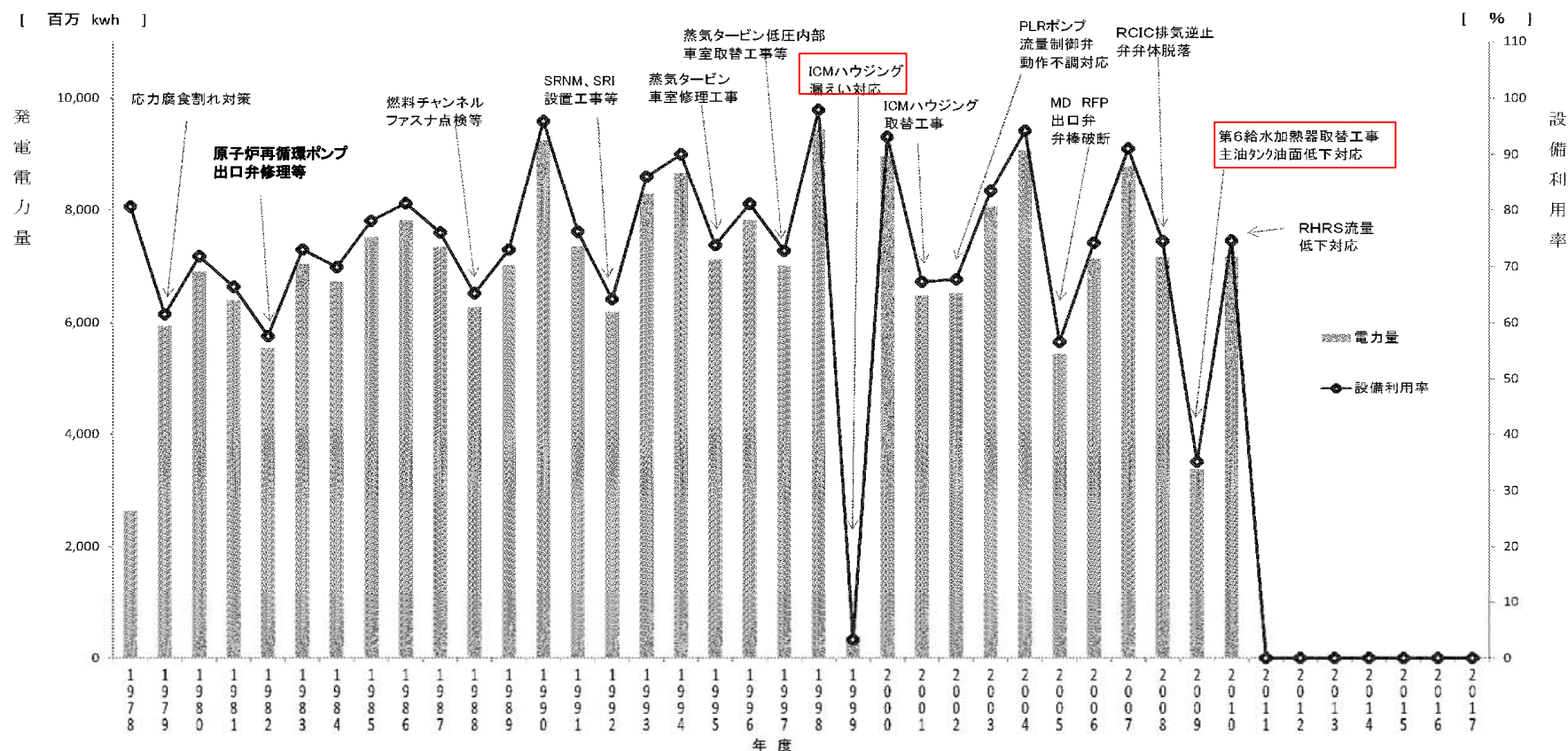


(3) 過去に発生したトラブル事象と高経年化との関連(3/3)



○東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移

- ・トラブル事象及び計画外停止等が反映された発電所の総合的なパフォーマンスを示す指標として、発電電力量及び設備利用率の推移を確認した。
- ・1999年に中性子計測ハウジング取替, 2009年に給水加熱器取替他熱交換器点検のため長期停止したが、**発電所供用期間の長期化に伴い発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。**



東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移
論点No.166,172-10

抽出したトラブル事例8件について、劣化状況評価への反映内容を以下のプロセスで検討した。

① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について(1/2)

(1)事象の概要

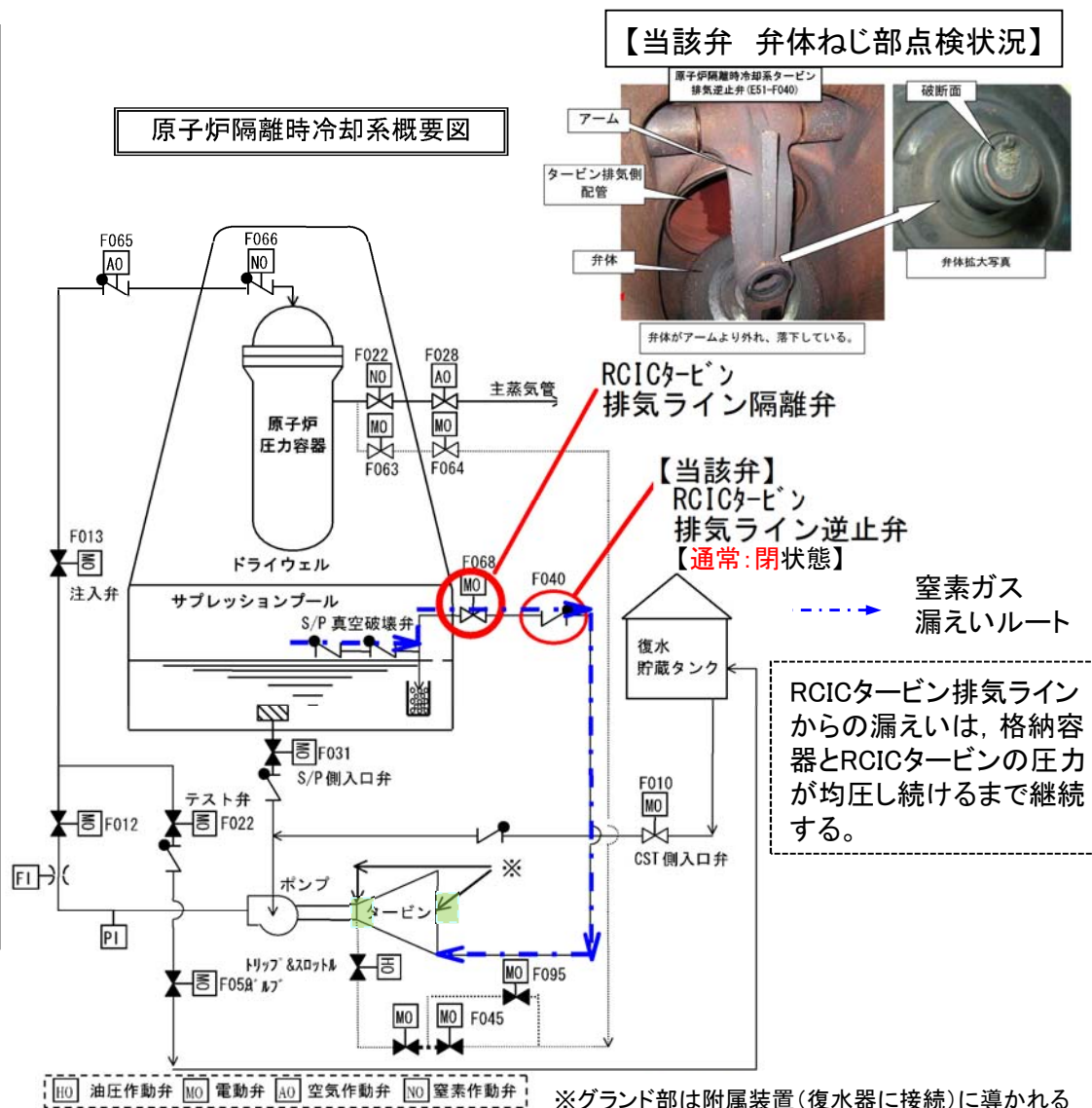
第23回定期検査時の調整運転中のところ、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という)の定期試験を実施後、原子炉格納容器の圧力が低下傾向にあることを確認した。原因調査を実施した結果、格納容器に封入している窒素ガスがRCICタービン排気ラインから漏えいしている可能性が高いと判断した。排気ラインの隔離弁を閉止したところ、圧力低下は止まった。

漏えいは、RCICタービン排気ラインに設置されている逆止弁のシートリークによるものと考え、分解点検を実施したところ、アームから弁体が脱落していることを確認した。

脱落の原因は、RCICタービン低速回転時に、タービン排気蒸気の凝縮により背圧が変動し、弁体が頻繁に開閉動作を行い、アームがストッパーと衝突を繰り返し、弁体とアームとを連結している弁体ネジ部に疲労割れが生じた。

赤字: 事象
緑字: 原因
青字: 詳細原因

(次頁へ)



論点No.166,172-11

① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について(2/2)

(1)事象の概要
(前頁より)



(2)30年目技術評価の考察<抜粋>

RCICタービン低速時に弁体が開閉動作を行い、アームとストッパーが衝突を繰り返すが、弁体ネジ部(弁体とアームを連結)に疲労限を超える応力が発生した。疲労割れに至る事象を想定しておらず、当該弁の点検計画に反映されなかったため、疲労き裂の発生を発見することができなかった。



(3)劣化状況評価への反映事項<抜粋>

以下の内容を劣化状況評価書へ記載する。

弁体ネジ部(弁体とアームを連結)の疲労割れを経年劣化事象(着目すべき経年劣化事象ではない事象)として新たに抽出する。

【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

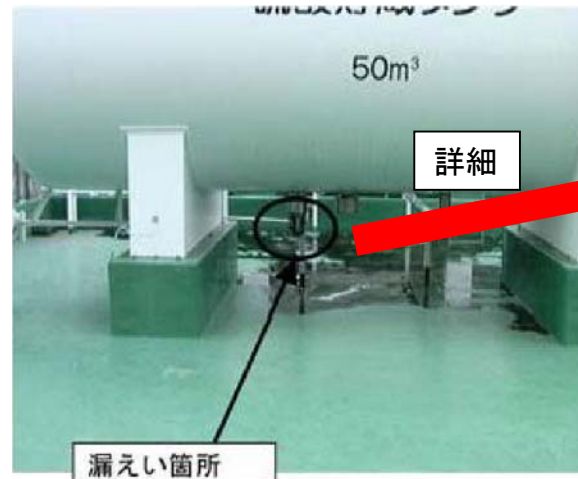


タービン排気側に設置されている逆止弁は、タービン背圧の変動により開閉動作を繰り返し、弁体とアームを連結するねじ部に疲労割れを起こす可能性がある。当該逆止弁は、2008年の定期試験時において、弁体(ねじ部)の疲労割れによる弁体の脱落事象が発生した。対策として、衝撃緩和機構付の弁に交換するとともに、分解点検時の目視点検に加え弁体(ねじ部)の浸透探傷検査を実施しており、必要に応じて補修又は取替を行うことにより、機能を維持することとしている。

② 屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について

(1) 事象の概要

屋外硫酸貯蔵タンクサンプリン
グ配管の保温材から糸状に堰内に
硫酸が漏れているのを発見した。
当該サンプリンラインには電熱
ヒータが設置されており、その加熱
部位にピンホールが生じていた。
ピンホール発生原因はヒータ加熱
(設定温度65℃)により滞留液体
の温度がその他の部位より常時高
い温度に保持されたことにより、濃
硫酸の硫酸鉄に対する溶解度が
上昇することで電池効果により減
肉が進行したものと推察する。



(2) 30年目技術評価の考察

当該配管は、安全機能を有していないため、高経年化評価の対象とはならない。
当該サンプリンラインは、これまでに使用実績がないことから、切断部位を溶接
により施栓補修を実施しており、さらに電熱ヒータも使用しないことを再発防止対策
としており、今後同様な化学腐食(濃硫酸を高温環境下で使用する際の電池効果
による減肉)の発生の可能性はないと考える。

(3) 劣化状況評価への 反映事項

濃硫酸を扱っている設
備についてヒータ等で常
時加温しているものはな
いことを確認しており、
評価に反映すべき事
象ではない。



【劣化状況評価書への反映内容及び水平展開検討】



劣化状況評価書への反映及び水平展開不要

論点No.166,172-13

③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について(1/2)

(1) 事象の概要

主タービン潤滑油タンク(以下「主油タンク」という)の油面異常を示す警報が発報し、その後、主油タンクの油面が徐々に低下し油面調整操作の頻度が増加し油面維持が困難となったこと、これ以上悪化すると関連機器への影響が懸念されたことから、原子炉を停止した。

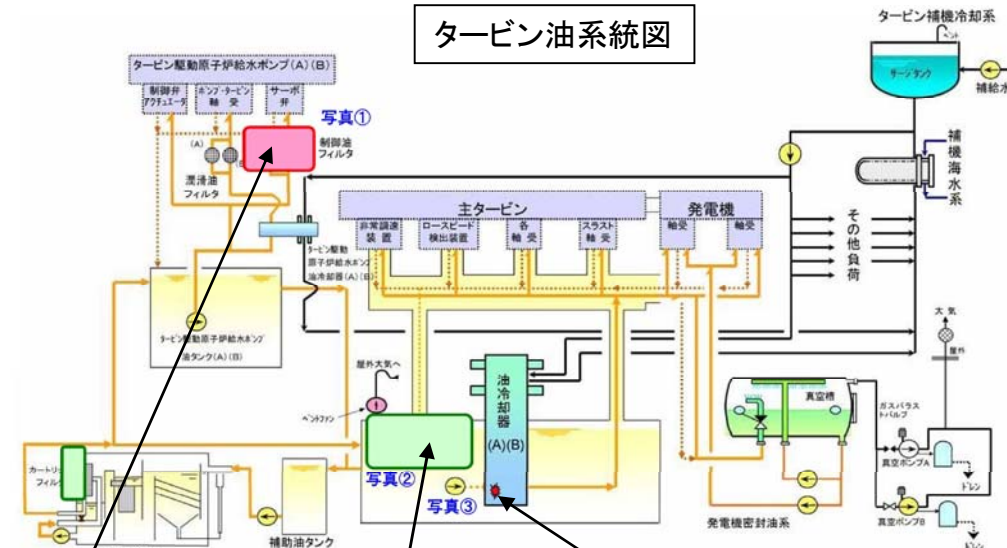
主タービン油系の点検の結果、主油冷却器(B)伝熱管に摩耗が認められた。

主油冷却器の伝熱管から漏えいを生じた原因は、潤滑油が伝熱管のU字部分に流れ込む構造のために、潤滑油の流動によってU字管に僅かな振動が発生、長期間の使用によって摩耗・減肉が進行して、最終的に貫通孔が生じたものと考えられる。



(次頁へ)

タービン油系統図



写真①
タービン駆動原子炉給水ポンプ
(A) 制御油フィルタ



主油タンク油面低下事象が発生する以前にパラメーターの変動が確認されていた。(異常兆候)

写真②
主油タンク油面(泡)



7月17日 泡確認
(7月18日撮影)

写真③
主油冷却器(B) 伝熱管(1本)
漏えい孔

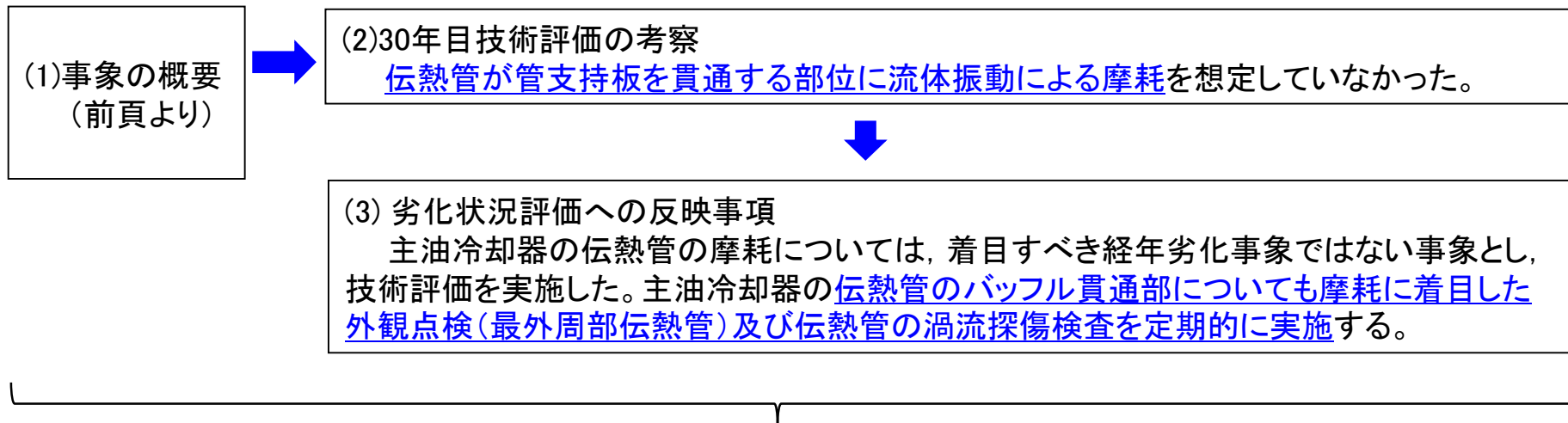


7月22日 漏えい孔確認

貫通孔

当該の主油冷却器点検結果(伝熱管漏えい発生メカニズムを含む)はp.166,172-16参照

③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

伝熱管は管支持板により適切なスパンで支持することで振動を抑制しているが、内部流体の流れによりわずかな伝熱管の振動が発生し、伝熱管と管支持板が接触することにより、伝熱管拘束点において伝熱管外表面に摩耗が発生する可能性がある。

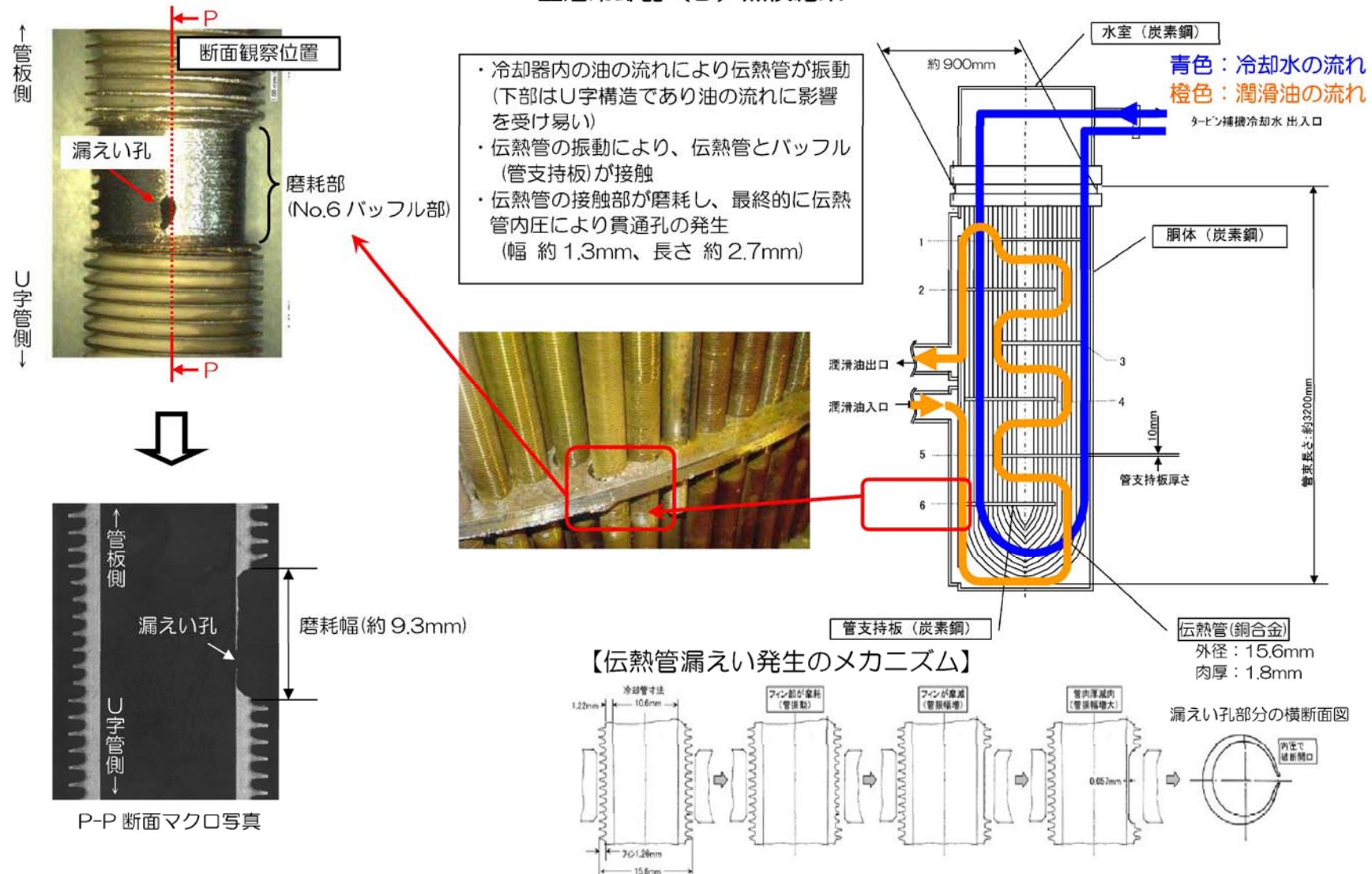
さらに、伝熱管拘束点において伝熱管外面から疲労割れが発生する可能性がある。

油冷却器は、2009年の定格熱出力一定運転中に、伝熱管の摩耗による伝熱管漏えい事象が発生した。

対策として、当該伝熱管に施栓を実施するとともに、分解点検時に管支持板貫通部における伝熱管の摩耗に着目した目視点検に加え、伝熱管の渦流探傷検査を実施しており、必要に応じて補修又は取替を行うことにより、機能を維持することとしている。

当該の主油冷却器点検結果(伝熱管漏えい発生メカニズムを含む)

主油冷却器(B)点検結果



④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて

⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について

(1) 事象の概要

蒸気乾燥器の外観点検において、プレナムパーテーションとフードの溶接部に3箇所(右図①②③)、リフティングアイ(右図④)の回り止め溶接部に1箇所のひび割れが確認された。ひび割れは、ひび割れの形状や応力集中しやすいことから流動振動等による疲労割れである可能性が高い。調査結果、国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れを想定。



(2) 30年目技術評価の考察

プレナムパーテーションとフードの溶接部及びリフティングアイの回り止め溶接部のひび割れについては、想定される経年劣化事象としては抽出していなかった。



(3) 劣化状況評価への反映事項

プレナムパーテーションとフードの溶接部及びリフティングアイの回り止め溶接部のひび割れについて、現状保全にて検知できていることから、着目すべき経年劣化事象ではない事象として抽出し、技術評価に反映。

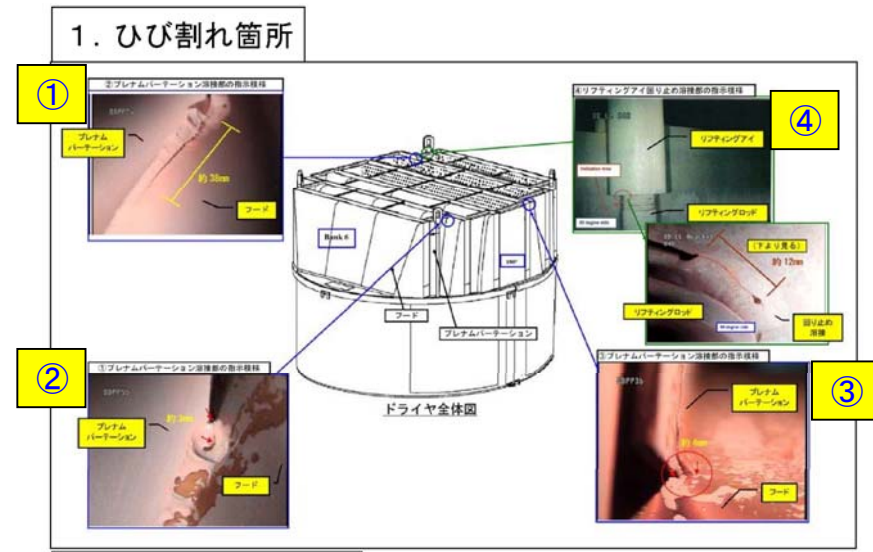


【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

炉内構造物は炉心流による流体振動を受けるため、高サイクル疲労割れの発生が想定される。流体振動による高サイクル疲労は、設計段階において考慮しており、発生する可能性は小さい。また国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れも想定も必要。

プレナムパーテーション溶接部(3箇所)及びリフティングアイ廻り止め溶接部(1箇所)に高サイクル疲労割れ若しくは粒界型応力腐食割れと推定されるひびを確認、補修溶接等を実施し、発生応力の低減を図っている。

また、維持規格等に基づき計画的に水中テレビカメラによる点検を実施することとしており、これまで上記以外の有意な欠陥は認められていない。



⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(1/2)

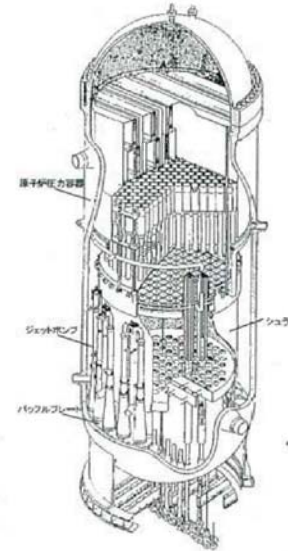
(1)事象の概要

第24回定期検査中の炉内構造物検査(定期事業者検査)において、シュラウドサポート溶接継手に合計40箇所の欠陥指示を確認した。

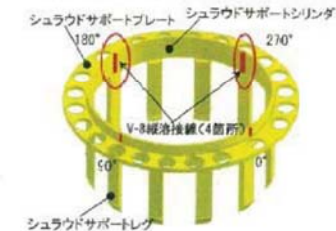
この結果を用いて維持規格等に基づき、構造健全性評価を実施した結果、十分な裕度を有していることから、確認されたひび割れ及び仮定した周方向のひび割れが構造健全性に影響を及ぼすものではないことを確認した



【原子炉圧力容器 内部構造図】



【シュラウド周辺設備】



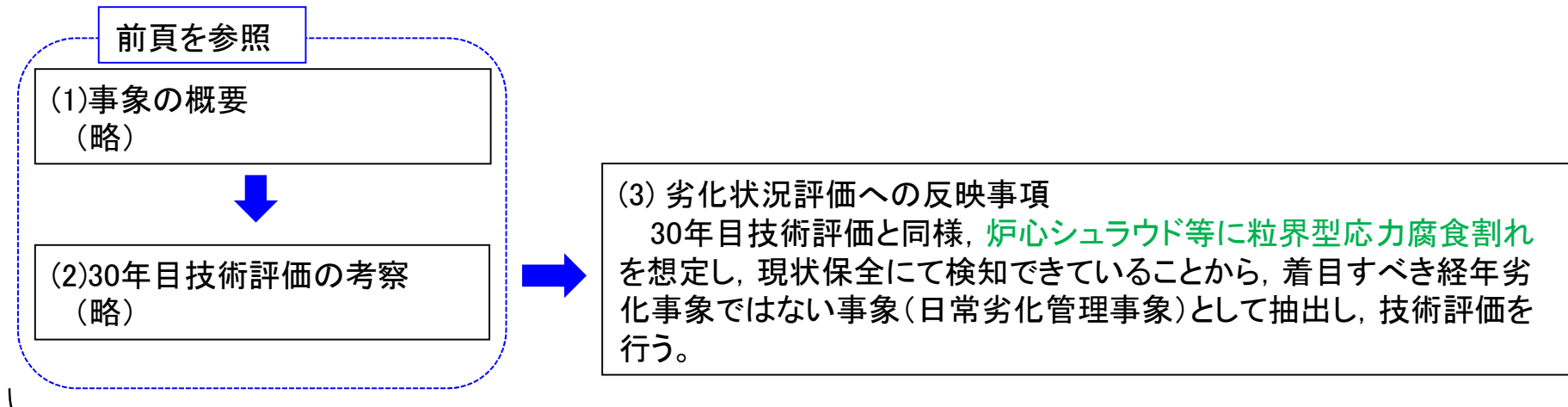
【シュラウドサポート構造図】

(2)30年目技術評価の考察

炉心シュラウド等は粒界型応力腐食割れを想定される経年劣化事象として抽出し、適切に評価されている。炉心シュラウド等のうち、シュラウドサポートのシリンダ縦溶接部については、21回定期検査にて粒界型応力腐食割れと思われるひびが見つかり、計画的な目視点検を実施することとしており、長期保守管理方針及び保全計画に定め、計画に基づき点検を実施してきている。

シュラウドサポートのシリンダ縦溶接部を除き、粒界型応力腐食割れと推定される欠陥は確認されていないと評価しているが、現状保全に基づき、シリンダ縦溶接部以外にも類似のひび割れを検知した。このため構造健全性評価による解析の結果十分な裕度を有していることを確認した。解析により確認されたひび割れ及び仮定した周方向のひび割れが構造健全性に影響を及ぼすものではないことから、現状保全は適切であったと考える。

⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

シュラウドサポートは、ステンレス鋼及高ニッケル合金であり高温の純水環境中にあることから、国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れが想定される。

炉心シュラウドーシュラウドサポートの周方向溶接部(H7)及びシュラウドサポートのシリンダ縦溶接部(V8)については、高温純水中の高ニッケル合金であり、粒界型応力腐食割れと思われるひび割れが確認されているが、維持規格等を用いて評価し運転開始後60年時点で技術基準に適合しており、今後もひび割れに対する継続検査として、計画的に目視点検を実施することとしている。

さらに、ステンレス鋼又は高ニッケル合金の粒界型応力腐食割れは、材料の感受性、腐食環境及び引張応力の3つの因子が同時に存在する条件下で発生するが、東海第二発電所の炉内構造物については、水素注入による腐食環境改善や残留応力低減対策等を実施している。

⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について(1/2)

(1)事象の概要

残留熱除去系海水系(以下「RHRS」という)ライニング配管修繕工事において工場搬出中の配管外面の一部に錆を伴った局所的な窪みを確認し、超音波厚さ計を用い肉厚測定を実施した。その結果、技術基準における必要な厚さ(以下「必要最小厚さ」という)を下回る部分が1箇所あることを確認した。

調査の結果、屋外ハッチ開口部から、雨水がアンカーサポートを伝わって配管外面に滴下し、さらに建屋壁貫通部の封止処理に用いていたモルタルがはみ出していたため、錆び止め塗装のみの配管外面との隙間を形成し、雨水が浸み込み長期間湿潤環境となり、配管外面が著しく腐食し必要最小厚さを下回ったと推定される。

当該配管の必要最小厚さを下回っていた箇所については、減肉部分の配管を撤去し復旧した。

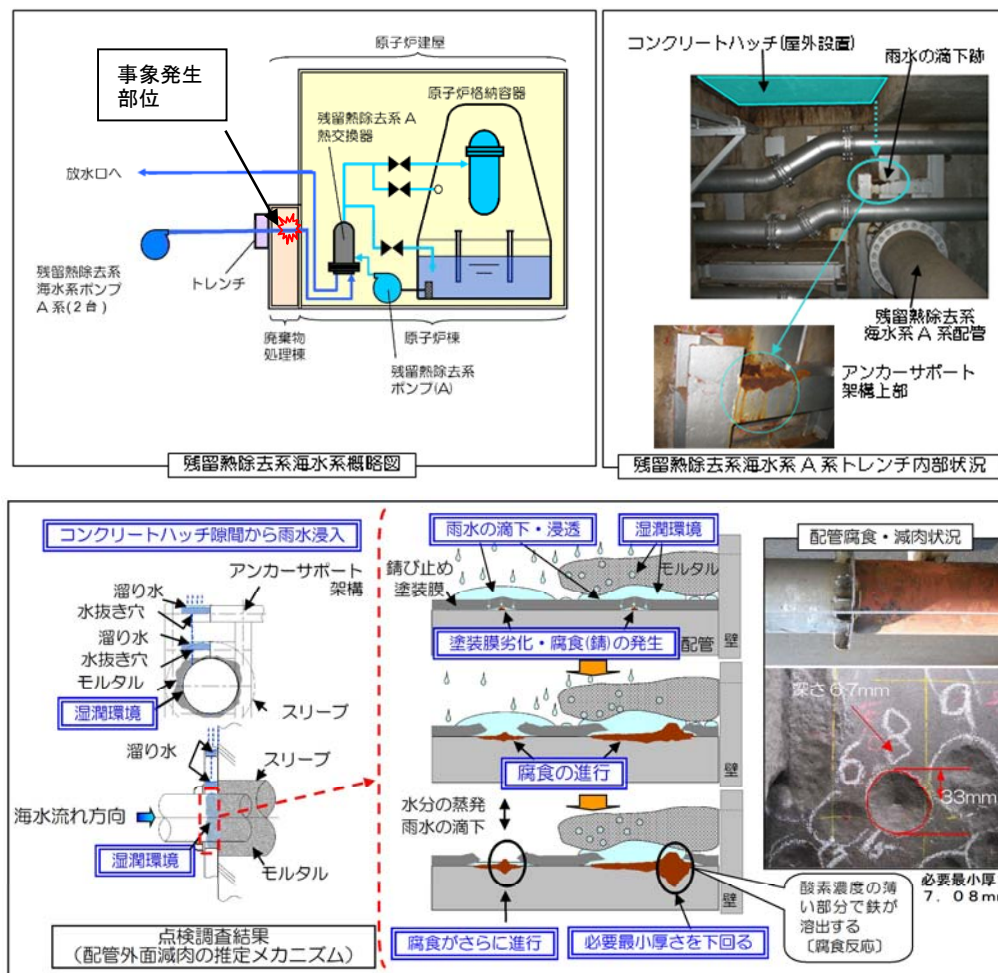
また、充填したモルタルを壁面と平坦に仕上げるとともに当該配管のアンカーサポート内の配管外表面状況について目視点検が可能となるような構造とした。



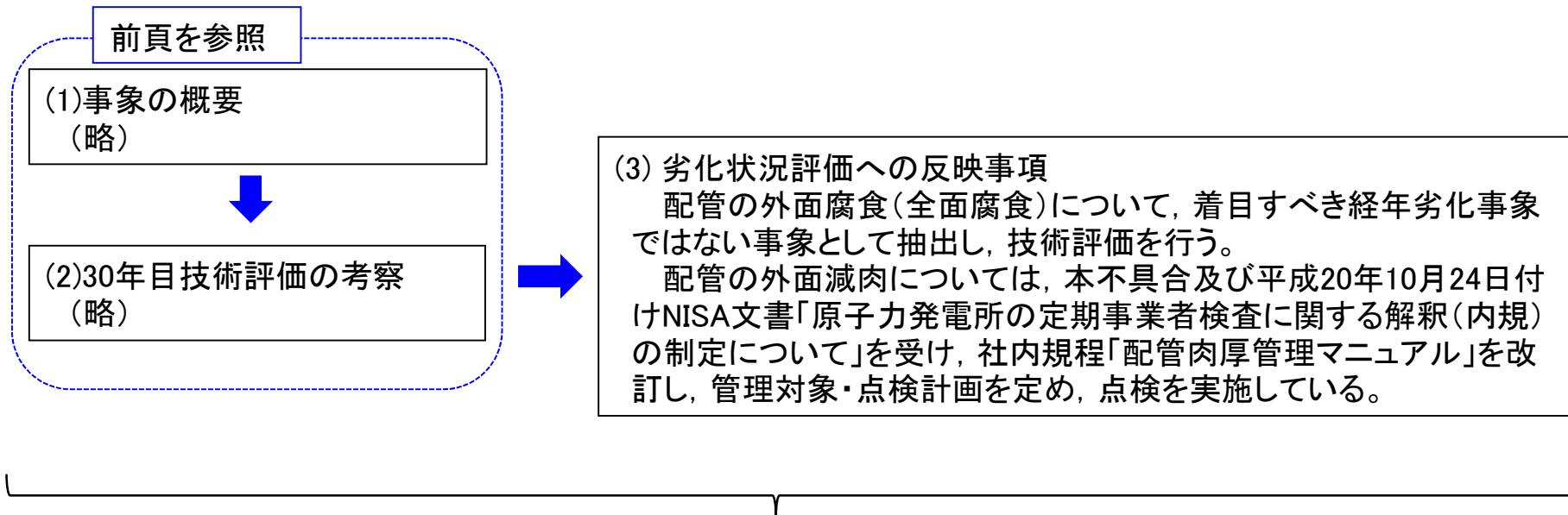
(2)30年目技術評価の考察

配管の外面腐食(全面腐食)について、着目すべき経年劣化事象として抽出しており、評価されていたが、屋外配管(トレンチ内含む)の目視が困難な部位における外面腐食に着目した保守管理に不足があった。

残留熱除去系海水系配管減肉の原因調査結果概要



⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

屋外に設置されている残留熱除去海水系配管の建屋貫通部のサポート取付箇所において, 雨水がサポート架構上を経て, 建屋貫通部のモルタルと配管表面との隙間にたまり, 長期間湿潤環境になったことで, 腐食(隙間腐食)が発生した。

このため, 雨水が浸入しない対策を講じると共に, 建屋貫通部, サポート取付部等の直接目視が困難な箇所に対する点検方法を社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に反映し, これに基づき点検を実施しており, 必要に応じ補修を行うことで, 健全性を維持している。

⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について(1/2)

(1)事象の概要

定期試験である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「HPCS-DG」という）負荷運転のデータ採取を実施していたところ、シリンダ排気温度の一つが約250℃から約290℃間で指示値がランダムに変化していた。（図1）

その後、HPCS-DGの健全性確認運転を開始し、中央制御室制御盤の自動電圧調整装置用電圧設定器操作スイッチ（以下「当該AVR操作スイッチ」という）が「増(RAISE)」方向に操作できない（図2）ことを発電長が確認し、発電機を解列、機関を停止した。

（原因1）

温度検知器～排気温度指示計までのケーブルの外部被覆がない（被覆を剥いた）箇所がケーブル中継箱のフレキシブル電線管接続部に接触していた。運転中の振動によりケーブル絶縁体が損傷したものと推定

（原因2）

経年劣化により、スイッチの接点ブロック内の摺動抵抗が増加し固渋したと推定

図1 DGシリンダ排気温度のふらつき

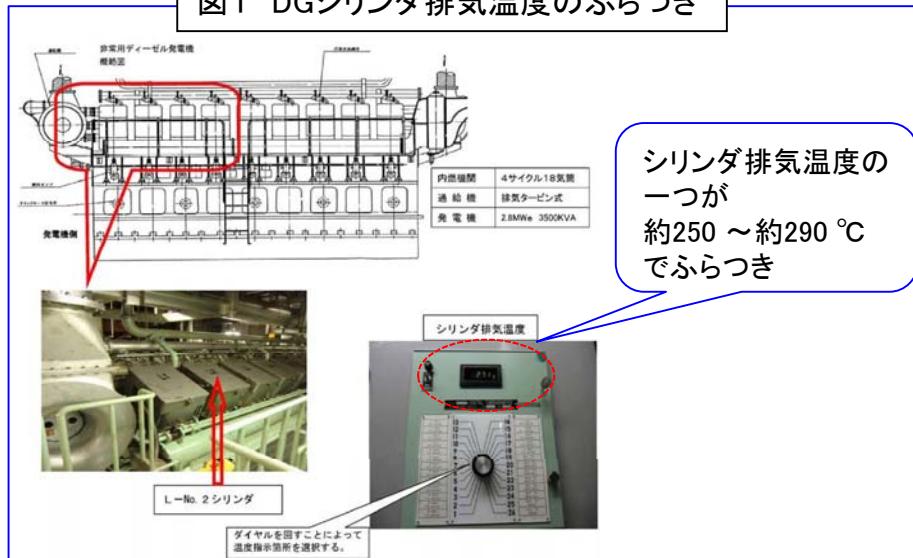


図2 AVR操作スイッチ「増(RAIZE)」方向操作不可



⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について(2/2)

前頁を参照

(1)事象の概要
(略)

(2)30年目技術評価の考察

- ・ケーブルは、30年目の評価時点において、絶縁体の絶縁特性低下が想定される経年劣化事象として抽出し、熱及び放射線による絶縁体の物性変化を絶縁特性低下の要因としてとらえ適切に評価している。
本事象の原因は、ケーブルの外部被覆がない(被覆を剥いた)箇所が中継箱のフレキシブル電線管接続部に接触し、運転中の振動によりケーブル絶縁体が損傷したもので、敷設時の損傷防止に対する施工上の問題であり、施工不良に起因した絶縁体の絶縁特性低下は、評価対象外としている。
再発防止としては、中継端子箱の形状変更(ケーブル外部被覆の処理部を中継端子箱内部に収め、フレキシブル電線管との干渉防止並びにDG機関の振動の影響を受けにくい場所へ移設した。(2C,2Dディーゼル発電機についても点検を行い同様の再発防止対策を実施))
- ・操作スイッチについては、30年目の評価時点において、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として導通不良を想定しており、操作スイッチの固渋については想定していないが、操作スイッチは定期的な取替を行っている。

(3) 劣化状況評価への反映事項

- ・ケーブルの絶縁体損傷は、ケーブル敷設時の施工上の問題で発生した特異な事象であり、発生原因の究明、対策は完了しているため、高経年化対策として反映する事項はない。
- ・中央制御室、現場盤等に設置されている操作スイッチについては、定期取替品のため、評価対象外。

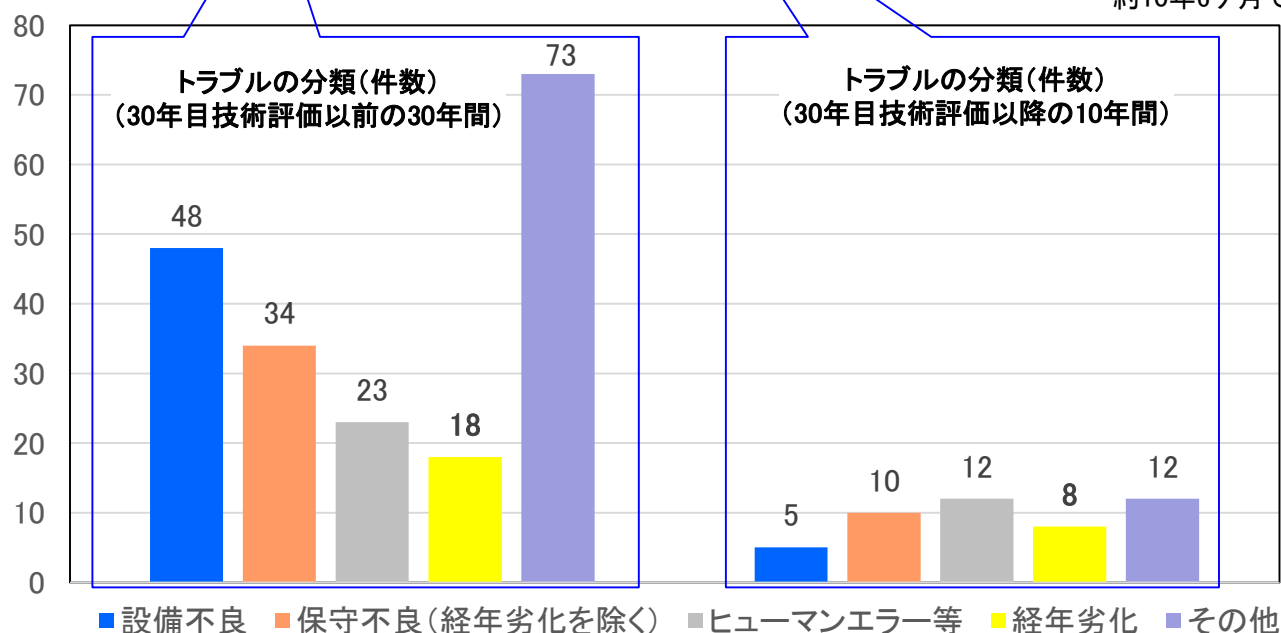
【劣化状況評価書への反映内容】

反映不要(通常の保守により対応可能)

東海第二発電所における経年劣化に関するトラブル事象の比較

	30年目技術評価以前	30年目技術評価以降	比較
経年劣化に関する トラブル発生頻度	18件/30年間 (10年平均÷17件)※	8件/10年間 (10年平均÷8件)	・10年平均での発生件数は低減している。 ・運転期間と発生頻度に相関はなく、これまでの保全の充実が寄与している。

※抽出した18件は、1997年7月～2008年1月の約10年6ヶ月であるため、これを用いて算出



⇒30年目技術評価以降の経年劣化によるトラブルの発生頻度は低減。運転期間の長期化とは相関なし。今後も継続的な経年劣化に係る管理を続け、予防処置を含めた保全の充実により、経年劣化に関するトラブルの低減に努めていく。

論点No.166,172-24

【論点No.166】

特別点検, 劣化状況評価及び長期保守管理方針策定における, 東海第二発電所での過去のトラブル, 東日本大震災による影響及び震災以降県内で頻発する地震による影響等の考慮について

【委員からの指摘事項等】

No.153

点検や劣化状況評価において, 東海第二発電所で発生した過去のトラブルや震災被害の影響等を考慮した特別な配慮として何か行っているか。

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

P.2-4, 11-24

P.5-7

【論点No.172】

東海第二発電所において過去に発生したトラブル事象と高経年化との関連について

【委員からの指摘事項等】

No.160

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

震災前も含めて、過去10年ぐらいのトラブルと高経年化の関係を分析し説明すること。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.402

老朽化そのものによる事故率の上昇や

No.821

P.8-10

P.8-10

1978年に運転開始した東海第二原発は、福島第一原発と同様に古い設計であり、地震などの衝撃に対して弱いと理解されている。東海第二は、全国のBWRの中ではトラブル件数は上位である。特に運転30年以降上昇しており、危険水域に入っていた。そのことは、機器設備が老朽化していることを示しており、基本的な品質保証、保守管理能力だけでは解決できないことも示している。当該原発は、米国GEが開発し、部品の大半は米国から輸入してGEの手で組み立てが行われた。建設は日立。膨大な数の部品が使われているが、東海第二の世代の原発は信頼性の高い部品が使われたとされている。(特に、輸入品)部品の信頼性が高いことで、初めて安全性が保たれるのである。東海第二原発はもともと信頼性が高くない上に、老朽化が進んでいる。それでも幸いに寿命40年をなんとか真っ当し、役目を終えたのだから、廃止するのが、事業者としての社会的責任であり、かつ技術面からも合理的である。ところが規制委での審議では、そのような技術面の本質に踏み込んだ議論がなかった。古い材料、設計構造の使用延長を看過したとも言える。古い部品や設計構造の全面的見直しを県が働きかけてほしい。

No.1206

P.8-10

機器の寿命、経年劣化によるリスクという点においても、電源盤は20年、非常用ディーゼル発電機の期待寿命は40年と言われており、過去のトラブルでも東海第二の非常用ディーゼル発電機のトラブルはわが国で最も多いと指摘されているのであるから、非常用ディーゼル発電機は最新のものに更新してしまえば駆体も1/3程度になって火災防護空間にも余裕ができるはずであるが、入替の計画はない。

接近ができず、直接の目視点検等が不可能な部位に対する健全性の確認方法及び判断基準等について

【説明概要】

直接目視試験を行った原子炉格納容器において、干渉物等により点検が困難な部位については、その周辺の塗膜等の状況から健全性の確認を実施した。判定基準としては、「原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食がないことを確認する」と設定し点検を行った。

遠隔試験装置を用いて目視試験を行った原子炉圧力容器においては、点検対象部位や形状に合わせた試験装置を適用したことにより点検が不可能な部位はなかった。

(1) 原子炉格納容器 直接目視試験が困難な部位の評価(1/2)

➤ 狭隘部、高所等でアクセス困難な部位の評価と点検対応

- ・原子炉格納容器内に設置されている干渉物等により、構造的に直接の目視試験が困難な狭隘部等については、**その周辺の同雰囲気中にある塗膜等の状況を確認し**、健全性*を評価した。
- ・通常時において、既存設備の床面や機器点検架台からの目視試験により確認できる範囲は限定されることから、**特別点検では仮設足場を各所に設定して高所等の点検部位に近付ける状況を確認し、目視試験を実施**
- ・原子炉格納容器内鋼板の**すべての目視試験部位に対して、これらの対応で点検・評価を実施**

* 目視試験による健全性の判定基準としては、「原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある**塗膜の劣化や腐食がないことを確認**する」と設定している。



仮設足場組立前



仮設足場組立後

(1) 原子炉格納容器 直接目視試験が困難な部位の評価(2/2)

➤ アクセス困難な部位の評価の妥当性

- ・アクセス困難な部位の代表として、サプレッション・チェンバ外面上部に位置する**気相部外面の傾斜部**が挙げられる。点検はサンドクッション上に仮設足場を設けて実施したが、**上部空間は徐々に狭まりアクセスが出来ない。さらに上部は、鋼板部と躯体との隙間が約5 cmの狭隘な構造である。**このため、直接目視試験ができないことから、上記のとおり、**周辺の確認可能な部位の点検を行った。**この扱いの妥当性は以下のとおり。

【腐食・劣化に影響する空間雰囲気共通性】

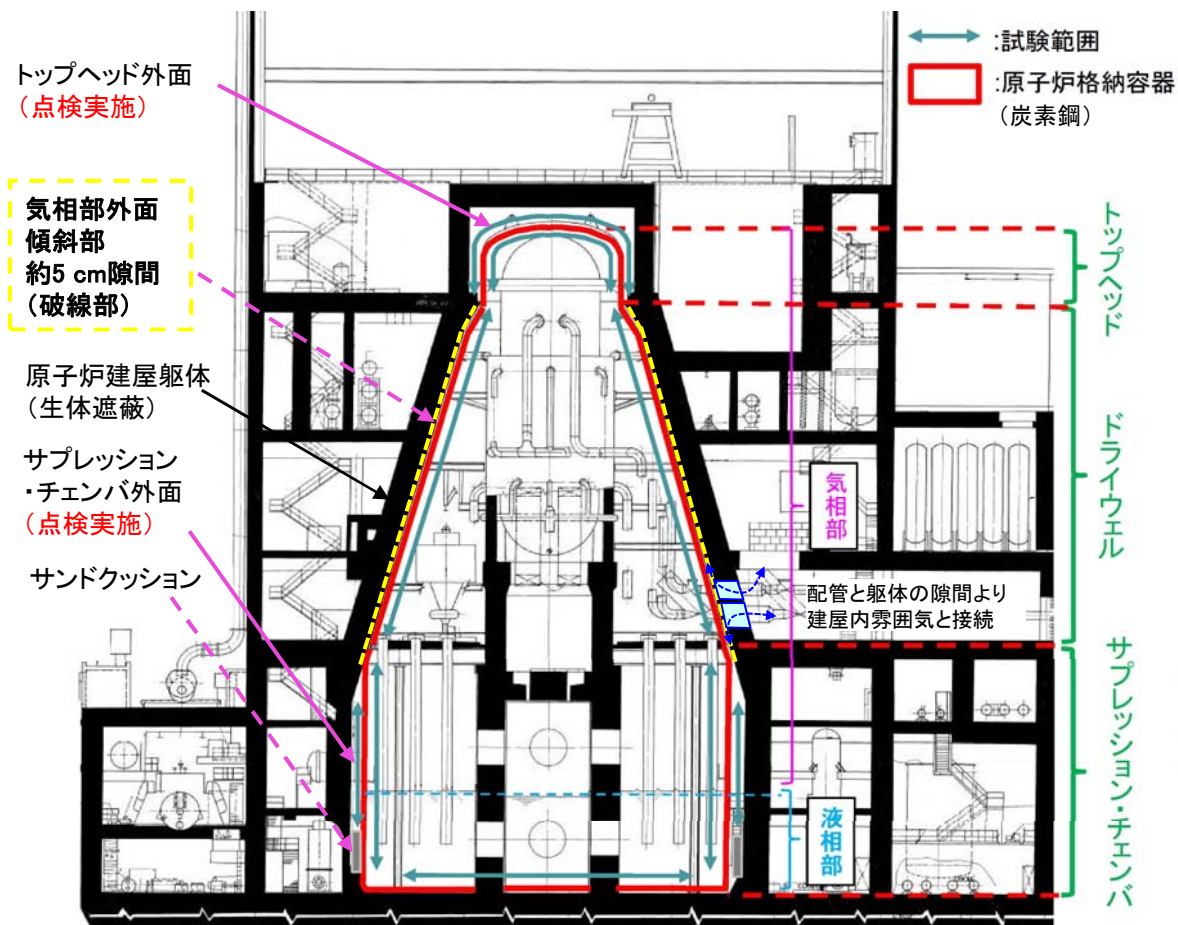
- ・当該傾斜部は、サンドクッション部上部の**入域・点検可能な範囲と繋がった空間**であり、空間雰囲気は共通
- ・また、当該部の配管貫通部は躯体と配管との間に隙間がある。これにより**当該傾斜部は原子炉建屋内とも繋がっており、建屋内の雰囲気温度及び湿度の空気との換気が発生**

【周辺の点検部位の代表性】

周辺の点検部位として、以下の**点検を行うことにより、当該傾斜部の環境条件等を包含して代表性があると判断**

- ・**トップヘッド外面** (約144℃*1)
⇒原子炉圧力容器に近いことで**比較的温度が高く、塗膜の劣化の観点で厳しい。**
- ・**サプレッション・チェンバ外面** (約13℃*2)
⇒サプレッション・チェンバの保有水があることで**比較的温度が低く、湿分上昇・結露等による塗膜の劣化・発錆等の観点で厳しい。**

*1 東北地方太平洋沖地震時の格納容器頂部の到達温度
*2 至近の運転サイクルのサプレッション・プール水最低温度



原子炉建屋 断面図

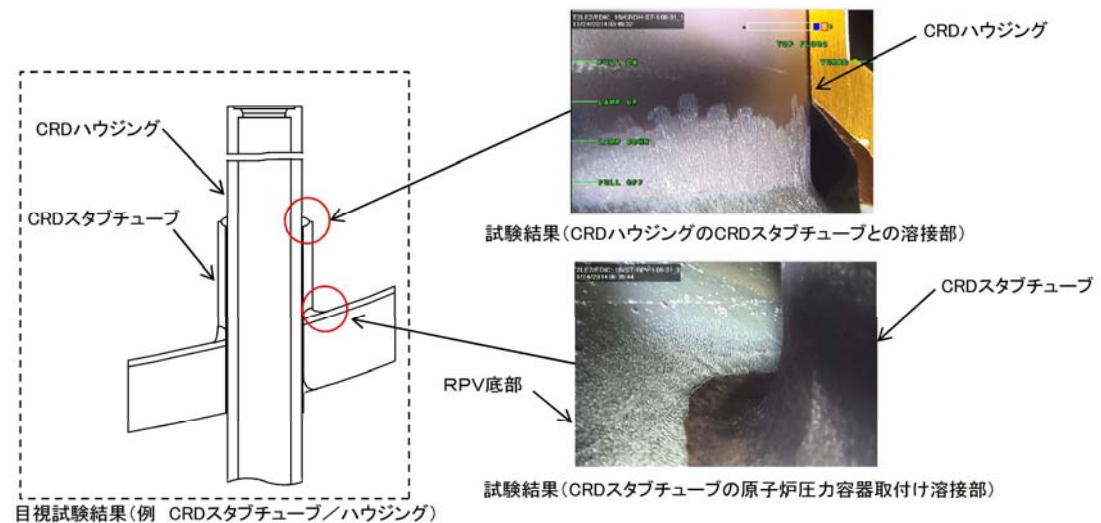
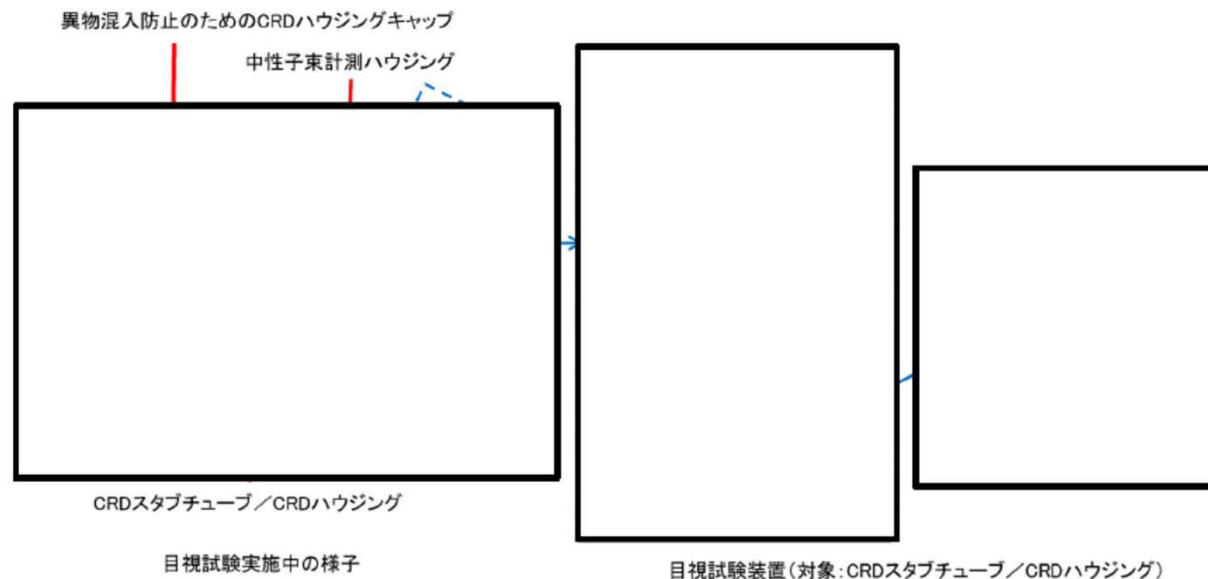
□ : 配管貫通部(例)

(2) 原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(1/2)



➤制御棒駆動機構スタブチューブ他目視試験

点検対象部位や形状に合わせた試験装置を適用したことにより、点検が不可能な部位はなかった。



目視試験結果(例 CRDスタブチューブ/ハウジング)

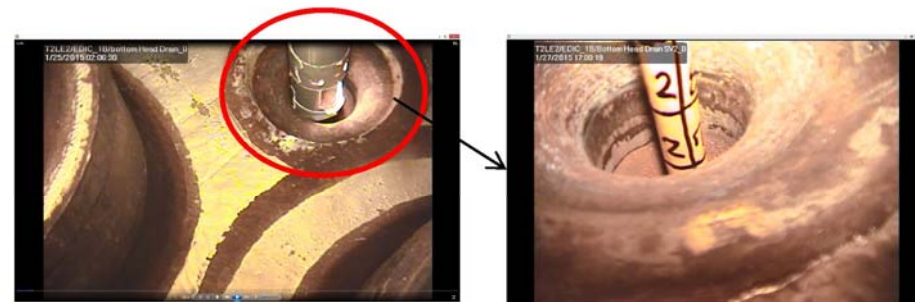
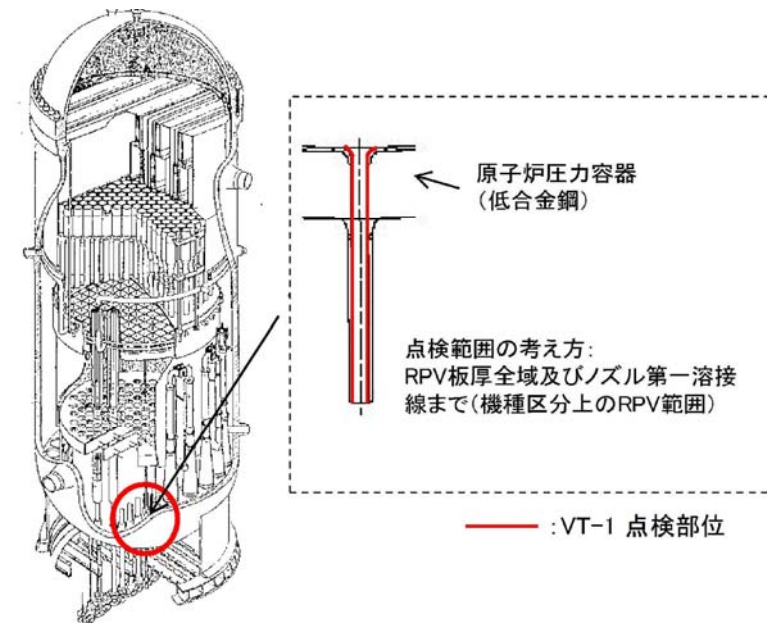
論点No.167-4

(2) 原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(2/2)



➤ドレンノズル目視試験

点検対象部位に合わせた試験装置を適用したことにより、**点検が不可能な部位はなかった。**



目視試験の様子

【論点No.167】

接近ができず、直接の目視点検等が不可能な部位に対する健全性の確認方法及び判断基準等について

【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.154

東海第二発電所の格納容器はMARK-II型であり、狭隘であるため、アクセスできない場所が多いと考えられるが、そのような部分の健全性を、どのように評価しているか。

P.2-5

No.155

格納容器ドライウェル部の点検において、目視点検のためのアクセスができないところが結構あるが、近辺の環境と差がない代替部位の点検で大丈夫というロジックについて、環境が同じというのは具体的にどのようなことを意味して、どう判断しているのか。温度条件や水分等もほぼ同じであるという判断を行っているのか。環境が均一になっているということは十分に確認できるのか、説明すること。

P.2,3

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.282

③経年劣化は人の眼・検査チェックにより、メンテナンスして寿命を延す説明でしたが、災害は人的ミスにより拡大します。この考え方は改めるべき！(点検出来ない場所も有る)

P.2,3

No.824

＜設備の老朽化が考慮されていない＞

適合性審査は、設備が新品同様であること(難燃性ケーブルなども含め)が前提となっており、炉心内部の確認不可能な箇所の老朽化については考慮されていない。

No.836

P.4,5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針」特別点検参照

(6)テレビカメラによる炉内の目視検査(施設設備の老朽化)

P.4,5

原子炉内構造物の劣化状況を確認するため、主に水中テレビカメラを使って目視検査するようであるが、障害物あったり、場所が狭くて確認できない範囲が相当あるはずである。こうした確認できない部分は、どのように確認するのか心配である。また、水中の照明や画像の解像度に限界があるため、傷の大きさや割れの深さ等を確実に検査できるか疑問である。

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針」特別点検参照

No.1011

原子炉の製造に携った人の話では福島第一原発の原子炉と同型の東海の原子炉のペDESTALは30年耐応を前提とした物だそうです。8年も使わず、しかも老朽化しているはずの炉にシビアアクシデントに耐える完全さが望めるのでしょうか。現に原子力圧力容器の特別点検の結果有意な欠陥は認められなかったとありますが、母材及び溶接部は点検可能な炉心領域すべて、そして基礎ボルトも試験可能なボルトの強度だけだとしています。これでは一番肝心な点検(つまり点検不可能な箇所の点検＝危険をはらんでいる)が抜け落ちていると言えません。

P.4,5

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針」特別点検参照

* 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

検査結果等の客観的な信頼性の確保について(第三者における評価・検討等を含む)

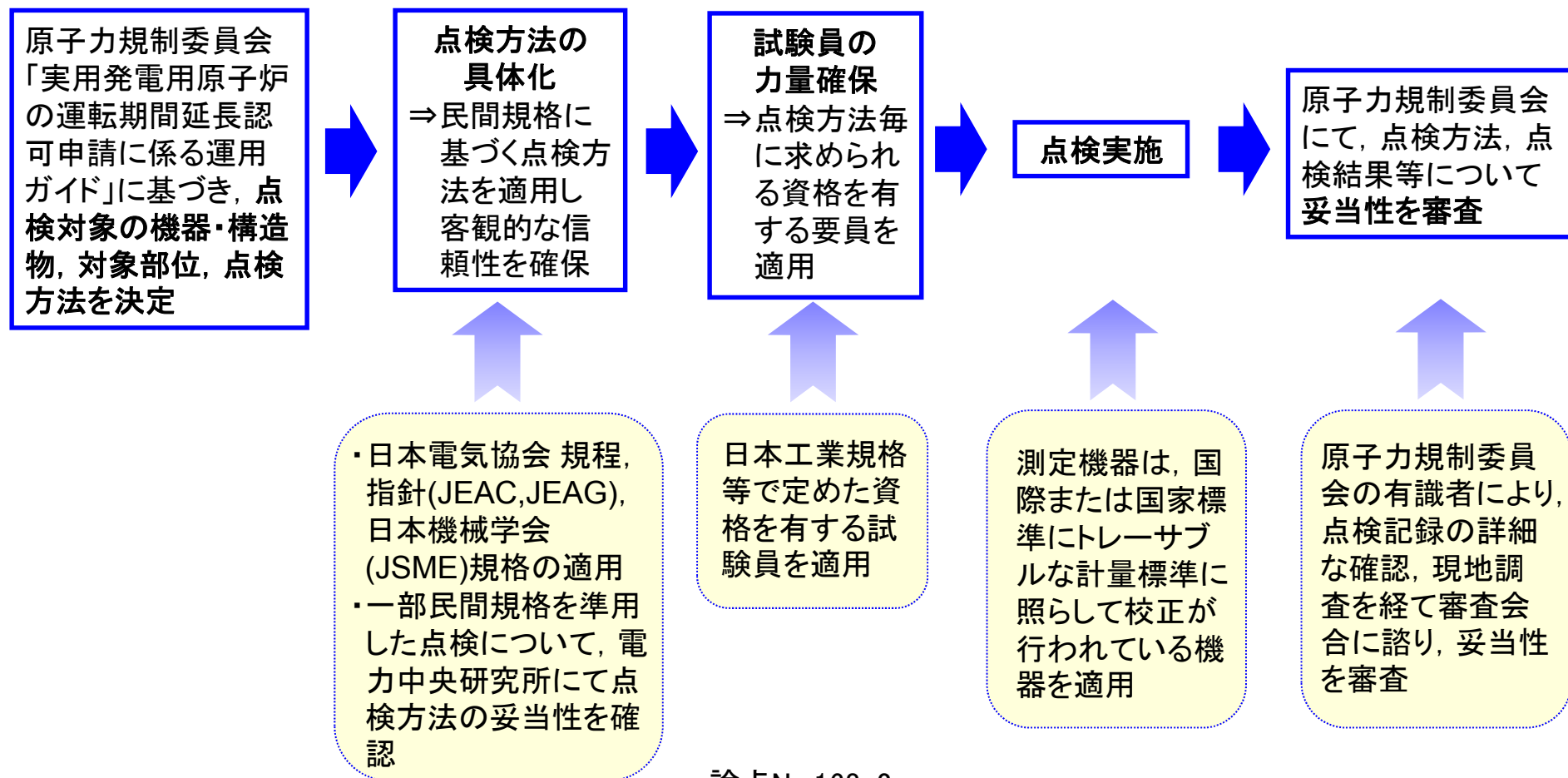
【説明概要】

特別点検の実施にあたっては、民間規格に基づく点検方法の適用、日本工業規格等で定めた資格を有する試験員を適用することで客観的な信頼性を確保している。一部民間規格を準用した点検については、第三者である電力中央研究所により点検方法の妥当性を確認しており、客観的な信頼性を確保している。

また、運転期間延長認可申請に伴う原子力規制委員会の審査においては、点検方法、点検結果等について、有識者による点検記録の詳細な確認、現地調査を経て審査会合に諮り、客観的に妥当性が確認されている。

客観的な信頼性の確保(1/3)

- 特別点検の実施にあたっては、**民間規格に基づく点検方法の適用**、**日本工業規格等で定めた資格を有する試験員を適用**することで客観的な信頼性を確保している。
- 一部民間規格を準用した点検については、**第三者である電力中央研究所により点検方法の妥当性を確認しており**、客観的な信頼性を確保している。
- また、運転期間延長認可申請に伴う**原子力規制委員会の審査**において、点検方法、点検結果等について、**有識者による点検記録の詳細な確認**、**現地調査を経て審査会合に諮り**、客観的に妥当性が確認されている。



東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(1/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
1	母材及び溶接部 (炉心領域)	超音波探傷試験 (UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
2	給水ノズルコーナー部 全数6箇所 (最も疲労累積係数が高い部位)	渦電流探傷試験 (ECT)	JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」準用 給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり, 一般的には磁性体は磁気的特性のバラつきが大きく, 非磁性体の場合と比較すると磁気ノイズによりSN比が低下し亀裂の検出が困難となることが知られている。そのため, 給水ノズルコーナー部におけるECTの欠陥検出性を確認するために, 実機と同材質(基礎試験は同等品)の試験体を用いて基礎試験及び実機適用試験を実施した。また, 実機適用試験では実機給水ノズル形状試験体に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適用試験の成果を踏まえ, 試験要領及び欠陥判定方法を設定した。 点検方法は, 実機適用試験について, 試験計画の内容確認, 試験データの確認, 試験結果の評価, 及び実機適用にあたっての試験手順, 判定基準について, 電力中央研究所*に立会いを依頼し, 評価を頂き妥当であることが確認されている。	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」 * 電力中央研究所 原子力発電所設備に係る非破壊検査に精通しており, 中立的かつ専門性の高い評価を得ることができる組織

東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(2/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
3	制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」 JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
4	ドレンノズル	目視試験(VT-1)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
5	基礎ボルト	超音波探傷試験(UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」 JANTI-SANE-G2「地震後の機器健全性評価ガイドライン[検査手法ー配管・基礎ボルト等]」	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A

【論点No.168】

検査結果等の客観的な信頼性の確保について(第三者における評価・検討等を含む)

【委員からの指摘事項等】

No.156

特別点検における非破壊検査等の結果について、客観的に第三者にも評価してもらい、総合的な結果を説明してもらえないか。 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

特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義の明確化について

【説明概要】

特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義は、各点検部位・点検項目の特徴に応じて適用される規程・指針等に基づき、それぞれ設定している。

特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義(1/2)



○東海第二発電所の特別点検の各点検部位・点検項目における「有意な欠陥」の定義については、各部位・点検項目の特徴に応じて適用される規程・指針等に基づき設定しており、下表のとおり。

No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥
1	母材及び溶接部(炉心領域)	超音波探傷試験(UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し、検出されたエコーに供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
2	給水ノズルコーナ一部 全数6箇所(最も疲労累積係数が高い部位)	渦電流探傷試験(ECT)	渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。 ⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。
3	制御棒駆動機構スタブチューブ、 制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング及び 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)	目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。 渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。 ⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。

注 JEAC/JEAG : 日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針
JSME : 日本機械学会

No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥*
4	ドレンノズル	目視試験(VT-1)	目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。
5	基礎ボルト	超音波探傷試験(UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し、検出されたエコーに供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	塗膜の割れ、欠け、剥がれ、膨れが認められ、下塗りが健全でなく、母材へ影響を及ぼす腐食を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」及び「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」(原子力規制委員会)に基づき設定した。

* 原子炉格納容器にあつては、「有意な塗膜の劣化や腐食」について定義する。

注 JEAC/ JEAG : 日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針
JSME : 日本機械学会

No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工 事 件 名：原子炉圧力容器点検工事
設 備 名：原子炉本体
機 器 名：原子炉圧力容器

No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

(4) 評価

- ・距離振幅補正曲線の 20%を超える指示エコーについて、「JEAC4207」(2712 試験結果に基づく反射源の位置及び種類の解析) に記載の要領に基づき欠陥エコーか否かを判別する。
- ・容器の距離振幅補正曲線の 20%を超える指示について欠陥エコーか否かを判別できない場合には、製造時検査、供用前検査又は至近の供用期間中検査の記録と比較するとともに、必要に応じ他の屈折角や振動モードあるいは 2 次クリーニング波法又はその他の非破壊検査を行うことにより、欠陥エコーか否かを判別する。
- ・欠陥エコーについては、欠陥の種類を特定し、ひび又は割れ等の有害な欠陥か否かを判別する。

V 判定基準

以下のいずれかを満足すること。

- ・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の 20%以下であること。
- ・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の 20%を超える場合には、その欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと。

No.2 給水ノズルコーナ一部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工事件名：給水ノズルコーナ一部点検工事
設備名：原子炉本体
機器名：原子炉压力容器

No.2 給水ノズルコーナ一部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

渦流探傷試験は、社団法人 日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年度版)」(以下「維持規格」という)及び社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAG 4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG4217」という)を参考に、給水ノズルコーナ一部に対する渦流探傷試験の適用性を確認した「給水ノズルコーナ一部点検検討委託 平成26年度報告書」(以下「委託報告書」という)に基づき実施する*。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。

※ 別紙「給水ノズルコーナ一部点検検討委託 平成26年度報告書」(抜粋) 参照

(1) 試験要領

基準感度及び位相角の設定及び確認

①時期

- 基準感度及び位相角の設定は、検査開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。
- 検査終了時に、基準感度及び位相角の確認を行う。ただし、長時間連続して検査を行う場合は、検査終了時に加えて、検査期間内にも基準感度及び位相角の確認を適宜必要に応じて実施する。

②方法

- 基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人工きずに対して直交する方向にプローブを走査して得られたリサージュ波形を用いて、基準感度、位相角の設定及び確認を行う。
- プローブの試験コイルの一部が故障した場合は故障した試験コイルによる検査結果を無効とし、無効になった検査範囲について正常な試験コイルにより再検査を行う。ただし、評価に影響を及ぼさない場合は再検査を省略できる。

(2) 試験

- プローブは給水ノズルコーナ一部を周方向に走査する。
- プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。
- 検査部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。

(3) 記録

①指示部の記録(記録を要する指示)

委託報告書に基づき指示部の位置及び最大振幅値を求め、記録する。

(4) 判定

- 委託報告書に基づき欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定する。

V 判定基準

欠陥の疑いのある指示部がないこと。

欠陥の疑いのある指示部があった場合、その指示部が有意な欠陥によるものではないこと。

- No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング,
中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル
目視試験(MVT-1), 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋
- No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工 事 件 名：制御棒駆動機構スタブチューブ等点検工事
設 備 名：原子炉本体
機 器 名：原子炉圧力容器

No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ，制御棒駆動機構ハウジング，中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル 目視試験(MVT-1)，渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

検査は社団法人日本機械学会 JSME S NAI-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」及び JEAG4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG-4217」という)に準拠して実施する。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。

1. 目視試験

MVT-1

水中テレビカメラを用いた遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常の有無を確認する。

VT-1

遠隔目視試験により、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の有無を確認する。

2. 渦流探傷試験

渦流探傷試験により、欠陥の有無を確認する。検査手順は添付資料-3のとおり。

(1) 試験要領

基準感度及び位相角の設定及び確認

①時期

- 基準感度及び位相角の設定は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。
- 基準感度及び位相角の確認は、試験終了時及び試験員が交替したとき、また適宜必要に応じて実施する。

②方法

基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人口きずを交差する方向にプローブを操作し、その際に検出されるきず信号の振幅及び位相角を基準値に設定する。

(2) 試験

- プローブは制御棒駆動機構ハウジング内面を円周方向及び軸方向に走査する(中性子計測ハウジング内面は軸方向にのみ走査する)。
- プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。
- 試験部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。

(3) 記録

①指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において20%以上の指示部の位置及び最大高さを求める。

(4) 判定

- 欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定する。試験部で予想される欠陥以外の信号は以下の通りである。
 - リフトオフ信号
 - 表面うねり信号
 - 形状信号
 - 電磁氣的信号

V 判定基準

1. 目視試験

MVT-1

表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

VT-1

表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

2. 渦流探傷試験

基準感度の20%以上の指示部がないこと。

基準感度の20%以上の指示部があった場合、その指示部が欠陥によるものではないこと。

No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工 事 件 名：原子炉格納容器内面他点検工事
設 備 名：原子炉压力容器支持構造物
機 器 名：原子炉压力容器基礎ボルト

No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

超音波探傷試験

超音波探傷試験は、社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAC 4207-2008「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(以下「JEAC4207」という)及び社団法人 日本原子力技術協会「JANTI-SANE-G2-第1版「地震後の機器健全性評価ガイドライン」[検査手法-配管・基礎ボルト等]」に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

1. 使用機材

(1) 超音波探傷器

パルス反射式の超音波探傷器を用いる。

(2) 探触子

- ① 探触子は、使用する探傷器の仕様に適合するものを使用する。
- ② 探触子は、垂直探触子を用いる。
- ③ 超音波の伝ばをよくするために、くさび(探触子シュエ)を用いてよい。この場合、試験に使用するくさびをつけて校正を行う。
- ④ 周波数は、0.4MHz～15MHz、超音波のモードは横波又は縦波とし、後述する基準感度に調整できるものを選択する。
- ⑤ 振動子の大きさは、試験部の形状及び寸法に対して適合しており、超音波が十分透過するものを選択する。

(3) 接触媒質

水、油、グリセリン、ひまし油又はソニコート等超音波の伝ば性がよく、試験部に対して有害でないものを使用する。またメーカーの品質保証期限があるものについては有効期限内にあるものを使用する。

2. 試験要領

(1) 時間軸、基準感度の調整及び確認

① 時間軸の調整及び確認

1) 時期

- a. 時間軸の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、探触子、くさび、接触媒質、ケーブル及、部品など)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 時間軸の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。

2) 方法

時間軸の調整及び確認は、JIS Z 2345 に規定された標準試験片、図面、記録などにより寸法を確認できる試験対象ボルト、又は試験対象ボルトと超音波特性(主として音速と減衰)の同等な材料で作られた既知の寸法の試験片を用いて行う。

② 基準感度の調整及び確認

1) 時期

- a. 基準感度の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、探触子、くさび、接触媒質、ケーブルなど)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 基準感度の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。
- c. 上記 b 項の確認で 2dB 以上の感度変動が確認された場合は、最後に確認された時点以降の試験は無効とし、新たな調整を実施し、無効になった試験対象ボルトについて再試験を行う。

2) 方法

- a. 基準感度の調整は、原則、試験対象ボルトの設置面中央付近で行う。但し、設置面中央付近に溝などの超音波の伝ばへの影響要因が存在する場合は、設置面外周付近の探触子が安定する部分で基準感度を設定してもよい。
- b. 探触子設置側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせた時の感度とする。
- c. 底面側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせ、その4倍の感度とする。

(2) 試験

- ① 探触子はボルト端面の周辺付近を円周方向に走査する。
- ② 探触子の走査速度は 150mm/秒以下とする。
- ③ 試験時の探傷感度は基準感度の2倍以上とする。

(3) 記録

① Aスコープ表示の記録

- a. 表示の範囲は、底面エコーを含む試験対象ボルトの全範囲とする。
- b. 各試験範囲の試験で調整した基準感度で表示する。

② 指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において5%以上のエコーを有する指示部の位置及び最大エコー高さを求める。

(4) 判定

- ① 上記の記録を要する指示は、次の場合を除き、欠陥とみなす。
 - a. 試験対象ボルトの設置面外周付近で基準感度の調整を行った場合
 - b. 試験対象ボルトの設置面に探触子が密着しない状態で基準感度の調整を行った場合
- ② 上記 a 及び b 項に該当する場合は、試験対象ボルトの設置面を平坦に仕上げ、中央付近で基準感度を調整し、再試験を行う。
- ③ 欠陥とみなした場合でも、次の判定に有効な方法により、指示エコーが欠陥によるものかどうかを判定する場合は、別途手順を定める。
 - a. ねじ溝を起点とする表面欠陥によるものかどうかの判定
 - b. 形状によるものかどうかの判定

V 判定基準

基準感度による表示器目盛において5%以上のエコー(欠陥によるエコーに限る)がないこと。

No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書
(目視試験)

検査の属性：その他の評価検査
工 事 件 名：原子炉格納容器内面点検工事
設 備 名：原子炉格納施設
機 器 名：原子炉格納容器本体

No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

III 検査項目 非破壊検査

IV 検査方法 目視試験 (VT-4)

目視試験は、社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008年版)」(以下「維持規格」という)に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

[VT-4]

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)を検出するための目視試験を直接目視試験あるいは遠隔目視試験にて実施する。

直接目視試験では、視角、欠陥識別度を改善するため、試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字 (0.105inch)、気中部は Test Card の 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する。

遠隔目視試験では、その欠陥の判別能力が直接目視試験と同等以上であることを確認するために、試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字 (0.105inch)、気中部は Test Card の 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する。

V 判定基準

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)がないこと。

【論点No.169】

特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義の明確化について

【委員からの指摘事項等】

No.157

原子炉圧力容器の超音波探傷試験による点検結果をはじめ、様々なところで「有意な欠陥はない」という表現が多数みられるが、「有意な欠陥」の定義を明確にすること。

P.2, 3

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

劣化状況評価における運転時の異常な過渡変化及び事故に関する考慮について

【説明概要】

劣化状況評価における低サイクル疲労評価では、運転時の異常な過渡変化等を考慮した評価とするため、これまでの運転経験より通常の発電所の起動・停止による過渡に加え、トラブル事象等による過渡についても実績過渡回数の中でカウントしている。

また運転開始後60年までの推定過渡回数については、前述の実績過渡回数をもとに余裕を考慮した回数を設定している。

【低サイクル疲労評価手法】

○プラント運転中に、運転時の異常な過渡変化や事故等のプラント過渡事象が発生した場合には、原子炉スクラム等に伴う冷却材の温度・圧力及び流量の変化により、材料内部で繰り返し応力が蓄積し、**系統に低サイクル疲労が発生**する。

○低サイクル疲労評価では、学会標準に基づき、**通常の発電所の起動・停止による過渡に加え、トラブル事象等によるプラント過渡についても過渡条件及び過渡回数を設定した上で、疲労評価を行っている。**

No.	STEP	適用規格等	資料
1	過渡条件及び過渡回数を設定する。	社団法人日本原子力学会標準原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008(以下、「実施基準」という)の規定により実施	別紙
2	疲労累積係数(Uf)を算出し、許容値1を下回ることを確認する。	実施基準及び社団法人日本機械学会発電用原子力設備規格設計・建設規格(JSME S NC1-2005 (2007年追補版を含む)(以下、「設計・建設規格」という)の規定により実施	—
3	原子炉冷却材に接液する部位については、環境疲労評価手法に基づく環境を考慮した疲労累積係数(Uen)を算出し、許容値1を下回ることを確認する。	実施基準及び社団法人日本機械学会発電用原子力設備規格環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)(以下、「環境疲労評価手法」という)の規定により実施	—

○運転(過渡)条件の設定

- ・評価期間は、延長しようとする期間を踏まえて**60年時点の評価を実施**する。
- ・疲労評価で用いる過渡条件は下表に示すとおり、**発電所の様々な運転条件による過渡事象をカウント**する。

No.	運転条件	内容
1	ボルト締付け	原子炉圧力容器復旧(上蓋閉止)作業をカウントする。
2	耐圧試験	施設定期検査(トラブル含む)の原子炉圧力容器、耐圧試験をカウントする。
3	起動(昇温)	ホットエントリーを含めた一連操作をカウントする。
4	起動(タービン起動)	タービン起動から定格出力までの一連操作をカウントする。
5	夜間低出力運転(出力75%)	制御棒パターン変更、及びそれ以外の事象で出力75%以上での出力低下・復旧をカウントする。
6	週末低出力運転(出力50%)	制御棒パターン変更、及びそれ以外の事象で出力50%以上での出力低下・復旧をカウントする。
7	制御棒パターン変更	制御棒パターン変更のうち、出力変動(出力調整分)をカウントする。保守的に当該作業時の出力変動に応じて、上記5.又は6. もカウントする。
8	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	スクラムの事象毎に整理しカウントする。
9	給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	
10	スクラム(タービントリップ)	
11	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	
12	スクラム(その他スクラム)	
13	停止	施設定期検査に伴う停止、計画停止、スクラム停止をカウントする。
14	ボルト取外し	原子炉圧力容器開放(上蓋開放)作業をカウントする。

 : 運転時の異常な過渡変化等を考慮した運転条件
論点No.170-3

○過渡回数の策定方針

- 各過渡条件の繰り返し回数は、以下に示す「①実績過渡回数策定方針」と「②推定過渡回数策定方針」に基づき算出し、**今後の運転期間に対して余裕を考慮した設定**としている。疲労評価に用いた過渡回数を添付に示す。

①実績過渡回数策定方針

No.	項目	内容
1	試運転時の実績過渡回数	試運転時特有のものであり、実績過渡発生頻度には含めない。
2	取替機器の実績過渡回数	取替後の実績過渡回数を用いる。 ・スタッドボルトは第16回定期検査(1997年度)に取替を実施 ・原子炉再循環ポンプ出口弁は第24回定期検査(2009年度)に取替を実施

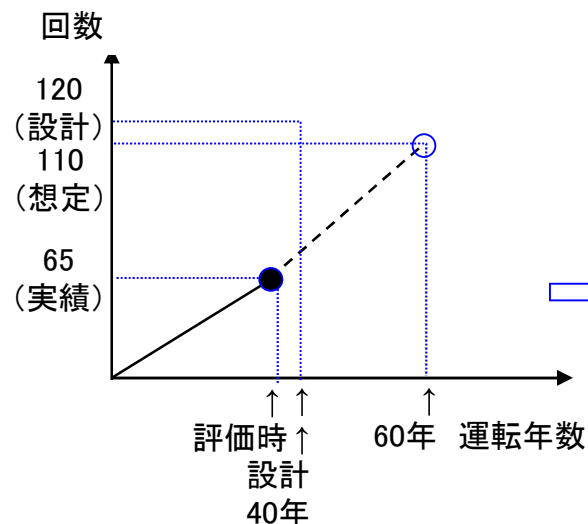
②推定過渡回数策定方針

- 過渡回数の想定に当たっては、下表に示す推定過渡回数策定方針に基づき設定し、**今後の運転期間に対して発生回数に余裕を考慮した設定**を行っている。

No.	項目	内容
1	未経験過渡回数	運転実績で未経験過渡事象に対しては、推定過渡回数算出において1回と仮定し、発生頻度を求める。
2	今後の過渡回数設定の考え方	実績過渡発生頻度に1.5を乗じて、これに試運転時及び運転開始後の過渡回数を加算する。
3	取替機器の実績過渡発生頻度	未取替機器と同様に算出する。

<添付>

○疲労評価に用いた過渡回数を以下に示す。(運転時の異常な過渡変化等を考慮した運転条件を“→”で示す。)



過渡回数設定方法(例:起動(昇温))

【定義】

設計過渡回数: 建設・設計時に運転年数40年を考慮して設計

実績過渡回数: 評価時点までの発電所の運転実績から積上げ

推定過渡回数: 評価時点以降の運用(前述した推定過渡回数策定方針を含む)を考慮し推定する。

【保守管理に関する方針書】

今後の発電所の運転においては「**疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。**」

運転条件	評価時点 ^(※1) までの実績過渡回数	運転開始後60年時点までの推定過渡回数	(参考)設計過渡回数
ボルト締付け	26	48	123
耐圧試験	72	132 ※2	130
起動(昇温)	65	110	120
起動(タービン起動)	65	110	120
夜間低出力運転(出力75%)	67	120	10000
週末低出力運転(出力50%)	115	165	2000
制御棒パターン変更	96	176	400
→給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	0	1 ※3	10
→給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	0	1 ※3	70
→スクラム(タービントリップ)	16	22	40
→スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	3	6	10
→スクラム(その他)	20	24	140
停止	65	111	111
ボルト取外し	26	49	123

※1: 評価時点は2016年11月を評価時点に設定

※2: 耐圧試験では設計過渡回数を上回っているが、この推定過渡回数を用い疲労評価しても、十分許容値内にあることを確認済

※3: 発生実績がない場合(未経験過渡)は1回と仮定

論点No.170-5

(原子炉圧力容器中で最も厳しい給水ノズル部の環境を考慮した疲労累積係数(接液部) $0.6146 < 1$ (許容値))

【論点No.170】

劣化状況評価における運転時の異常な過渡変化及び事故に関する考慮について

【委員からの指摘事項等】

No.158

運転時の異常な過渡変化や事故による影響について考慮しているか。

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

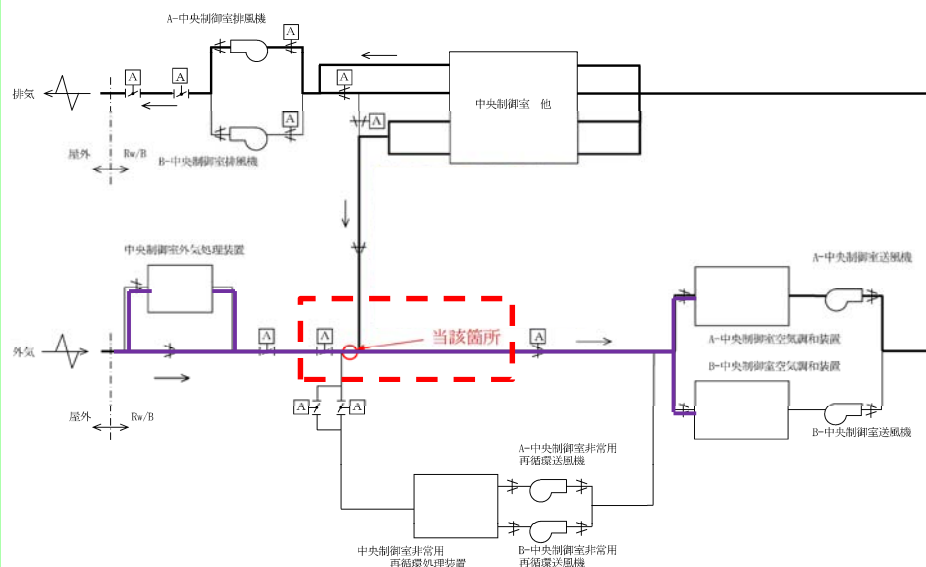
中央制御室空調換気系ダクトの腐食を踏まえた対応について

【説明概要】

他プラント及び東海第二発電所で発生した中央制御室空調換気系ダクト他の腐食事象を踏まえて、ダクト点検頻度の見直し、点検口の追加、速やかな補修対応等の是正処置を図っている。

中央制御室換気系ダクトの腐食事象(概要)

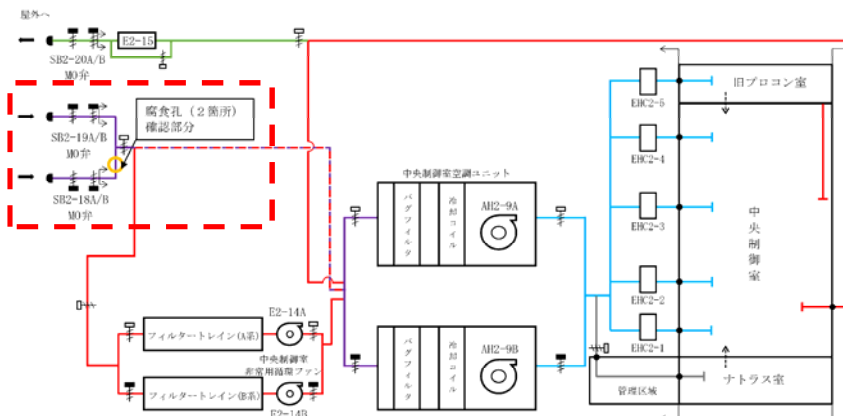
他プラント 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



当該箇所 拡大



東海第二 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



- : ダンパ (開)
- : ダンパ (閉)
- : 外気取入口
- : ファン
- ← : 通風路
- : 貫通部
- : 事故時居住性維持に必要な範囲

ダクト点検範囲			
空調機械室		中央制御室	
■	: 外気取入口 (7頁参照)	■	: 給気ライン (30頁参照)
■	: 給気ライン (18頁参照)	■	: 排気ライン (66頁参照)
■	: 給気ライン (ナトラス室) (47頁参照)		
■	: 排気ライン (55頁参照)		
■	: 排気ライン (73頁参照)		
■	: 外気取入口/排気ライン		

当該箇所



当該箇所 拡大



法令・技術基準等への適合判断

実用炉規則の安全重要な機器等※1

該当

該当

系統に要求される必要な機能※2

満足しない

満足している

※1: 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく安全上重要な機器等を定める告示(平成15年経済産業省告示第327号)における「上欄:(十)安全上特に重要な関連機能 2換気設備(中央制御室換気空調設備に限る。)」が該当。

※2: 事故発生時には、事故が収束するまでの間、中央制御室に運転員がとどまって監視や操作が行えるように、外気の取り入れを遮断し、空気フィルタを介して内部循環させる機能。

中央制御室換気系ダクトの腐食状況(詳細)



中央制御室換気系ダクト腐食部位等の比較結果

比較項目	他プラント	東海第二
腐食発生部位	外気取入ライン(ローポイント部)	同左
開孔サイズ	①約100cm×約30cm	①約9mm×約4mm ②約4mm×約6mm
使用材料	亜鉛めっき鋼板ダクト (一部ステンレス鋼板)	亜鉛めっき鋼板ダクト
保温施工の有無	有	無
外観点検の可否	否(保温取外しが必要)	可
原因	ダクト内部で発生した結露ならびに外気とともに取込まれた水分および海塩粒子が、ダクト内の構造物や気流の方向が変わる箇所ではダクト内面に付着し、腐食を発生(※)	外気とともに取り込まれた水分及び塩分が付着したことによるもの(※)
再発防止対策	①点検頻度見直し(内部点検口の追加) ②ダクト仕様見直し ③外気処理装置の運用を常時使用に見直し ④ダクト形状・構造見直し	①同左 ②無し ③無し(外気処理装置は未設置のため) ④無し ⑤発錆、腐食等確認時の迅速な補修塗装対応

※他プラントとの比較

開孔(腐食)サイズの違いについては、他プラントと東海第二発電所で比べると系統設計風量(外気取入れ量)に大きな差異があり、そのため開孔サイズに違いがあると推定

● ダクトの保全内容

①従来の点検方法

中央制御室換気系ダクトについては、これまでの自・他プラントでの不具合事象を受け、設備の重要性を認識し、適切に保全を実施している。 ＜別紙＞

- 1) 定期的な点検(目視点検)については、他プラントの不具合事象を受け、保全内容の見直しを実施している。
 - ・点検周期: 1回／10年→1回／5年 **＜点検頻度を増加＞**
 - ・点検内容: 機器の取替・点検時に合わせたダクト内面及び外面の目視点検 **＜点検範囲を拡大＞**
- 2) その他の点検等については、上記の点検の実施結果を踏まえた補修や他プラントの不具合事象の原因を踏まえた点検を適切な時期に実施している。

②他プラント及び東海第二の開孔事象の比較

1) 他プラントの開孔事象

- ・腐食孔サイズ: **100cm × 30cm他**
- ・部位: 外気取入れ口から再循環ライン合流部
- ・材質: 亜鉛めっき鋼板, 一部ステンレス鋼
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

2) 東海第二の開孔事象

- ・腐食孔サイズ: **①9mm × 4mm ②4mm × 6mm**
- ・部位: 外気取入れライン(水平ダクトローポイント部)
- ・材質: 亜鉛めっき鋼板
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

- 3) **開孔事象の共通事項として、事象発生部位、材質、腐食の形態は同様であった。**
差異としては、開孔サイズ(外気取込み量)に大きな違いが確認された。

③是正処置(見直し項目)

①従来の点検方法と、②自他プラントにおける開口事象を踏まえ、以下の3項目を是正処理として保全内容に反映する。

- 1)ダクト点検計画を全数点検(外面及び内面)／3カ年(※)に見直した。
点検結果を踏まえた保全の有効性評価を実施し、適時改善する。
- 2)腐食により開口した部位は、ダクトの新製交換(同仕様・同材質)にする。
またダクトのローポイント部は点検範囲の拡充のため、点検口を追加する。
- 3)発錆、腐食等が確認されたら速やかに補修塗装を計画する。

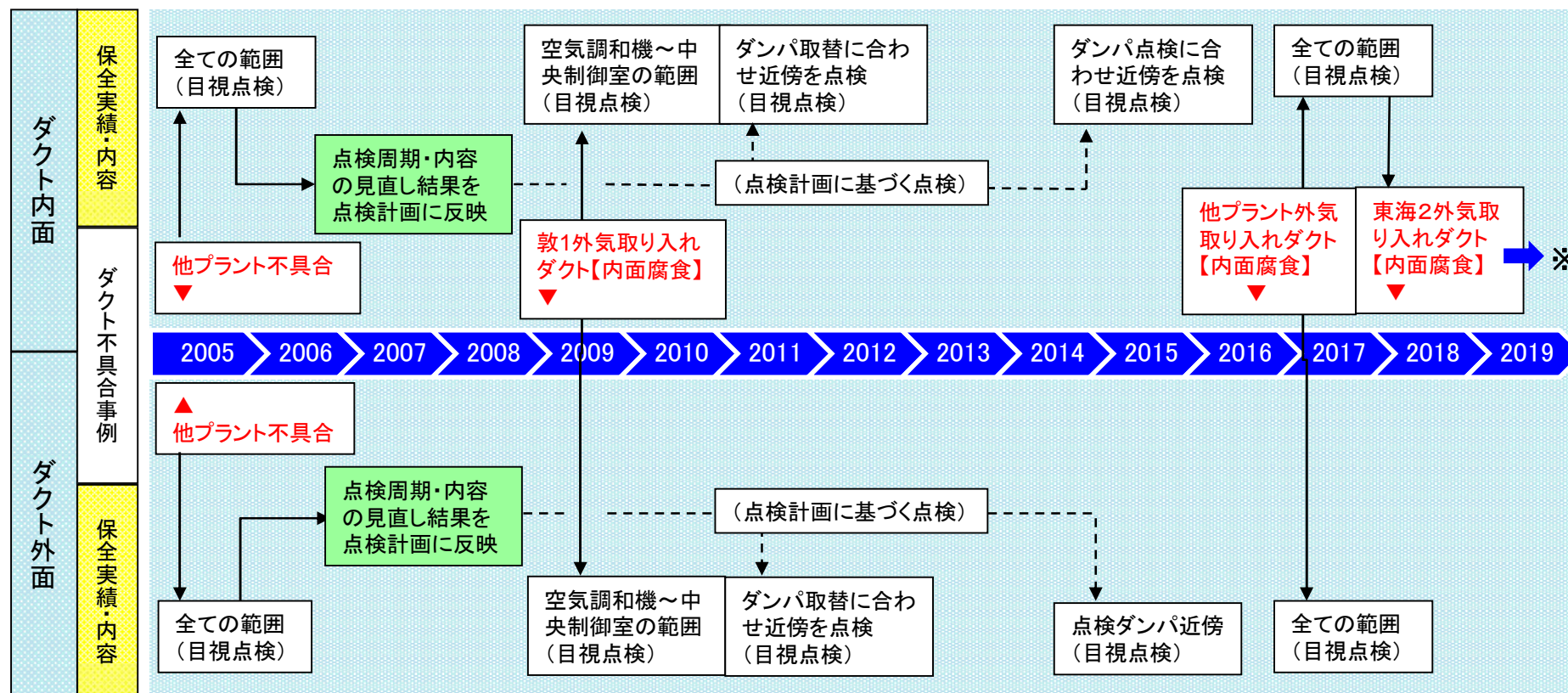


これらの是正処置を保全内容に反映し今後適切にダクトの点検等を展開していくことにより、中央制御室換気系のダクトは、**腐食の早期検知が可能となり、健全性が維持されることから、中央制御室換気系ダクトに要求されるバウンダリー機能は維持可能と判断している。**

※今回のダクト開孔事象は、東海第二発電所営業運転開始後、ダクトの交換の交換履歴がないことから、約39年間の供用期間を経て開孔しており、腐食の進展速度は早いものではない。

今回ダクトは同仕様で新製交換するため、約39年間の健全性が確保できると考えるが、今後の環境変化(＝腐食の進展速度アップ)の可能性及び安全上重要な系統のダクトであることを鑑み、従前の点検頻度に余裕を持たせた設定とした。

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について



※ ◆ダクト開口事象の是正処置◆

1. ダクト点検計画の見直し⇒全数点検(外面及び内面)／3ヵ年に見直し
2. ダクト修繕及び改造 ⇒ダクト交換(一部点検口の追設(ローポイント部点検拡充))
3. 日常点検結果への迅速な対応 ⇒発錆, 腐食等が確認されたら速やかに補修塗装

【論点No.171】

中央制御室空調換気系ダクトの腐食を踏まえた対応について

【委員からの指摘事項等】

No.159

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

ダクトの腐食について、国内のBWRでは、腐食による穴などの事例が見られ、東海第二でも一部腐食が見られたということであるが、それはどのような状況で、どのような対策を講じたのか。また、PWRでは、フィルタを通して外気を入れているので腐食がなかったということだが、材質的な対策やフィルタなどの対策は特にとらないのか。

P.4,5

①原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【説明概要】

原子炉圧力容器については、高経年化技術評価上着目すべき劣化事象である「中性子照射脆化」が懸念される。

そのため、監視試験片による試験結果のみならず中性子照射量が高い箇所の圧力容器母材及び溶接金属について60年時点を想定した劣化評価を行い、最も評価結果が厳しい部位の最低使用温度が十分管理可能であることを確認した。

②監視試験の代表性及び保守性について

【説明概要】

監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用している。監視試験の結果に加えて、試験結果を包含するような保守性を有する国内脆化予測法を用いて、材料成分の異なる各部位ごとに評価を実施している。

③5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【説明概要】

東海第二発電所では、建設時に装荷した監視試験片4カプセルについて適切に評価を行っている。

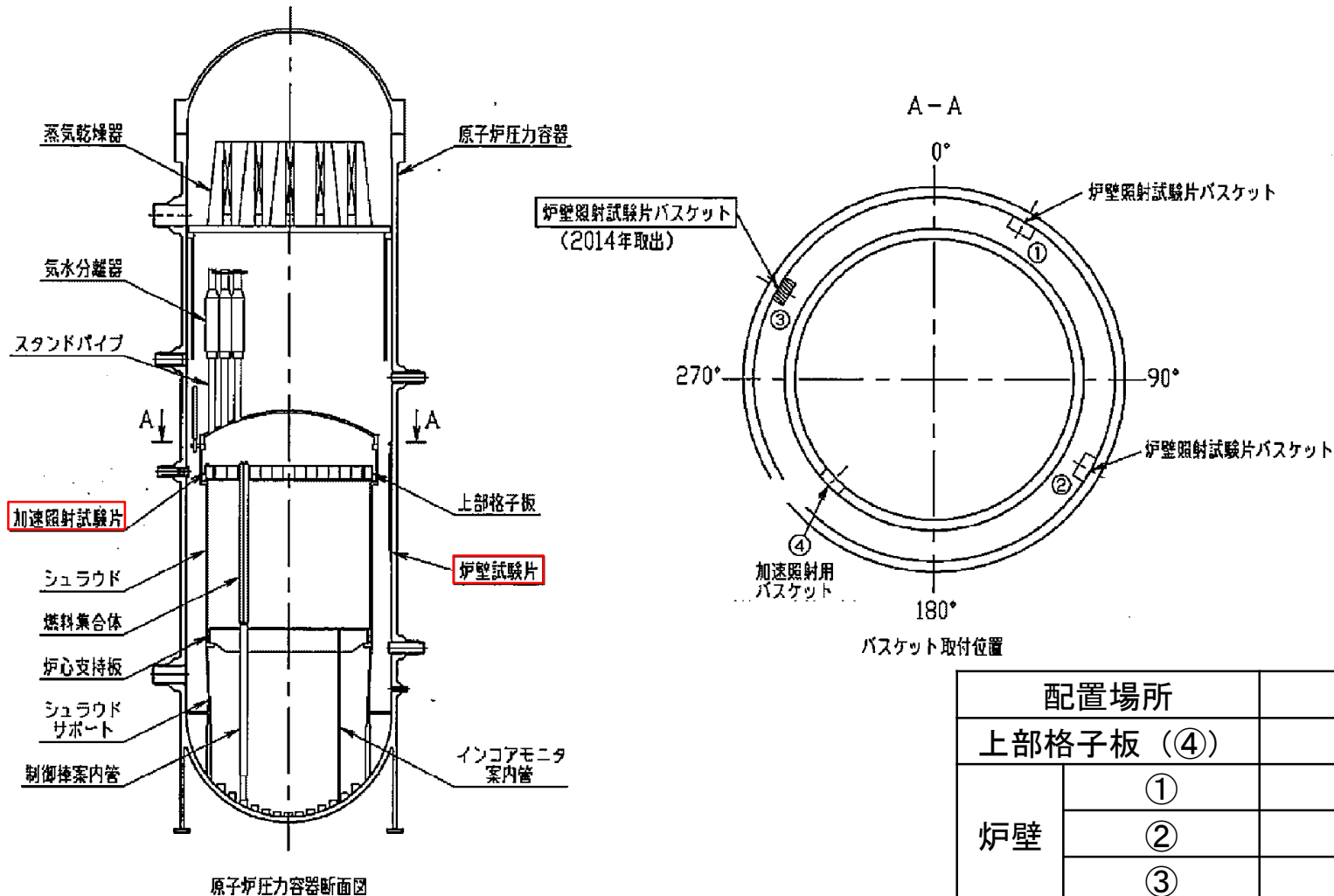
今後、50年目高経年化技術評価の実施に当たり、5回目の監視試験として再生監視試験片の母材における評価で代表できるものと判断しており、保守管理に関する方針に基づいて今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画としている。

(1)原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化－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は日立製作所製であり、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。*

*「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.173,174,175-2

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化－監視試験結果－



○原子炉圧力容器内面に装荷した監視試験片を使用して、JEAC4201等の規程に従い、これまで計4回の監視試験を実施している。監視試験結果を以下に示す。

原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化に対する監視試験結果

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1 MeV]	関連温度及び関連温度移行量(℃)						上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材		溶接金属		熱影響部		母材	溶接金属	熱影響部
			関連温度移行量	関連温度	関連温度移行量	関連温度	関連温度移行量	関連温度			
関連温度初期値	—	0	-25*2		-25*2		-25*2		202	188	205
第1回 (加速)	1981.9	5.30 (29.9EFPY*1)	4	-21	2	-23	11	-14	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986.2	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998.1	2.64 (21.4EFPY*1)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014.2	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

*1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80 %として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

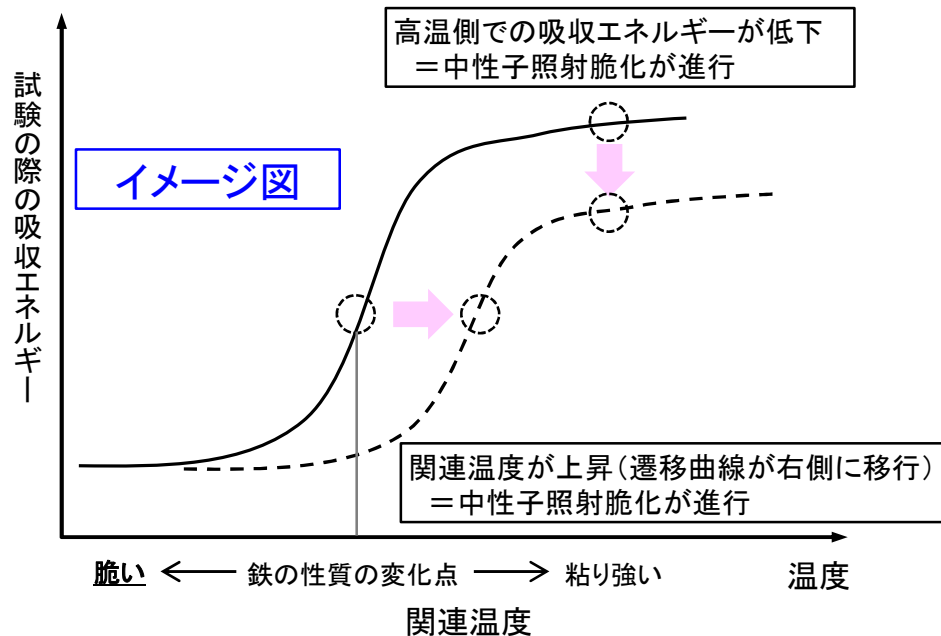
*2: 建設時にRT_{NDT}を計測していないため、JEAC4206 E-5000に基づき推定した母材、溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値の中での最高値を適用

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化 ―シャルピー衝撃試験結果―

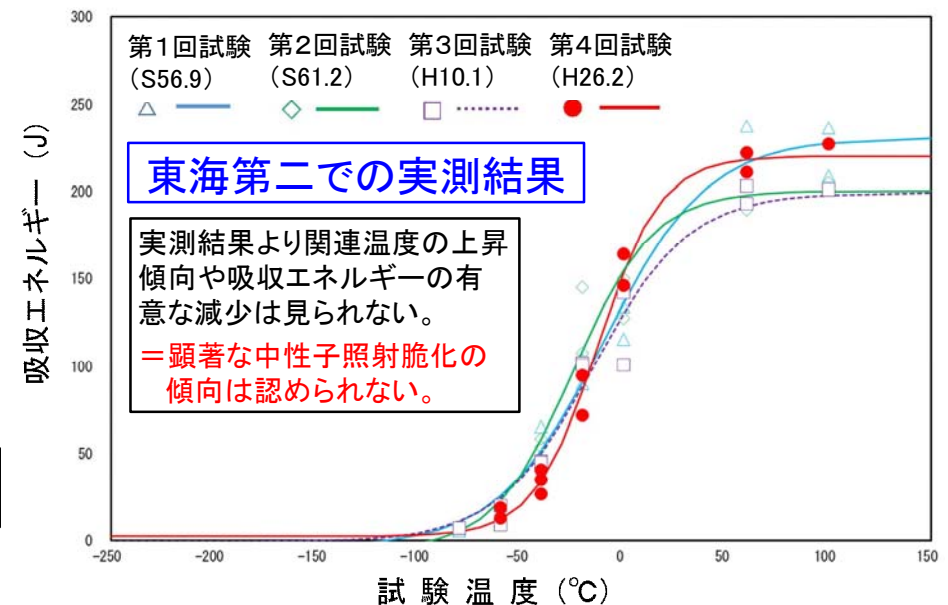
○一般に、中性子照射量が多くなるにつれて原子炉圧力容器の中性子照射脆化が進み、関連温度*¹の移行量*²が増加するなどして**関連温度が上昇し、遷移曲線が右側に移行する**。また、高温側での**上部棚吸収エネルギー*³が低下**するとされている。

○一方で、東海第二発電所の監視試験片による**シャルピー衝撃試験結果より、関連温度の上昇傾向及び上部棚吸収エネルギーの有意な減少は見られず、顕著な中性子照射脆化の傾向は認められない結果が得られている**。

- * 1 関連温度(遷移温度) : 低温側から高温側の間で吸収エネルギーが変化する領域の代表点であり、金属破壊の挙動が延性から脆性に遷移する温度
- * 2 関連温度の移行量 : 未照射材と照射材の関連温度(遷移温度)の差
- * 3 上部棚吸収エネルギー : 高温側での吸収エネルギー



中性子照射に伴う関連温度と粘り強さ、吸収エネルギーの関係



監視試験片の実測結果※(母材)

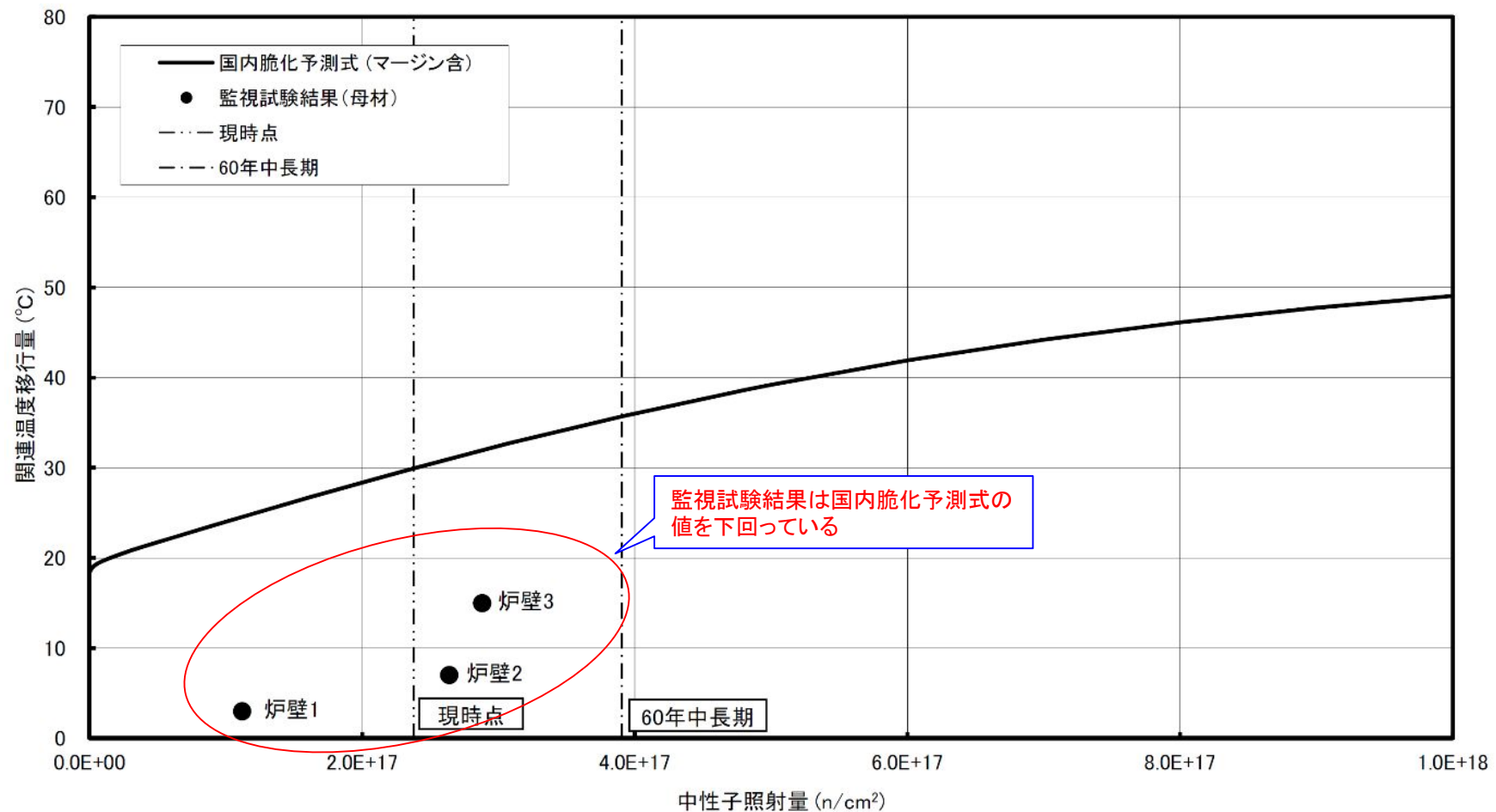
論点No.173,174,175-4

※溶接金属及び熱影響部については別紙1参照

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化
—国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(1/3)—



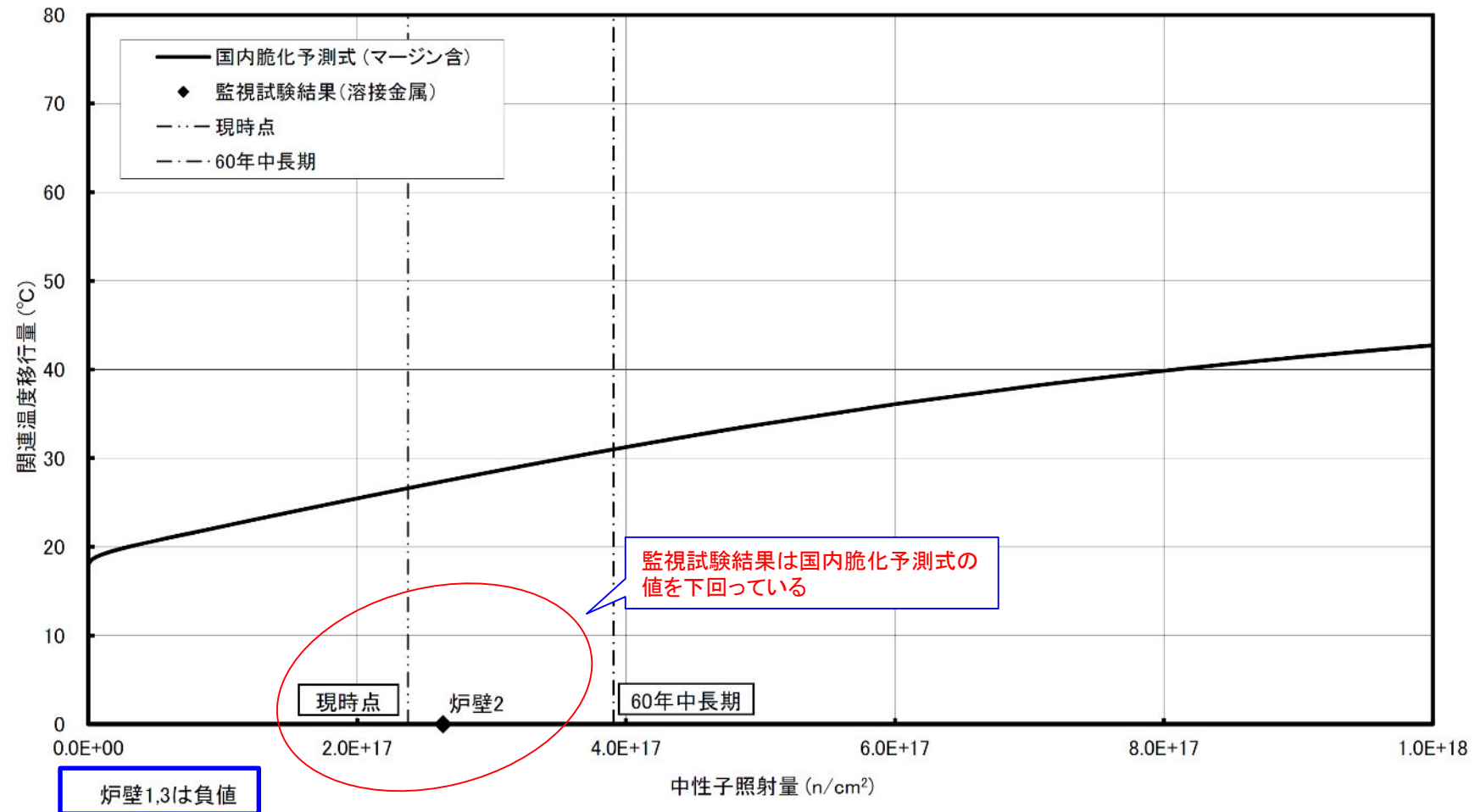
○監視試験結果と関連温度予測値の結果から、原子炉圧力容器の各部位(母材、溶接金属、熱影響部)について、中性子照射脆化は国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認している。



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(母材)

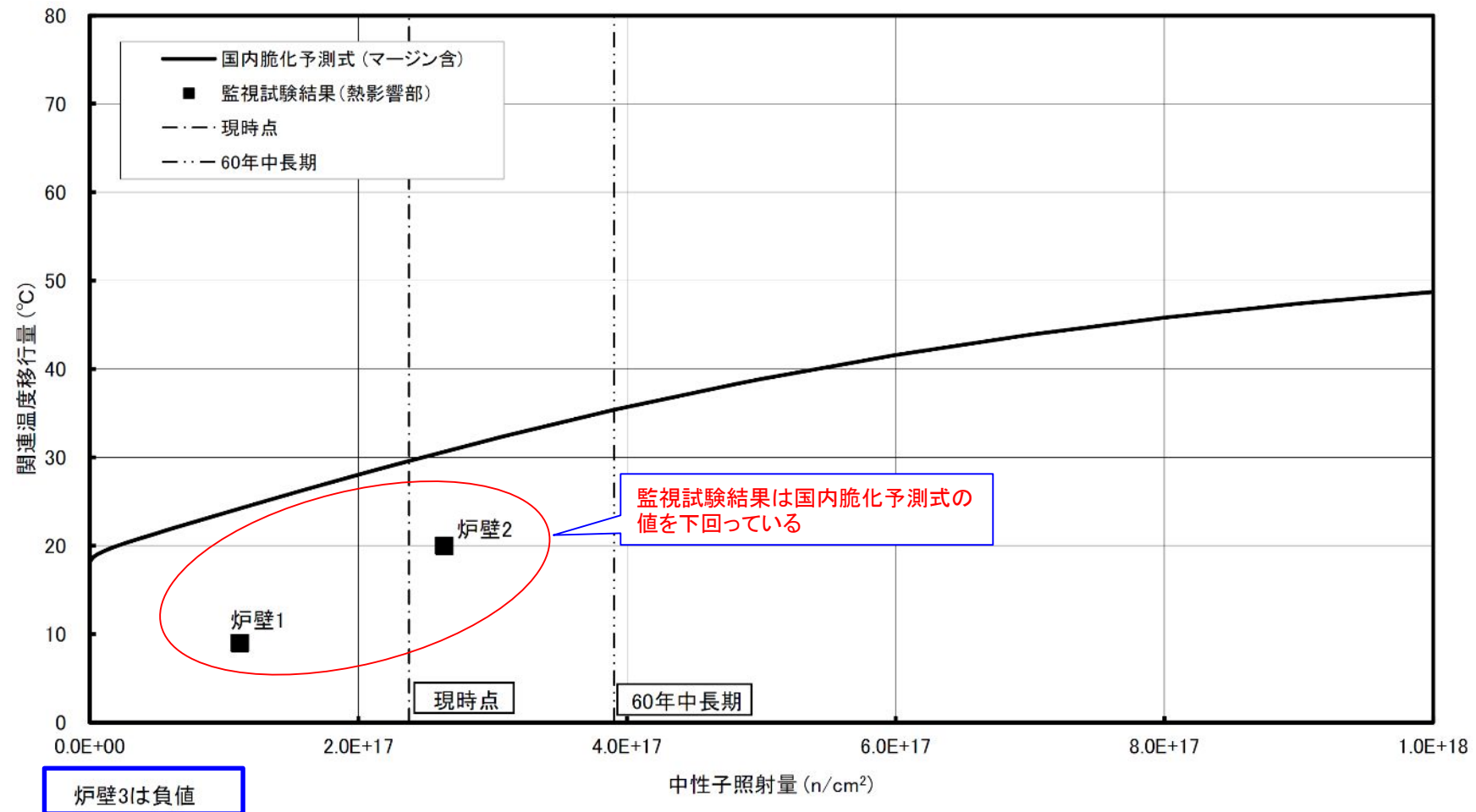
論点No.173,174,175-5

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化
 —国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(2/3)—



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(溶接金属)

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化
 —国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(3/3)—



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(熱影響部)

論点No.173,174,175-7

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化

－監視試験結果に基づく60年時点における胴の最低使用温度－



○前頁に示した監視試験結果と国内脆化予測法の関係より、試験結果を包含する国内脆化予測法を用いて原子炉圧力容器胴部の最低使用温度を算出する。(別紙2参照)

○原子炉圧力容器の胴の関連温度は、2016年11月時点で約5℃、**運転開始後60年時点で約11℃**。これにより、胴の最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージンとして**余裕26℃を考慮**して、2016年11月時点で31℃、**運転開始後60年時点で37℃**となった。

監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の評価結果(国内脆化予測法)

部位		A 関連温度 初期値(℃)	B 関連温度 移行量(℃)※	C=A+B 関連温度(℃)	D 余裕* T-RT _{NDT} (℃)	C+D 胴の最低 使用温度 (℃)
2016年 11月時点	母材	-25	30	5	26	31
	溶接金属	-25	27	2		
	熱影響部	-25	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25	36	11	26	37
	溶接金属	-25	31	6		
	熱影響部	-25	36	11		

* : 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお、特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

※関連温度移行量については、保守的に小数点以下を切り上げて評価している。

<2016年11月時点> 母材:30.0℃, 溶接金属:26.6℃, 熱影響部:29.6℃

<運転開始後60年時点> 母材:35.7℃, 溶接金属:31.0℃, 熱影響部:35.3℃

(2) 監視試験の代表性及び保守性－ 60年時点の最低使用温度評価－



○監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用しているが、原子炉圧力容器や溶接金属の部位ごとに関連温度移行量に影響する化学成分量が異なるため、**部位ごとの関連温度移行量を規格*に基づき算出し、最低使用温度を評価する。**

＜母材＞

部位		識別番号
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2
	3-3	7C330-1-2
	4-4	7C788-1-2
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2
	4-2	7C234-1-2
	4-3	7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A	10596-1-3
	B, C	11035-1-3*2

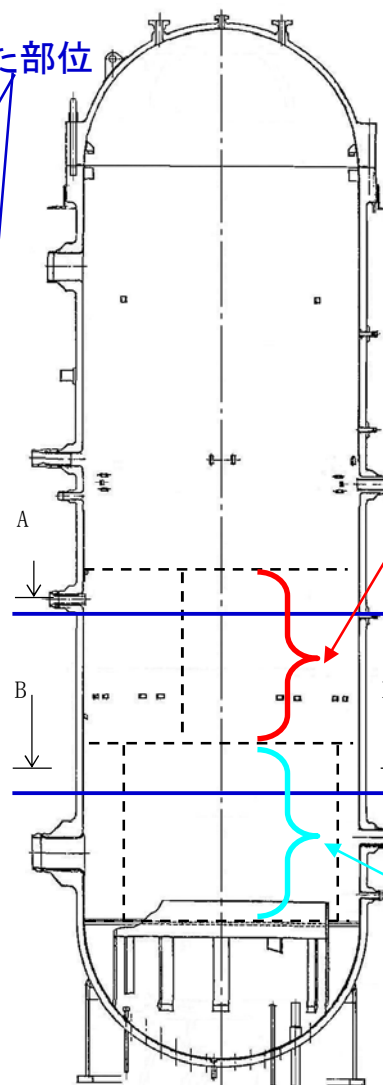
*1: ノズルコーナー部は $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり、Bノズルを代表として実施

＜溶接金属＞

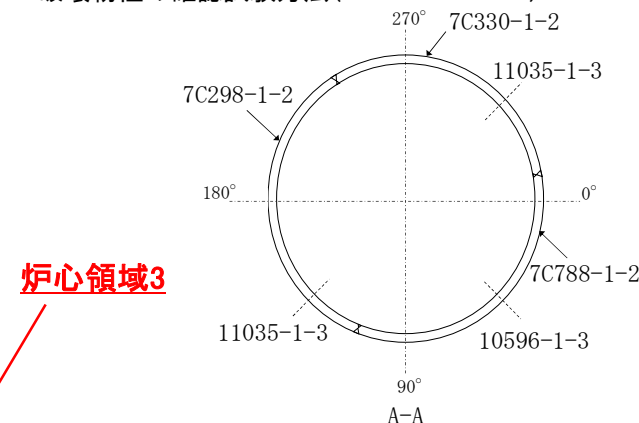
部位	溶接金属	
	識別番号①	識別番号②
原子炉 圧力容器胴	D51852	2X23-02205
	D53040	1810-02205
	D57310	2X23-02205
	D57310	3330-02205
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205
	D60468	3818-02205

監視試験片を取り出した部位



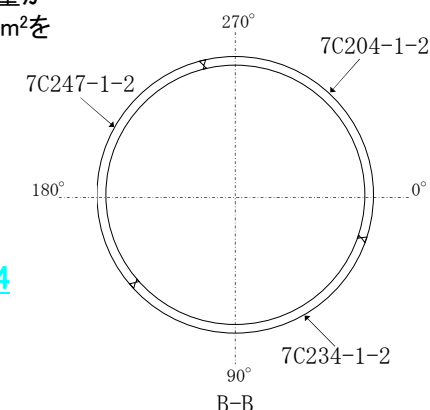
*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),

日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)



中性子照射量が
 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を
超える範囲

炉心領域4

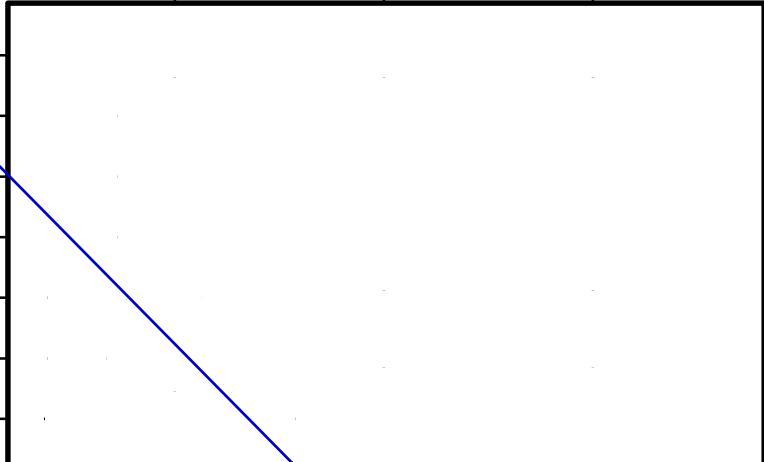


論点No.173,174,175-9

(2) 監視試験の代表性及び保守性－各部位の材料成分－

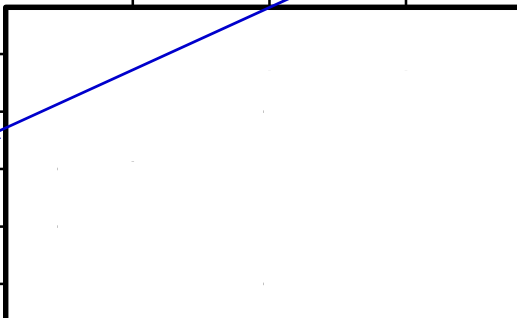
○各部位の材料成分は以下のとおりであり、最低使用温度の評価に適用している。

原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(母材)

部位		チャージNo	化学成分 (mass%) *			
			Cu	Ni	P	Si
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2				
	3-3	7C330-1-2				
	4-4	7C788-1-2				
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2				
	4-2	7C234-1-2				
	4-3	7C247-1-2				
低圧注水ノズル	A	10596-1-3				
	B,C	11035-1-3				

*1: Bノズル及びCノズルは同一チャージであり、Bノズルを代表として実施

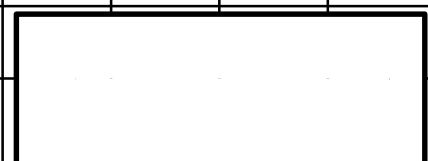
原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(溶接金属)

部位	溶接材料		化学成分 (mass%) *			
	Y-204	YF-200	Cu	Ni	P	Si
原子炉圧力 容器胴	D51852	2X23-02205				
	D53040	1810-02205				
	D57310	2X23-02205				
	D57310	3330-02205				
低圧注水ノズル	D53040	3818-02205				
	D60468	3818-02205				

論点No.173,174,175-10

監視試験片を取り出した部位

※原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分は、比較的不純物が少ない。
JISによる化学成分は以下のとおり。

	Cu	Ni	P	Si
SS400*2				
SQV1A*3				

*2: 一般構造用圧延鋼材(JIS G 3101(2015))

*3: 圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及び
マンガンモリブデンニッケル鋼鋼板(JIS G 3120(2014))

(2) 監視試験の代表性及び保守性－60年時点の関連温度の算出－



○評価手法: 炉心領域にある全ての部位について60年時点の関連温度を算出した。

○評価結果: 低圧注水ノズル(コーナー部)が最も高い部位(最高値27℃)として抽出された。

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

部位		母材 識別番号	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2	-32	51	19
	3-3	7C330-1-2	-32	36	4
	4-4	7C788-1-2	-25	42	17
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2	-32	40	8
	4-2	7C234-1-2	-32	56	24*3
	4-3	7C247-1-2	-32	55	23
低圧注水ノズル (コーナー部)	A	10596-1-3	-28	52	24
	B, C	11035-1-3*2	-28	55	27*3

部位	溶接金属		関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
	識別番号①	識別番号②			
原子炉圧力 容器胴(炉心 領域3, 4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9
	D53040	1810-02205	-43	54	11*3
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12
	D57310	3330-02205	-43	42	-1
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205	-28	36	8
	D60468	3818-02205	-28	36	8

*1: 原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値, ただし低圧注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値
(JEAC4201-2007/2013, JEAC4206-2007)

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり, Bノズルを代表として実施

*3: 部位ごとに最も高い関連温度を用いて最低使用温度を評価する。

論点No.173,174,175-11

(2) 監視試験の代表性及び保守性－ 60年時点の評価結果まとめ－



○評価手法: 炉心領域にある全ての部位*について最低使用温度を算出した。

○評価結果: 下表に示す通り, 60年時点での最低使用温度は低圧注水ノズルが一番高く53℃と算出された。

○保守性 : 監視試験の結果を包含する国内脆化予測法を用いて, 材料成分の異なる各部位ごとに関連温度を評価し, 最も高い最低使用温度を算定するとともに, 特別点検において炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったものの, き裂が発生したことを仮定した評価を行っていることから, 評価には保守性を有する。

*: 中性子照射量が最も大きい压力容器胴と, 中性子照射量は小さいものの構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施

部位ごとの原子炉压力容器の最低使用温度の評価結果(まとめ)

部位			識別番号	A 関連温度 初期値(℃)	B 関連温度 移行量(℃)	C=A+B 関連温度 (℃)	D 余裕* $T-RT_{NDT}$ (℃)	C+D 胴の最低 使用温度 (℃)
母材	原子炉压力容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53
溶接金属	原子炉压力容器胴 (炉心領域3, 4)		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
熱影響部	原子炉压力容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53

*: 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお, 特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

論点No.173,174,175-12

(3) 最低使用温度の選定と運転管理への反映

○(1)の監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴部の評価結果と、(2)の監視試験の代表性及び保守性の比較により、**運転開始後60年時点の最低使用温度は、(2)の部位ごとの評価結果に基づく53℃が最も高いことを確認した。**

○本結果に基づき、**原子炉圧力容器等の最低使用温度を53℃と決定している。**

○今後の発電所の運転管理において、プラントの起動時・停止時等で原子炉圧力容器温度が低温かつ原子炉圧力の昇圧前又は降圧後において、**この最低使用温度(53℃)を上回る温度管理は十分に可能であることを確認している。**(次頁参照)

60年時点の原子炉圧力容器の最低使用温度の
監視試験結果に基づく評価結果と部位ごとの評価結果の比較

	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量(℃)	関連温度 (℃)	余裕 $T-RT_{NDT}$ (℃)	最低使用温度 (℃)
監視試験結果に 基づく評価結果 (母材, 熱影響部)	-25	36	11	26	37
部位ごとの評価結果 〔低圧注水ノズル〕 〔コーナー部〕	-28	55	27	26	53

プラントの起動時における最低使用温度管理について

- 東海第二発電所はBWRであり、原子炉水の温度上昇に伴い昇圧することから、最低使用温度が100℃未満であれば管理可能であるが、原子炉起動時は原子炉圧力容器(原子炉水)の加熱に長時間を要する場合が想定される。
- 至近の運転サイクルの起動曲線実績より、原子炉水温度の実績は60年時点の最低使用温度53℃を上回る約58℃～約60℃に上昇できていることから、今後最低使用温度53℃を設定しても運用上問題ないと判断する。



(4) 5回目の監視試験を行う場合の対応方針

○今後の50年目の高経年化技術評価の実施にあたり、5回目の監視試験については、試験済みの監視試験片を再生して実施*する。

* 日本電気協会電気技術規程「JEAC4201－2007 原子炉構造材の監視試験方法」に基づき実施

○5回目の監視試験の実施時期については、保守管理に関する方針に基づき、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画とする。

○なお、最も照射を受けた4回目の監視試験結果より、母材の方が熱影響部よりも関連温度が高いことを確認しており、全体の脆化傾向として母材で代表できるものとする。

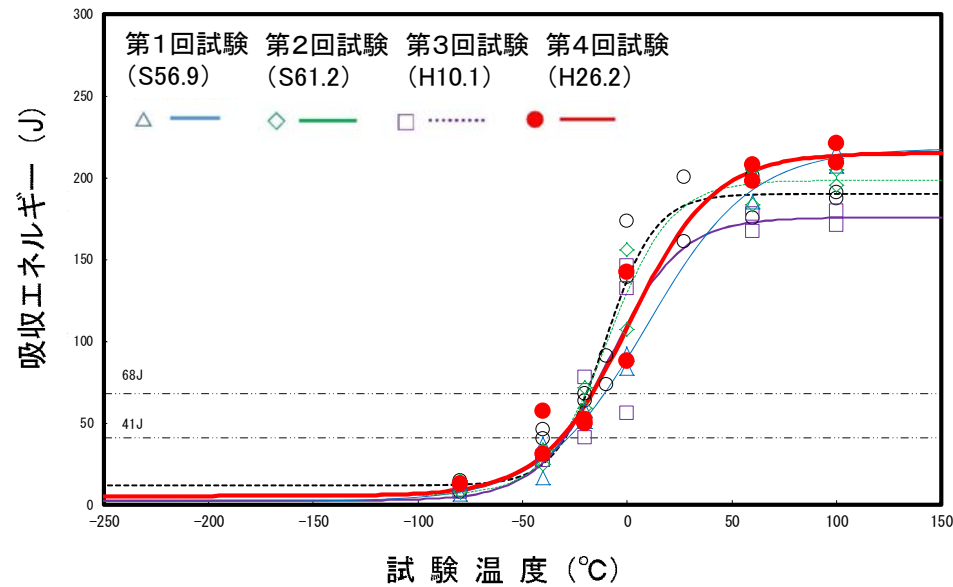
最も照射を受けた4回目の監視試験結果等より、母材、溶接金属及び熱影響部の評価については母材の評価で代表することが妥当と判断している。

○(1)に示した監視試験結果のとおり、関連温度移行量は、4回目(炉壁3)の溶接金属及び熱影響部について負の値であり、脆化の影響を受けていない。

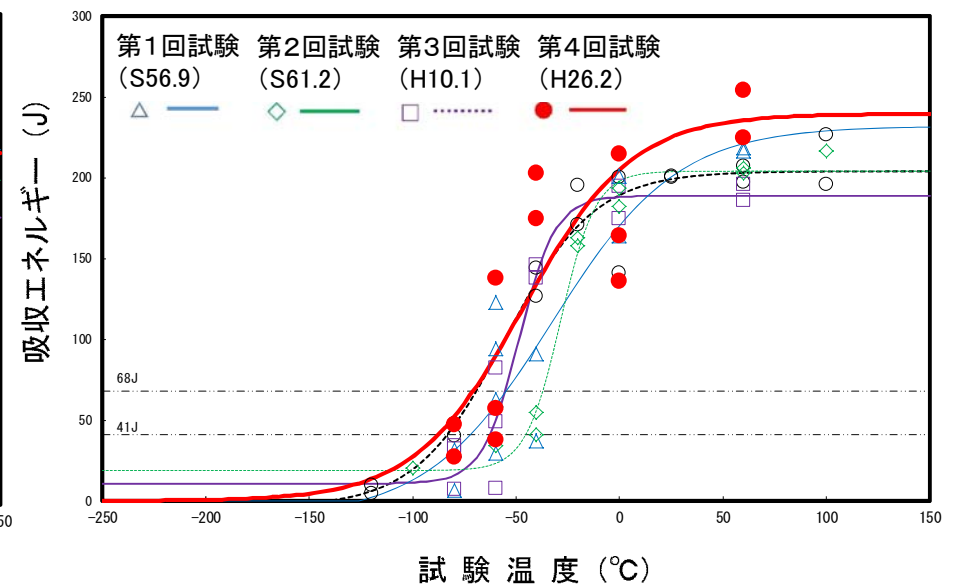
○(2)に示した60年時点の関連温度評価より、熱影響部の関連温度移行量が母材より低いことを確認していることから、熱影響部の破壊靱性は母材と同等以上と考えられる。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。

○ 監視試験片の実測結果



実測結果(溶接金属)



実測結果(熱影響部)

別紙2: 原子炉圧力容器胴の最低使用温度算出の流れ

- 規格*1)には、供用期間中の原子炉圧力容器材料の破壊靱性の要求について関連温度を基準として規定されているとともに、関連温度予測値の算出方法についても規定されている。
- 圧力容器胴の最低使用温度算出にあたっては、60年時点の関連温度を算出した上で、供用期間中の圧力容器胴の破壊靱性要求を満足する温度(最低使用温度)を算出する。流れを以下に示す。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),
日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)

① 圧力容器胴の60年時点の関連温度を算出 (JEAC4201-2007/2013)・・・(C=A+B)

60年時点の関連温度(C) = 関連温度初期値(A) * 2 + 60年時点の関連温度移行量予測値(B) * 3

*2: JEAC4206-2007附属書Eに基づき算出 *3: JEAC4201-2007/2013附属書Bに基づき算出



② 圧力容器胴に仮想的に欠陥を想定した際の破壊靱性に対する要求温度を算出・・・(D)

(1) 関連温度を基準にした温度の関数として、破壊靱性値 K_{IC} が規定されている。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$$

(2) 最大仮想欠陥の深さとして「板厚 t の1/4」を想定した際の、応力拡大係数 K_I を算出する。

(3) 想定欠陥による脆性破壊が生じないためには、(2)で得た応力拡大係数 K_I と破壊靱性値 K_{IC} の関係は、 $K_I \leq K_{IC}$ を満足する必要がある。(1)の式を変形して $K_I \leq K_{IC}$ を満足する余裕 $(T - RT_{NDT})$ として算出する。

$$T - RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln((K_I - 36.48) / 22.78)$$



③ 胴の最低使用温度を算出・・・(C+D)

最低使用温度として、①で得た圧力容器胴の60年時点の関連温度と、②で得た圧力容器胴の破壊靱性に対する要求温度を足し合わせる。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(1/2)

○規格*に基づき、中性子照射による関連温度移行量の予測方法が以下のとおり規定されている。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013)

1. 関連温度移行量の予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値 + M_R
2. ΔRT_{NDT} 計算値を、附属書表B-2100-2(沸騰水型原子炉压力容器に対する ΔRT_{NDT} 計算値)を用いて、以下手順で求める。
 - ① 計算に使用する中性子束 Φ_c に最も近い中性子束 Φ_a, Φ_b ($\Phi_a \leq \Phi_c \leq \Phi_b$)の表を選定。
 - ② 両表に対して、計算に使用するEFPY $_c$ に最も近いEFPY $_1, \text{EFPY}_2$ ($\text{EFPY}_1 \leq \text{EFPY}_c \leq \text{EFPY}_2$)における ΔRT_{NDT} 計算値を計算。銅及びニッケルの含有量に対しては比例法で補完して計算。
 - ③ EFPY $_1, \text{EFPY}_2$ における中性子束 Φ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}1,c}, \Delta RT_{\text{NDT}2,c}$)を求める。

$$\Delta RT_{\text{NDT}i,c} = \Delta RT_{\text{NDT}i,a} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}i,b} - \Delta RT_{\text{NDT}i,a}}{\log \Phi_b - \log \Phi_a} (\log \Phi_c - \log \Phi_a)$$

- ④ EFPY $_c$ に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}c}$)を求める。

$$\Delta RT_{\text{NDT}c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1)$$

3. 求めた ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}c}$)に $+M_R$ を足し合わせる。(規格に基づき, $M_R = 22^\circ\text{C}$)

次ページに、一例として、運転開始後60年時点における原子炉压力容器胴(炉心領域4: 部位4-2)の関連温度移行量の算出過程を示す。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(2/2)

評価条件及び附属書表B-2100-2の「EFPY」「Cu」読み値並びに「Ni」を比例補間した値は以下のとおり。

- ・EFPY: 38.94
- ・化学成分: Cu··%, Ni··%,
- ・関連温度初期値: -32 °C
- ・板厚t: t= mm
- ・板厚t の1/4深さ位置a mm
- ・板厚t の1/4深さ位置での中性子束: $\phi_c = 3.18 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$

JEAC4201[2013年追補版]の 脆化予測評価表 (対応する中性子束 $\text{n/cm}^2/\text{s}$)		EFPY	Ni (mass%)		
			$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$
附属書表 B-2100-2(3/14)	2×10^8 (ϕ_a)	32 (EFPY ₁)			
		40 (EFPY ₂)			
附属書表 B-2100-2(4/14)	4×10^8 (ϕ_b)	32 (EFPY ₁)			
		40 (EFPY ₂)			

EFPY₁, EFPY₂における中性子束 ϕ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}1,c}$, $\Delta RT_{\text{NDT}2,c}$)を算出。

$$\Delta RT_{\text{NDT}1,c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,a} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}1,b} - \Delta RT_{\text{NDT}1,a}}{\log \phi_b - \log \phi_a} (\log \phi_c - \log \phi_a)$$

$$\Delta RT_{\text{NDT}1,c} = \text{} + \frac{\text{>}}{\log(4 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)} (\log(3.18 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)) = \text{>}^{\circ}\text{C}$$

同様に $\Delta RT_{\text{NDT}2,c}$ を計算。 $\Delta RT_{\text{NDT}2,c} = \text{>}^{\circ}\text{C}$

$$\ast \Delta RT_{\text{NDT}c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1)$$

$$\text{>} + \frac{\text{>}}{\log 40 - \log 32} (\log 38.94 - \log 32) = \text{>} \div 34^{\circ}\text{C}$$

よって、関連温度移行量の予測値 $= \Delta RT_{\text{NDT}}$ 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}c}$) $+ M_R = 34 + 22 = 56^{\circ}\text{C}$

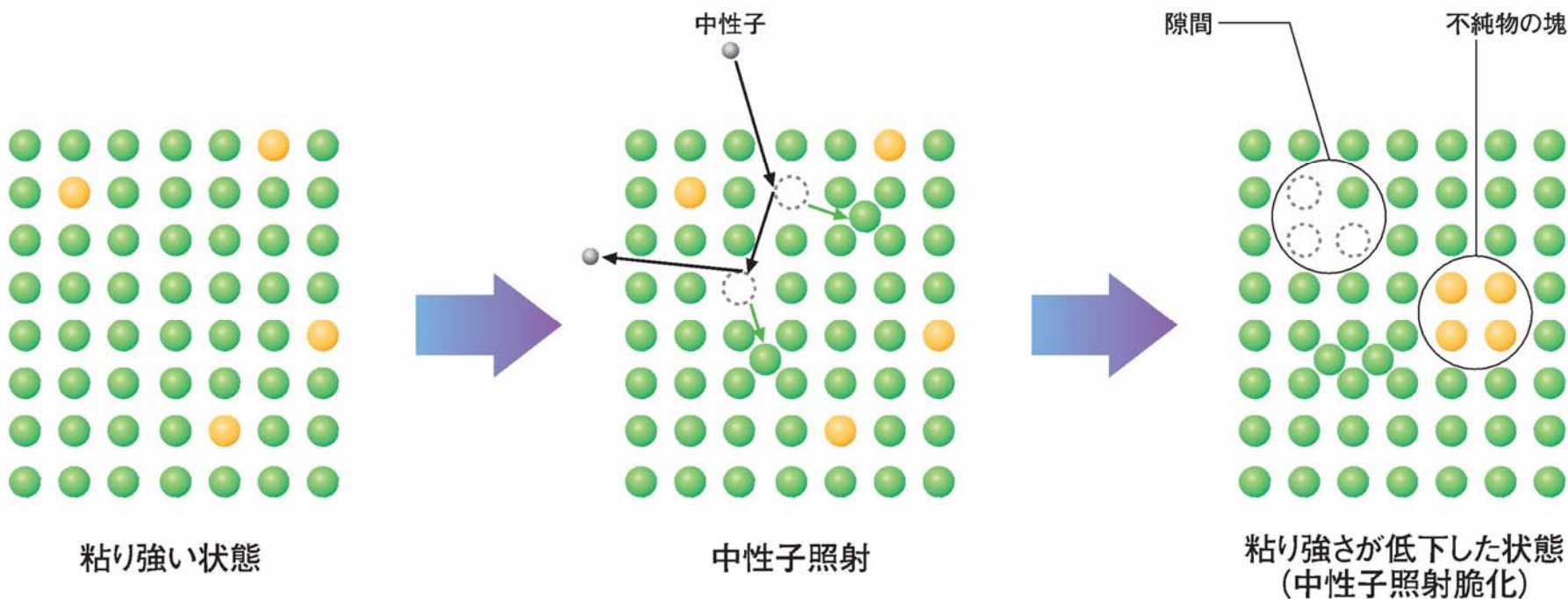
論点No.173,174,175-19

＜参考＞中性子照射脆化メカニズム

鉄は、**中性子を受けると粘り強さが低下（脆化）**することがわかっています。これは、鉄を原子レベルで見ると、鉄原子は粘り強い状態では規則正しく並んでいます。が、**中性子を受けると、鉄原子がはじき出されて隙間ができた**り、**不純物の塊ができた**りすることにより、規則正しさが乱れるためです。これを「中性子照射脆化」といいます。

中性子照射に伴う原子構造の変化（イメージ）

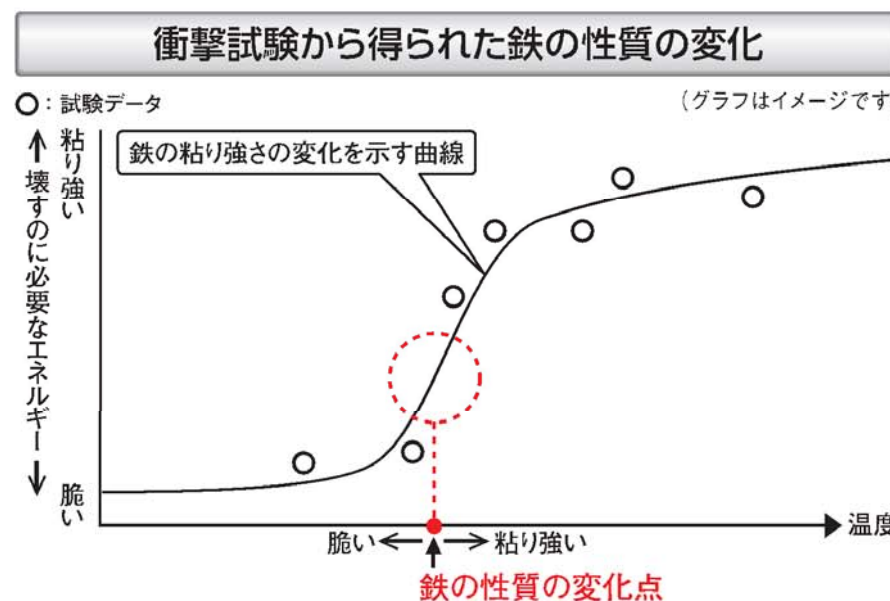
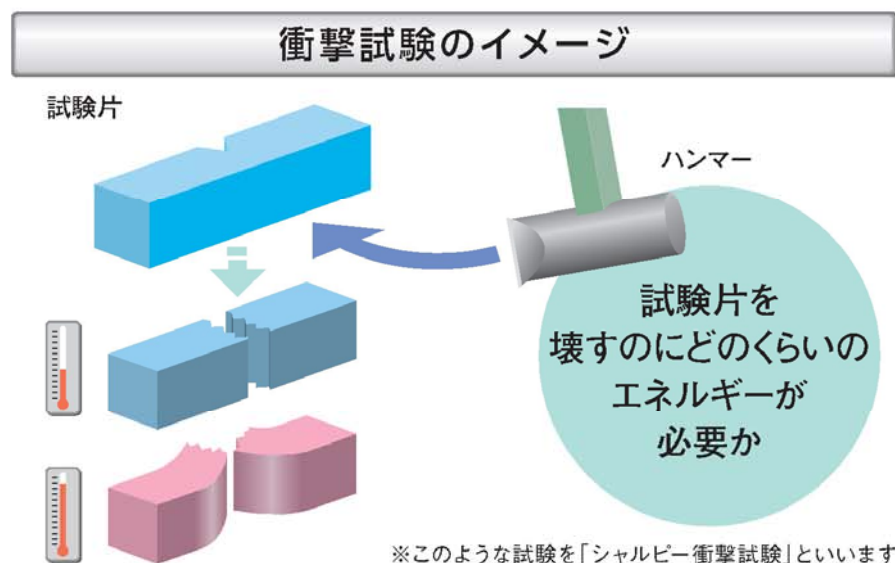
● 鉄原子 ○ 空孔 ● 銅原子（不純物原子）



<参考>シャルピー衝撃試験と吸収エネルギーについて

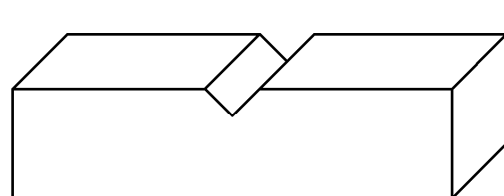
鉄などの金属は、ある温度以下になると粘り強さが低くなる性質があり、この性質が変わる温度を「脆性遷移温度」といいます。試験片を使ってこの温度を調べることで粘り強さの変化を確認できます。

具体的には、取り出した試験片の温度を様々に変え、衝撃を加えて壊す試験※を行い、試験片を壊すのに必要なエネルギーの量を測定することで確認できます。

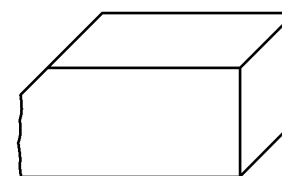


<参考> 監視試験片の再生について

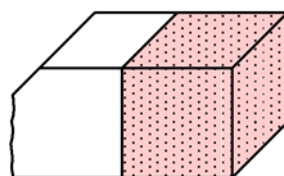
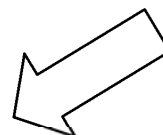
○日本電気協会電気技術規程「JEAC4201－2007 原子炉構造材の監視試験方法」にて、監視試験片の再生が導入されている。再生例は以下のとおり。



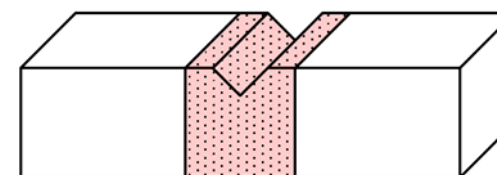
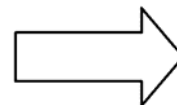
①照射済監視試験片



②試験後の残片を炉内に再装荷し、継続照射



③継続照射後の残片から、再生試験片用の部材を加工



④当該部材の周囲に補完材を接合し、試験片を再生

※出典：JEAC4201-2007の記述に基づき図示化

【論点No.173】

原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【委員からの指摘事項等】

No.161

原子炉圧力容器の最低使用温度の評価に関して丁寧に説明すること。

P.2-14,16-19

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

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.252

・圧力容器自体の劣化状況

P.2-14,16-19

No.342

5. 劣化状況評価 とくに中性子照射脆化 P.71.72 (40年超の安全は不明)

P.2-14,16-19

No.353

原子炉圧力容器の経年劣下評価

P.2-14,16-19

No.406

金属疲労, 脆化, 破断についての説明が不十分であり, 超音波で安全といえるのか

P.2-14,16-19

「特別点検, 劣化状況評価及び保守管理方針」
特別点検参照

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.753

P.2-14,16-19

原子炉圧力容器は中性子の照射により脆くなっていく。その目安が「脆性遷移温度」である。脆さが増すと脆性遷移温度は高くなり、原子炉事故時に注水される水の温度や圧力容器内面のき裂の大きさによっては圧力容器が破壊されてしまう。照射脆化の調査を行うため監視試験片を炉内にいれている筈だが、高経年化評価、および特別点検で検査した結果を単に「特に重要となる内表面近傍の欠陥がないことを確認した」的な曖昧表現でなく、本来あるべき管理値に対し、劣化傾向をトレンド的に示し20年の運転延長に耐えられるかを明らかにすること。現に欧州原発で40年を超過した原子炉圧力容器にひび割れが見つかり、東海第二もGEからの輸入品であることを考えれば、ひび割れの可能性が考えられる。特に東海第二は第一世代と言われる70年代の原発であり、容器の材質が非常に悪い。銅などの不純物がたくさん入っているとも言われており、中性子が当たると不純物が固まって脆くなる可能性を秘めている。参考までに、原子炉圧力容器の設計寿命は40年となっている。東電1F-1の原子炉設置許可申請書にも40年と出している。また、BWRではシュラウドにひび割れが見つかり、1F-3、敦1、島根1では交換している。評価結果により、運転延長する場合は、原子炉圧力容器、シュラウド等の交換も実施することを検討のこと。

No.837

P.2-14,16-19

(7)炉心シュラウド等の応力腐食割れ(施設設備の老朽化)

炉心シュラウド及び上部格子板の応力腐食割れが発生すると推定しているが、どのような根拠で、いつごろ発生すると推定しているか、また、それが問題にならない理由を知りたい。

No.929

「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

意見

安全性で問われている問題の中で、中性子線による脆性破壊のリスクにたいしての説明や沸騰水型改良標準化適用格納容器でMARK-IIは、容器がコスト面で小型化したことの欠点等が指摘されています。それらの安全面に対してのの説明等一切なかったのですが、問題ないと断言できるのでしょうか？それともリスクも把握しているが現状問題なしとのことなのか説明すべきと思いました。

P.2-14,16-19

* 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.930

当初原子力発電所は40年と決めて、進めたはずなのに20年延長という事が出た背景は、どこまで検証されたのか、説明もないのですが、脆性破壊の劣化予測モデルが実際とあっていないことなど、明確にしてもらわないと安心できない。また、専門性が高すぎて意見をだせと一般県民に説いてもなかなか意見も言えないのが現状だと思われます。沸騰水型の第一号であれば、しっかり検証し、予測値との差などでいていないかなど見極めて進めていただきました。

No.968

P.2-14,16-19

40年もたってしまった機械は古くなり劣化します。周囲の部品はとりかえられるにしても、肝心の圧力容器や格納容器はとりかえることも修理することもできません。

P.2-14,16-19

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」参照

No.991

2, 稼働して40年経過したということは核燃料の燃焼による炉への経年疲労は相当なものがあると思われます。

No.1183

P.2-14,16-19

「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

事故・故障の未然防止対策

○圧力容器、シュラウドなどは30年余の中性子照射・脆化により耐用年数は超過したので熱衝撃で破損の恐れが大きい。

「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

【論点No.174】

監視試験の代表性及び保守性について

【委員からの指摘事項等】

No.162

中性子照射脆化の問題となる胴部では板が3つあり、それぞれ化学成分が異なる。例えば、7C330-1-2は監視試験片を取り出した部位とのものであるが、これは他の板に比べて、化学成分の代表性はきちんと担保されているか。化学成分が違ふと関連温度移行量の変化も違ふので、一番厳しい材料を見ているか確認したい。

P.9-13

【論点No.175】

5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【委員からの指摘事項等】

No.163

監視試験片として4カプセル装荷して、4回監視試験を行っているが、5回目の監視試験のカプセルはどう対応するの
か。

P.2-8,15,22

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.500

③劣化状況評価が不十分なのに合格としたこと。(P.71ちゃんとしたテストピースはもうないのに)

P.2-8,15,22

No.834

(4)中性子照射等による炉内構造物の劣化予測(施設設備の老朽化)

中性子照射の影響を受けた炉内材料の劣化状況を確認するため、圧力容器内に設置している材料試験片は、定期的に取り出して監視試験を実施しているが、この試験片が残り1点だけで、今後は、新しいものを入れるようであるが、十分に信頼できる評価ができるか疑問である。

P.2-8,15,22

No.925

p71に関連して、原子炉圧力容器の中性子照射脆化についてJEACで監視試験が基定されているが、東海第二では監視試験片(4対)がすでに実施され試験が出来ない。

再生試験片を入れたと聞いたが母材は出来ても、溶接金属、HAZの試片は再生出来ない。

JEAC(法)にていしょくするのは

P.2-8,15,22

No.1184

東海第二はテストピースが極端に少ないか又は無きに等しいので、審査は誠に不十分。圧力容器は再審査する必要あり。

P.2-8,15,22

フェライト量の具体的な算出方法及びその根拠・保守性について

【説明概要】

2相ステンレス鋼の脆化に関して、フェライト量の算出は、製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTMA800/A800M-14)」に示される線図より決定した。フェライト量の算出結果の最大値は、仕切弁：原子炉再循環ポンプ入口弁(F023A)の弁箱が最大(約24.3%)であった。

評価においては、フェライトが量が多くなるような化学成分の取り扱いや、靱性値係数の下限値を用いる扱いにより、保守性を確保している。

フェライトの算出方法

○フェライト量は、下表に示す製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM A800/A800M-14)」に示される線図(図1)より決定した。

表 ミルシートによる材料成分

対象機器・部位	材質	化学成分(溶鋼分析)[%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量 F[%]
		C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb*	N*		
原子炉再循環ポンプのケーシング	ASME SA351 CF8M							—	—	約1.41	約21.1
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	ASTM A351 CF8M							—	—	約1.45	約24.3

*:Nb, Nの化学成分は規格上の規定値がなく、製造時のミルシートに記載がないため、当該化学成分値を0%として評価している。
(参考)Nb, Nの化学成分による影響は、文献値や他プラントの材料データを用いて試算するとフェライト量が少なくなることを確認。⇒ 保守的な評価を目的としてフェライト量が多くなる0%に設定。

○図1のとおり、フェライト量は上・下限値がありばらつきが発生し得る。

これを踏まえ、各フェライト量毎の靱性値(熱時効時間無限大時)係数の算出に際しては、図2のとおり各材料データに基づく係数の**平均値(実線)-2S(Sは標準偏差)の下限値(破線)**を用い評価を行うことで、**保守性を確保している。**

- ・平均値(実線): Predicted Ave.Value
- ・下限値(破線): Lower bound(-2S)

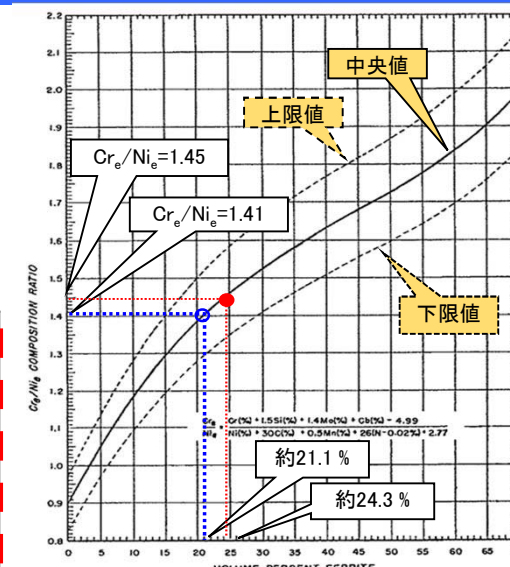


図1 フェライト量導出図
○: 原子炉再循環ポンプケーシング
●: 原子炉再循環ポンプ入口弁

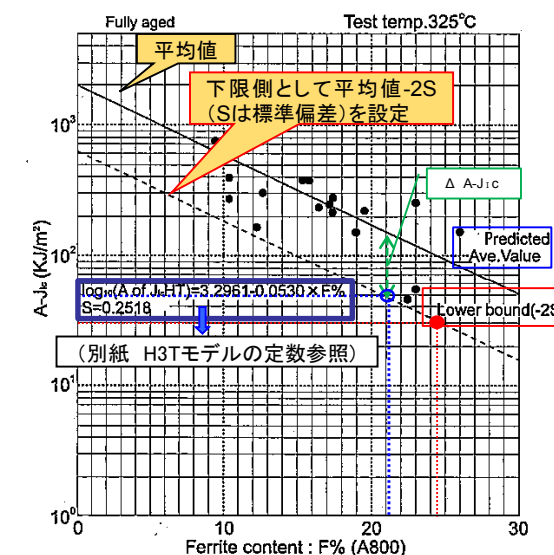


図2 靱性値(熱時効時間無限大時)

フェライトの算出結果



○フェライトの算出結果は下表のとおりとなり、**フェライト量が最も多いのは「原子炉再循環ポンプ入口弁」となり、また、発生応力が最も大きいのは「原子炉再循環ポンプケーシング」となった。**

熱時効の代表評価対象部位の選定表

機種分類	対象機器	対象部位	機器番号	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 [MPa]	重大事故等時の機能要求	選定結果
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	C001A	約21.1	285	198.5	無し	○
			C001B	約19.6	285	190.7	無し	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	F023A	約24.3	285	146.7	無し	○
			F023B	約20.1	285	142.6	無し	
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	F067A	約19.3	285	119.4	無し	
			F067B	約22.6	285	128.4	無し	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁箱	F008	約12.9	285	65.2	有り	
			F009	約11.6	285	67.2	有り	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	F090A	約14.7	285	39.9	有り	
			F090B	約13.0	285	41.6	有り	
			F091	約8.5	285	63.5	有り	
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	F013	約12.6	285	111.0	有り	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	F001	約13.8	285	158.3	無し	
			F004	約14.3	285	195.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	F100	約13.1	285	126.8	無し	
			F106	約14.1	285	115.1	無し	
	原子炉圧力容器底部ドレン弁	弁箱	F101	約12.0	285	146.9	無し	
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	F105	約8.4	285	—	無し	
			F060A	約23.1	285	140.1	無し	
			F060B	約15.9	285	155.8	無し	

○上記に基づく評価対象部位の選定の結果、**フェライト量が最も多い原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱をフェライト量の代表評価対象部位として選定した。**

○また、**発生応力が最も大きい原子炉再循環ポンプのケーシングを発生応力の代表評価対象部位として選定した。**

<別紙1> フェライト量による靱性への影響



○フェライトとは、酸化鉄(Fe_2O_3)を主成分とする磁性酸化物であり、溶接時の高温割れ防止のため金属組織中に含有させる。一般に、フェライト含有量が多い材料は、温度が上昇すると硬くなり、粘り強さが低下する。これを靱性が低下するという。

○フェライト含有量による靱性への影響

・図3のとおり、靱性への影響はグラフの凡例記載のF23 > F15 > F8の順。F8は靱性の顕著な低下が認められない。

→フェライト含有量が 高い＝靱性の感受性が高く、機械的性質(シャルピー衝撃値)が低下する。

ただし、靱性低下単体の劣化では、材料に亀裂の発生・進展がなければ問題とはならない。

⇒設備の保全にて、亀裂の有無を確認していく。

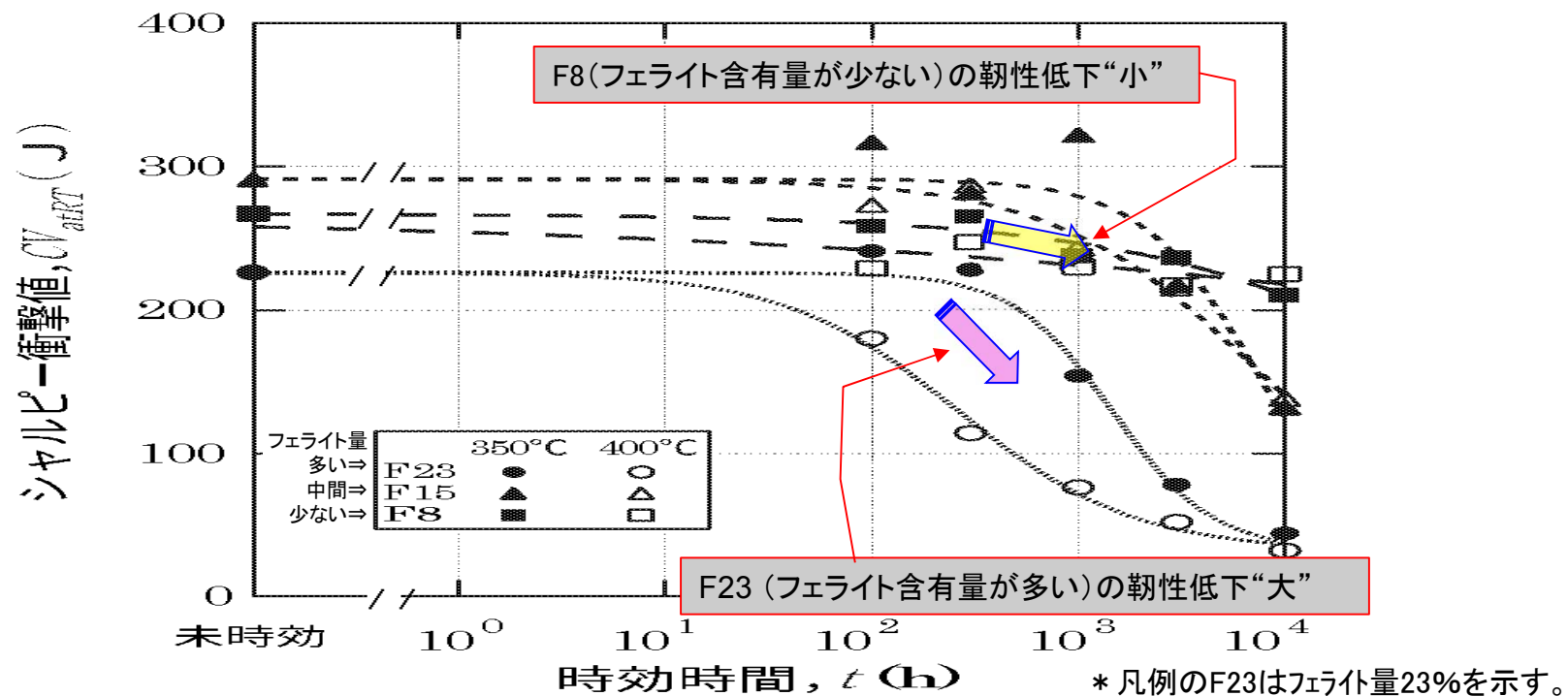


図3 時効時間によるシャルピー衝撃値の変化

出典:「2相ステンレス鋼の熱時効機構に関する研究」山田 卓洋, 根岸 和生, 工藤 大介, 桑野 寿<抜粋>

<別紙2> フェライト量による脆性予測モデルへの影響



○フェライト含有量による脆性予測モデルへの影響

- ・熱時効評価は「図4 熱時効評価の流れ」により実施する。
- ・破壊靱性値の評価においてフェライト量が支配的に影響するのは「亀裂進展抵抗」の算出が該当。(図4の赤枠部)

→亀裂進展抵抗の予測式(H3Tモデル)にて、フェライト量は破壊靱性値を低下させる定数として考慮されている。

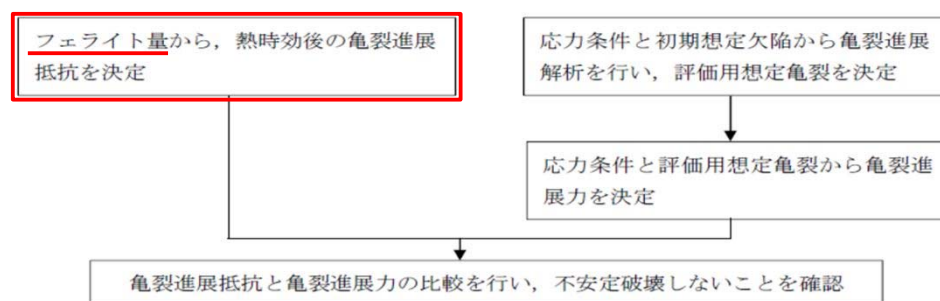


図4 熱時効評価の流れ

$$M_K = A + \frac{B_i \exp \left[\frac{Q}{R} \left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i} \right) \right]}{t + (t_{Fi} + C_i) \exp \left[\frac{Q}{R} \left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i} \right) \right] - t_{Fi} \exp \left[\frac{F}{R} \left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i} \right) \right]}$$

M_k : 熱時効時間 t 後の破壊靱性値 $[kJ/m^2]$

(J_{IC} : 破壊靱性値, J_6 : $\Delta a=6$ mm における破壊靱性値)

A : 熱時効時間無限大での靱性値 $[kJ/m^2]$

B_i : 温度 T_i (325 °C) における熱時効温度に関連する定数

t : 熱時効時間 $[h]$ (= 341, 079 h)

T_k : 評価対象の使用温度 $[K]$ (= 285 °C + 273.2 = 558.2 K)

t_{Fi} , $t_{Fi} + C_i$: 温度 T_i (325 °C) における時間定数

Q, F : 活性化エネルギー $[kJ/mol]$ (= 100 kJ/mol)

R : ガス定数 $[kJ/(mol \cdot K)]$ (= 0.008368 kJ/mol · K)

Δa : 亀裂進展量 $[mm]$

H3Tモデルの定数 * 1 (J_{IC} の箇所<抜粋>)

		Predicted equation	S
J_{IC-HT} (J_{IC} at 325°C, kJ/m ²)	A	$\text{Log}_{10} (A \text{ of } J_{IC-HT}) = 3.2961 - 0.0530 \times F\%$	0.2518
	B_{325}	$\text{Log}_{10} B_{325} = 5.7869 + 0.9256 \times Mn$	0.1514
	t_{F325}	$\text{Log}_{10} t_{F325} = 4.3047 - 19.1095 \times N$	0.2732
	$(t_F + C)_{325}$	$\text{Log}_{10} (t_F + C)_{325} = 1.5354 + 0.2062 \times Ni$	0.1417

S: 標準偏差

亀裂進展抵抗(破壊靱性値)の予測式(H3Tモデル)

出典: 「S.Kawaguchi et al., "PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING", ASME PVP 2005-71528]

論点No.176-5

【論点No.176】

フェライト量の具体的な算出方法及びその根拠・保守性について

【委員からの指摘事項等】

No. 164

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

2相ステンレス鋼の脆化のところで、フェライト量を計算値で小数点第1位まで求めているが、フェライト量は材料の中でかなりばらつく。実測データはないか。化学成分から求めていると思うが、実際のポンプやケーシングでフェライトメーターで測っているといったものではないのか。フェライト量の決定に用いているASTM800／A800Mに示される P.2
線図では、化学成分を入れると、上限値や下限値は出てこないのか。仕切弁が一番フェライト量が多いのか。他に P.3
もっとフェライト量が多い部位はないのか。

①止水ジョイント部の具体的な構造, 止水シート等の材質及び耐津波設計(耐候性, 構造強度等。試験結果を含む。)について

【説明概要】

止水ジョイントは, 地震時における防潮堤の構造上の境界部及び構造物間に生じる相対変位に対して追随し, かつ津波時の波圧に対応できる仕様であり, 防潮堤内への津波の有意な漏えいを生じさせない構造としている。

止水ジョイントは, 遮水シート(止水)と土木シート(強度)を折り畳み, その両側を遮光シート(耐候性)で保護した多層構造であり, 防潮堤の堤内側及び堤外側の2か所に設置する。2か所に設置することから交換作業時においても津波防護機能を保持することができる。

変位に追従することを引張試験により, 止水機能を保持することを耐圧試験により, 促進耐候試験機に入れたシートの引張強度により耐候性試験を実施し, 止水ジョイントの機能を確認している。

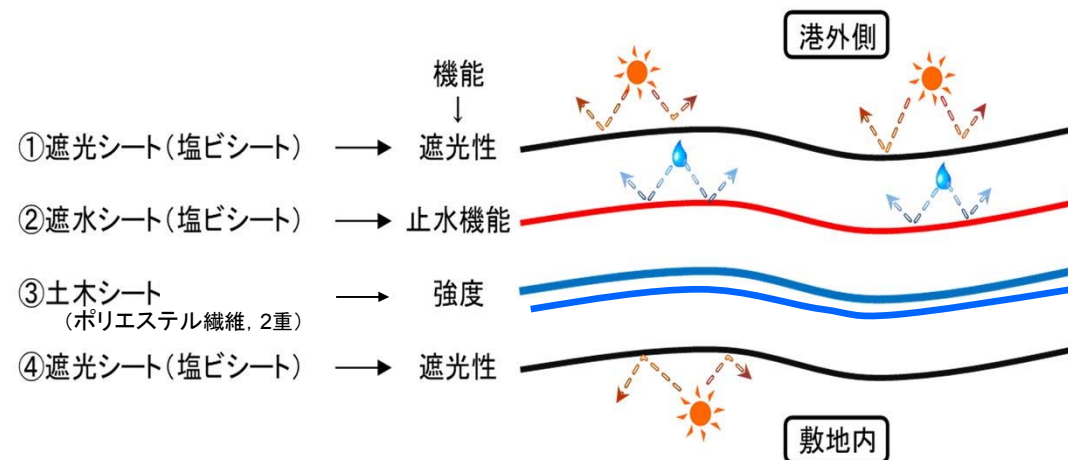
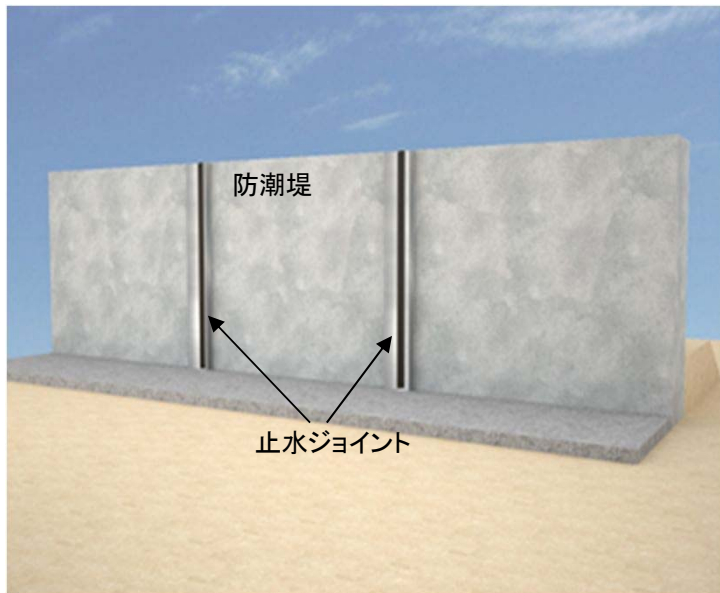
②止水シート等経年劣化が見込まれる部位の耐用年数及び交換等メンテナンスの方法について

【説明概要】

止水ジョイントの耐候性試験結果から耐用年数を15年と設定したことから, 交換頻度は15年に1回を基本とする。しかし, 定期的に目視により点検を実施する。

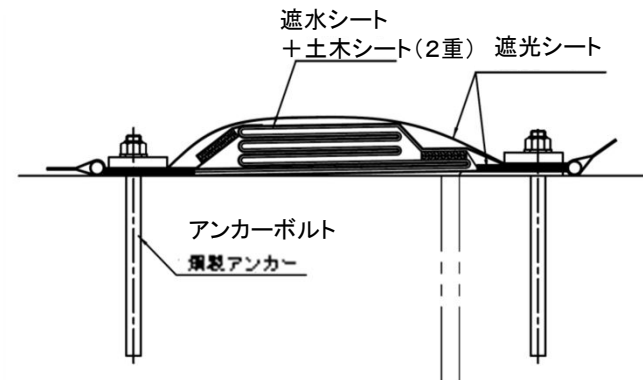
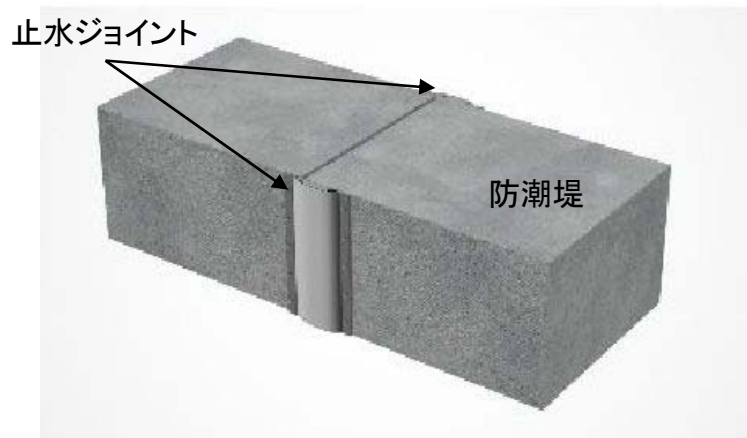
止水ジョイントの概要(1/2)

- 止水ジョイントは、地震時における防潮堤の構造上の境界部及び構造物間に生じる相対変位に対して追随し、かつ津波時の波圧に対応できる仕様であり、防潮堤内への津波の有意な漏えいを生じさせない構造としている。
- 止水ジョイントは、遮水シートと土木シートを折り畳み、その両側を遮光シートで保護した多層構造である。
- 遮水シートは塩ビシートであり、止水機能を担う。
- 土木シートはポリエステル繊維であり、2重とし、強度を担う。
- 遮光シートは塩ビシートであり、紫外線による劣化から保護する。遮水シートと土木シートのそれぞれの外側を構成する。



止水ジョイントの概要(2/2)

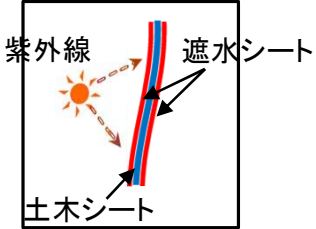
- ・ 止水ジョイントは、防潮堤の堤内側及び堤外側の2か所に設置する。2か所に設置することから交換作業時においても津波防護機能を保持することができる。
- 両端部をアンカーボルトを用いて固定する。



止水ジョイントの設計評価(1/6)

【止水ジョイントの試験概要】

- 地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認する。(①引張試験)
- 津波時+余震時に相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認する。(②耐圧試験)
- 土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ、15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認する。(③耐候性試験)

試験目的	地震時	津波時+余震時	耐候性試験装置
	 地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認。	 相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認。	 土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ、15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認。
	変位追従性の確認	①引張試験	—
	止水性の確認	—	②耐圧試験
	耐久年数の確認	—	③耐候性試験

止水ジョイントの設計評価(2/6)

【止水ジョイントの許容限界】

- ・ 防潮堤の構造上の境界部および構造物間の相対変位量を解析により算定
- ・ 算定した最大相対変位量は止水ジョイントの許容限界以下であることを確認した。

評価項目	許容限界
止水ジョイント(遮水シート, 土木シート)	相対変位: 2m

【試験条件】

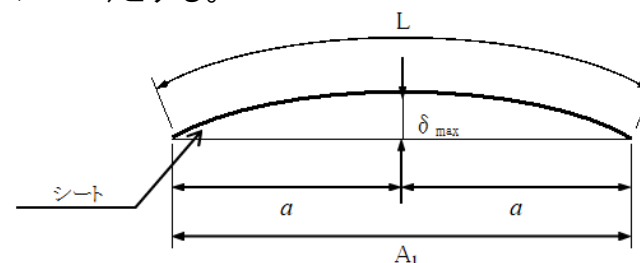
試験水圧

- ・ 津波の最大遡上高さや設置地盤高さの差の1/2を浸水深として朝倉式から基準津波時および敷地に遡上する津波時の波圧を算定
- ・ 算定結果を用いて保守的に試験時の水圧を設定
基準津波時: 0.26MPa 敷地に遡上する津波時: 0.55MPa

引張荷重

- ・ 作用する引張力が最大となるのは、敷地に遡上する津波時の防潮堤天端部のシートジョイントの開きが許容限界 (2m) に達した時である。
- ・ その際の引張力を算定し、試験時の引張荷重は188.18kN/m(56.45kN/30cm)とする。

$$T_s = \frac{W \cdot a}{2 \cdot \delta_{\max}} \cdot \sqrt{a^2 + 4 \cdot \delta_{\max}^2}$$



シートジョイントの引張荷重の算定概要

止水ジョイントの設計評価(3/6)

【試験方法および結果】

①引張試験

- 防潮堤の構造上および構造物間の最大相対変位は止水ジョイントの許容限界以下であり、津波時に想定される最大波圧が作用時に最大張力が作用する。
- 止水ジョイントの両端の固定部は、ボルト径、設置間隔の実際の設置状態を模擬している。
- 試験は、最大張力荷重(56.45kN/30cm)を10回繰り返し載荷と10回繰り返し載荷後同荷重を10分間継続して載荷することで行った。
- 載荷後、供試体に有意な漏えいを生じない変形に留まることを確認した。

引張荷重(kN/30cm)	載荷方法	変形	判定
56.45	10回繰り返し載荷	無	良
56.45	10回繰り返し載荷後10分間継続して載荷	無	良

②耐圧試験

- 直径300mmの筒状の止水ジョイント(遮水シートを内側、土木シートを外側)を円筒状鋼管に取り付け、両端部を固定した状態で、鋼管と止水ジョイントの間に水圧を負荷する。
- 水圧は基準津波時(0.26MPa)および敷地に遡上する津波時の波圧(0.55MPa)とする。
- 加圧中および10分以上加圧後において止水ジョイントからの有意な漏えいがないことを確認した。

負荷水圧(MPa)	加圧保持時間	漏えい	判定
0.26	10分以上	無	良
0.55	10分以上	無	良

止水ジョイントの設計評価(4/6)

③耐候性試験

(試験の目的)

- ・防潮堤に設置される止水ジョイントの経過に対して、各々の部材の劣化状況を確認し、耐用年数について検討
- ・止水ジョイントの耐用年数に基づき、維持管理方針を設定

(試験方法)

- ・止水ジョイントの耐候性試験は、紫外線及び降雨に露出される遮光シートと津波の波圧に対して強度を発揮する土木シートに対して行う。
- ・試験体は、遮光シートによって土木シート(ポリエステル繊維, 2重)を包んだ(19cm×20cm×厚さ2cm)もの
- ・試験体に紫外線を照射することにより劣化程度を評価する促進耐候性試験と、促進耐候性試験実施後の土木シートの強度変化を測定する引張強さ試験を実施
- ・促進耐候性試験時間は、特殊光源ランプによる照射時間と屋外暴露経過時間との関係から求めた試験時間に安全率1.5を乗じることにより設定
- ・促進耐候性試験は「膜材料の品質及び性能試験方法」(社) 日本膜構造協会)に準じて実施
- ・引張強さ試験はJIS L 1096に準じて実施

促進耐候性試験諸元	
使用機種	スーパーUVテスター
放射照度	1500 (W/m ²)
ブラックパネル温度	63±3 (°C)
槽内湿土	50±5 (%)
水スプレー	120分中18分間降雨
試験時間(15年経過相当)	540 (hr)

引張強さ試験諸元	
試料名	土木シート (#800, 2重)
試験試料幅	30 (mm)
引張速度	200 (mm/min)
標線間	200 (mm)
試験供試体	3個

①促進耐候性試験

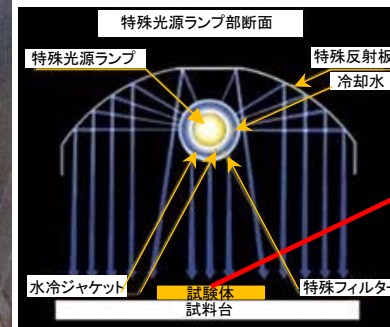


促進耐候性試験概念図



促進耐候性試験機(スーパーUVテスター, 光源装置)

特殊光源ランプにて紫外線を試験体に照射するとともに、降雨状態を考慮して一定時間間隔で水分を噴霧

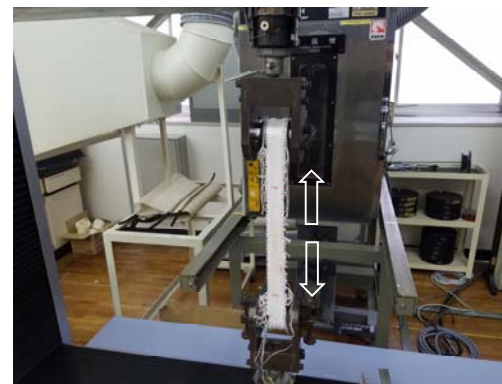


促進耐候性試験の試験体
(土木シートを遮光シートで包んでる状態)

②引強さ試験 (①試験実施後の土木シート試験体を使用)



土木シート引張試験供試体(タテ, ヨコ)作成前



引張強度試験実施

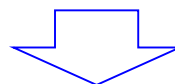
促進耐候試験後の土木シートを
タテ, ヨコ方向に引張り, 強さを計測

止水ジョイントの耐候性試験試験結果

促進耐候性 試験時間	供試体数(個)		①促進耐候性試験結果 (遮光シート)	②引張強さ試験結果(土木シート)
				平均値 (N/3cm)
オリジナル (新品)	タテ	3	—	18,652
	ヨコ	3	—	17,307
540時間 (15年相当)	タテ	3	破損無	18,904
	ヨコ	3	破損無	19,392

⇒促進耐候性試験(540時間, 15年相当)は, 劣化等による破損は無かった。

⇒促進耐候性試験後の土木シートのタテ及びヨコの引張強さは, オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかった。



止水ジョイント(シートジョイント)は, 紫外線及び降雨を考慮した耐候性試験(15年相当)の結果, 破損も無く, オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかったことから保守的に耐用年数は15年と設定した。

止水ジョイントの交換等メンテナンス

- 止水ジョイントの耐候性試験結果，15年経過しても健全であることが確認できた。
- この試験結果を基に，止水ジョイントの維持管理方針は以下の通りとする。

【止水ジョイントの維持管理方針】

- ・耐用年数を15年と設定したことから交換は15年に1回を基本

- ・しかし，定期的に目視により点検を実施

- * 止水ジョイントは防潮堤の堤外側と堤内側の両面に設置している。交換時は片面を残した状態での作業を行うことから，万が一，津波が襲来しても，津波が敷地内に浸入することはない。

- * 止水ジョイントの交換は，防潮壁のアンカーボルトに取り付けたナットを外してシートを取り替える作業であり，この作業で防潮壁の躯体に影響を与えることはない。

【論点No.33】

止水ジョイント部の具体的な構造, 止水シート等の材質及び耐津波設計(耐候性, 構造強度等。試験結果を含む。)について

【委員からの指摘事項等】

No.27

P.2, 3

P.10

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

止水ジョイントとはどのようなものか, 止水シートはどのくらいの期間, 交換なしで使えるのか, 具体的に説明すること。
また, 止水シートがどのように水圧に耐えるような構造になっているのか, 力学的な検討結果について説明すること。

P.4-9

【論点No.178】

止水シート等経年劣化が見込まれる部位の耐用年数及び交換等メンテナンスの方法について

【委員からの指摘事項等】

No.166

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

津波防護施設のうち, 止水シート等経年劣化が見込まれる部位の耐用年数及び交換時期(交換可能か否かを含む)等について説明すること。

P.7-10

* 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

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asket	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asket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asket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。

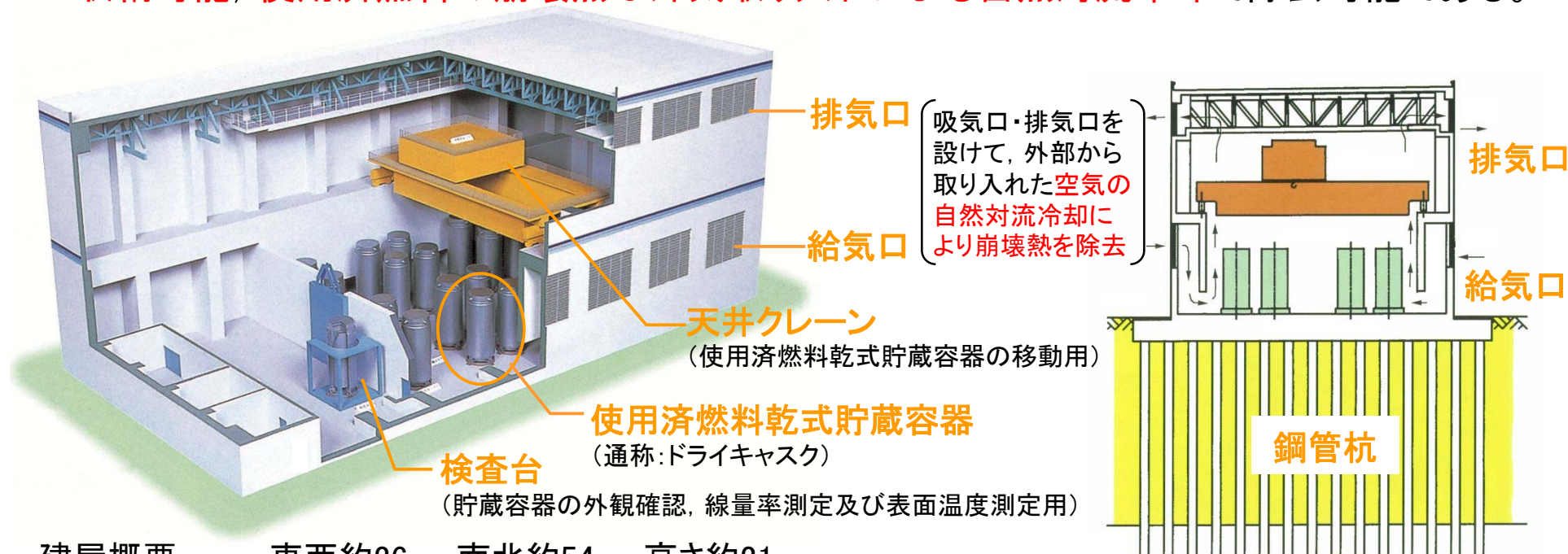
- ・クリープ等による形状、強度変化：バスケットの材料に対する設計温度よりも実際の使用温度は低く、設計温度を超えるような温度変化はない。
- ・中性子照射：設計評価期間内のアルミニウム合金が受ける中性子照射量は設計値以下である。
- ・中性子吸収材の減損：供用期間中における中性子吸収材の減損量を考慮した未臨界評価を行っており、評価結果の減損量は無視できる程度に小さい。
- ・腐食：ヘリウムガス雰囲気内にあることから腐食による性能低下は発生しない。

<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*

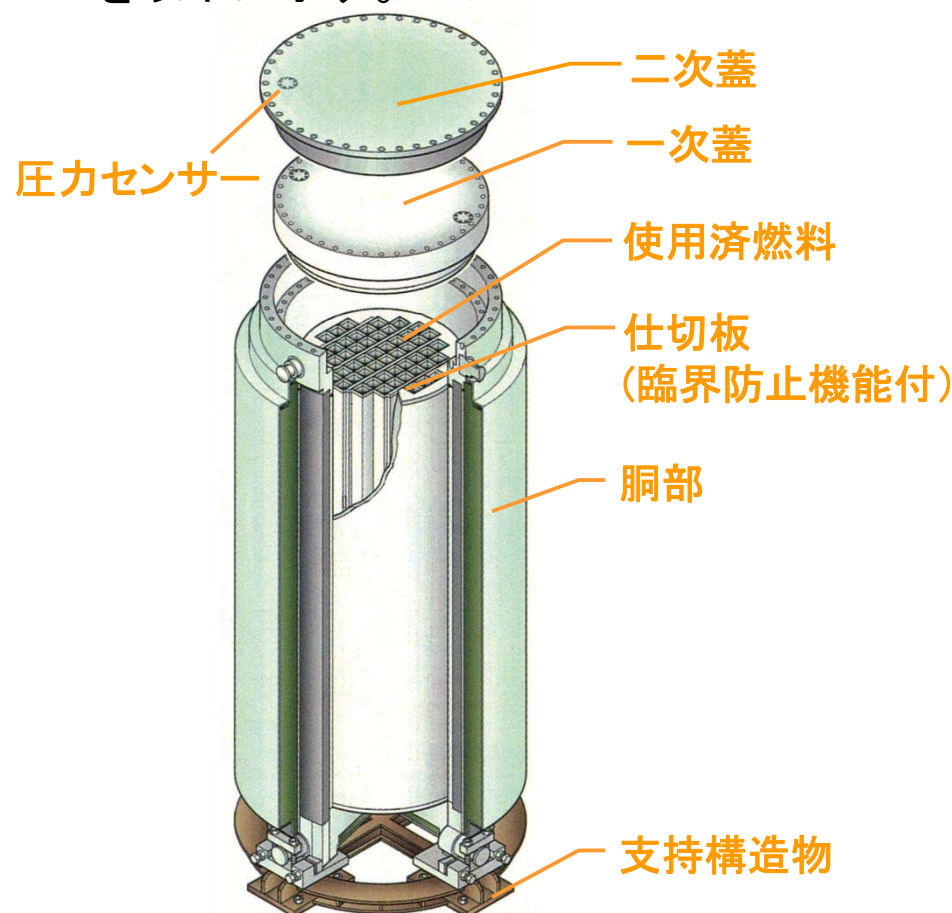
* 使用済燃料乾式貯蔵建屋は耐震Cクラスであるが, 基準地震動 S_s による機能維持について確認している。

<別紙1> 使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能

第13回ワーキングチーム
資料1-2再掲



- 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。

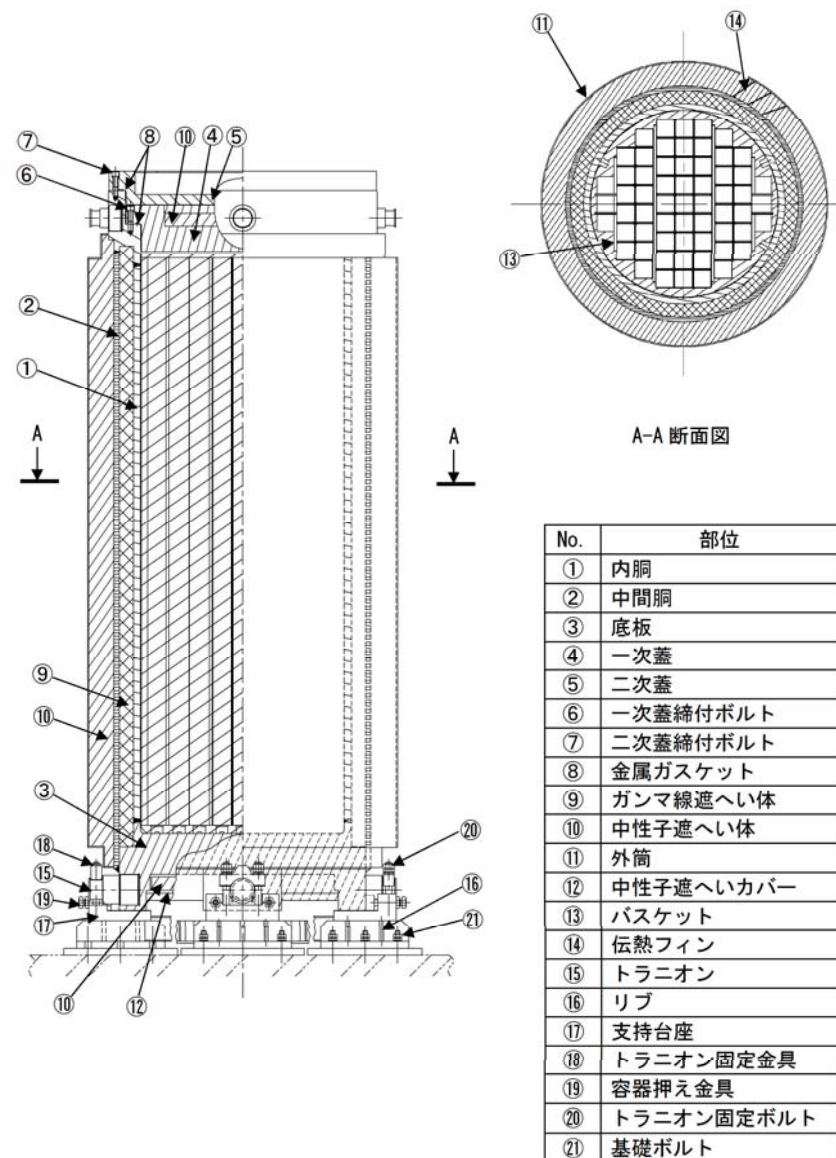
使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様

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

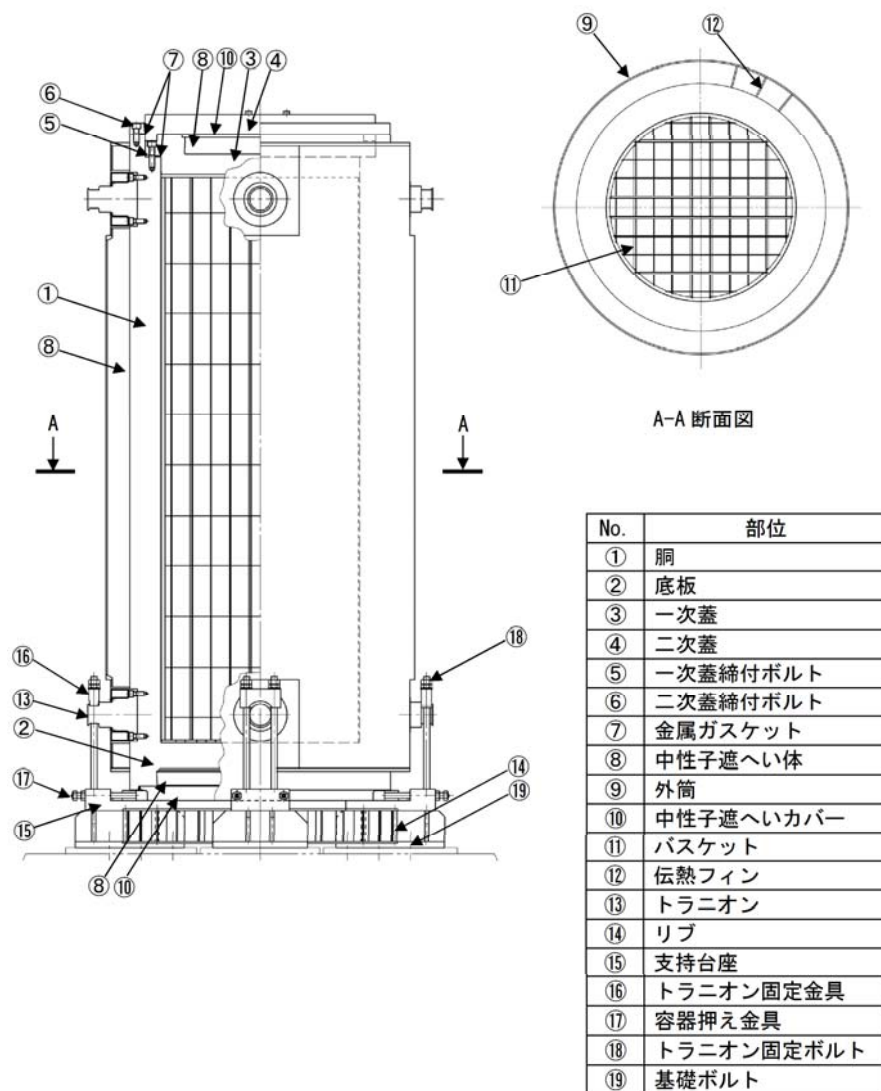
*2: 22号機は欠番

*3: 新規に設置される機器

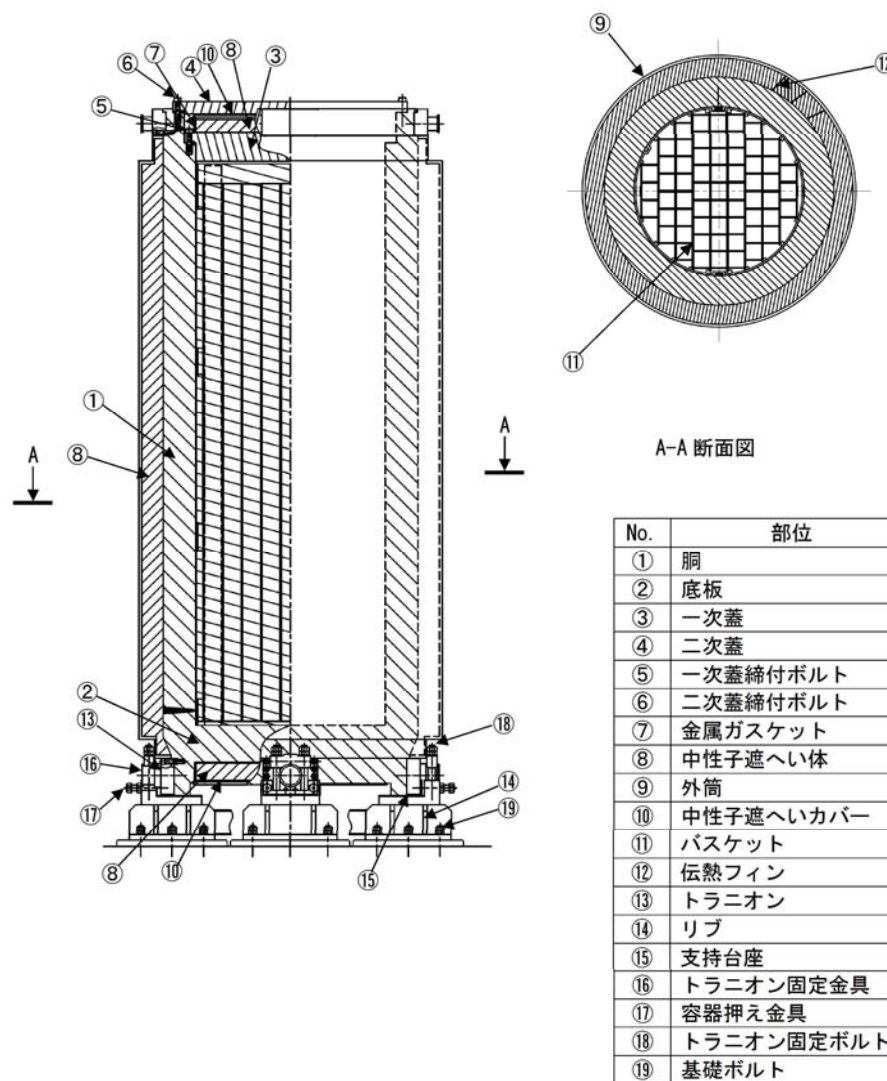


使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (1～15, 23, 24号機)

＜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



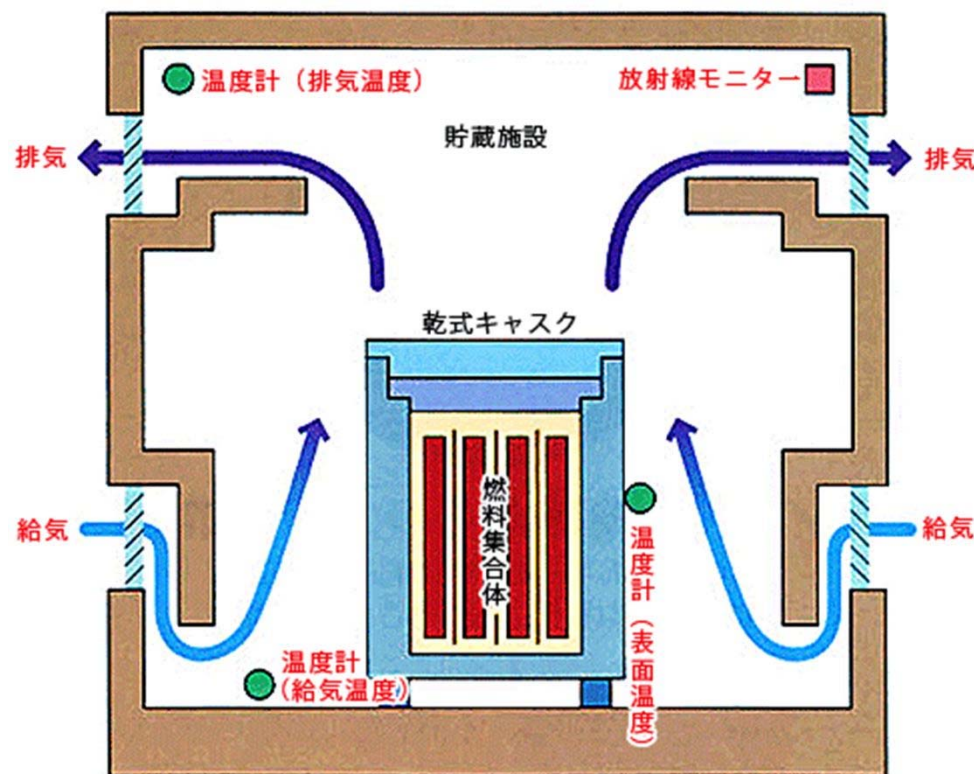
使用済燃料乾式貯蔵容器主要部位の使用材料

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 :

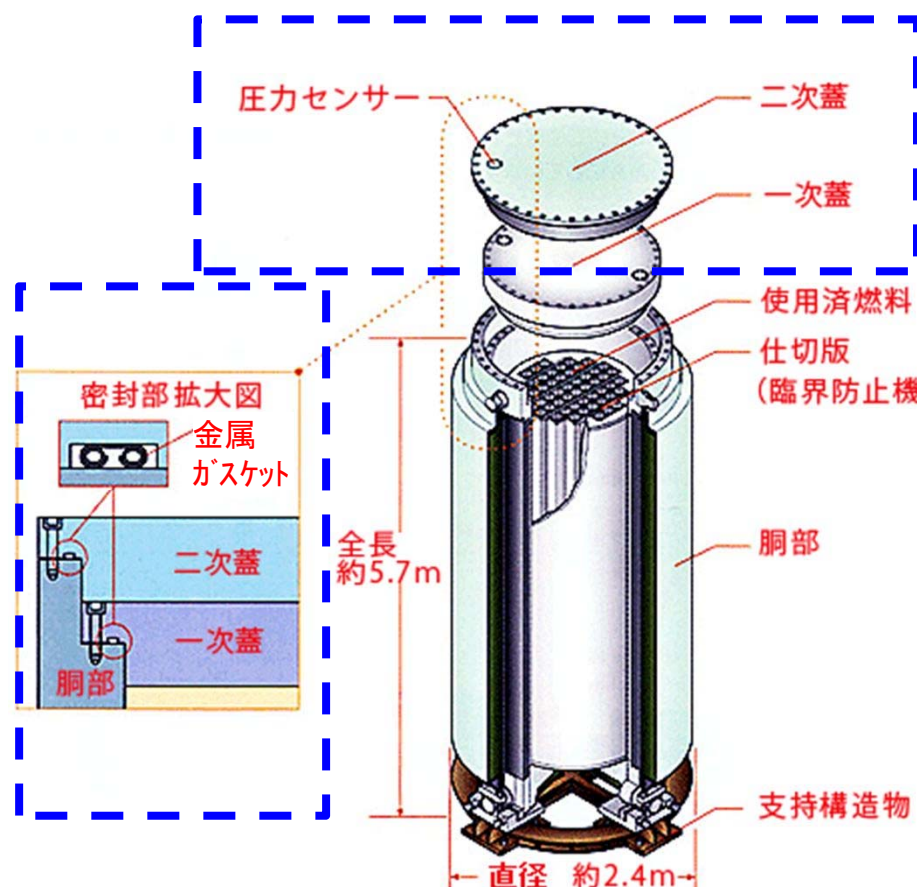
⇒排気温度が45℃以下の場合に給排気温度差()による貯蔵建屋の熱ドラフトが空気の圧力損失より大きくなり冷却性の成立を確認

○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
(金属ガスケット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＞

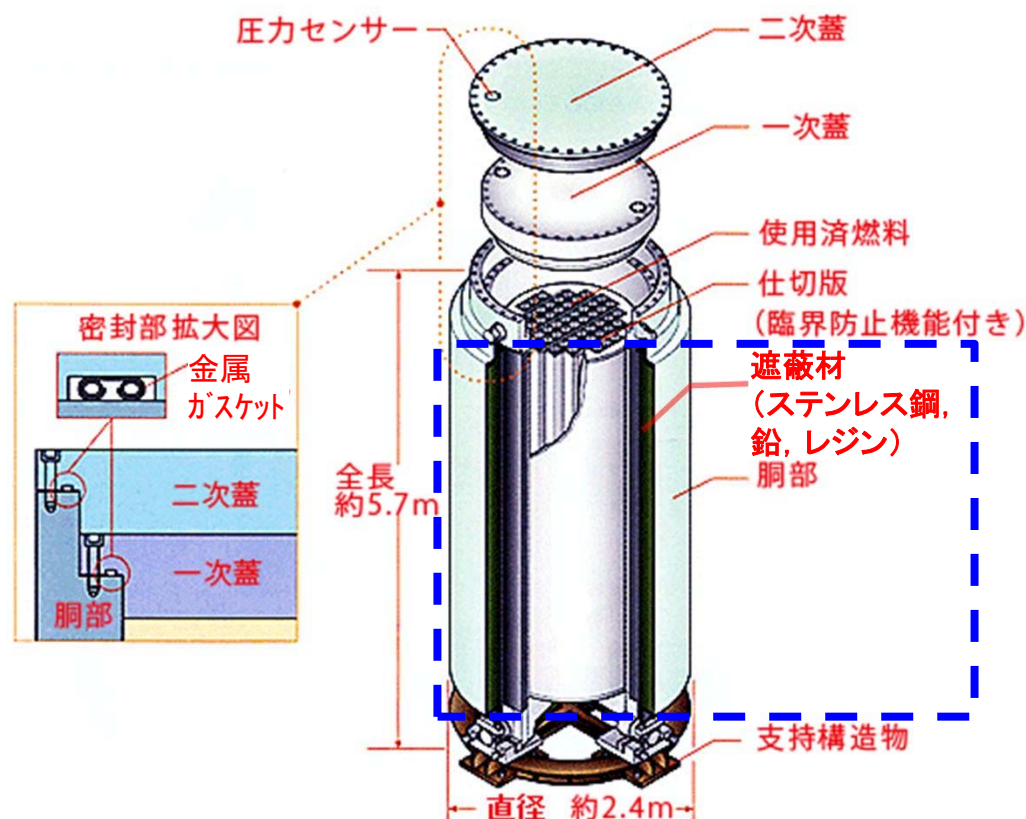
設計貯蔵期間(40年)後に貯蔵容器内部圧力が大気圧となるガスケット部の漏えい率限界値(①)を求め、使用する金属ガスケットの漏えい率(リークテスト判定基準)(②)が下回ることを確認

⇒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 cm³/s

②金属ガスケットの漏えい率: std cm³/s

* std cm³/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樹脂(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 μ Gy/y*に留まる。

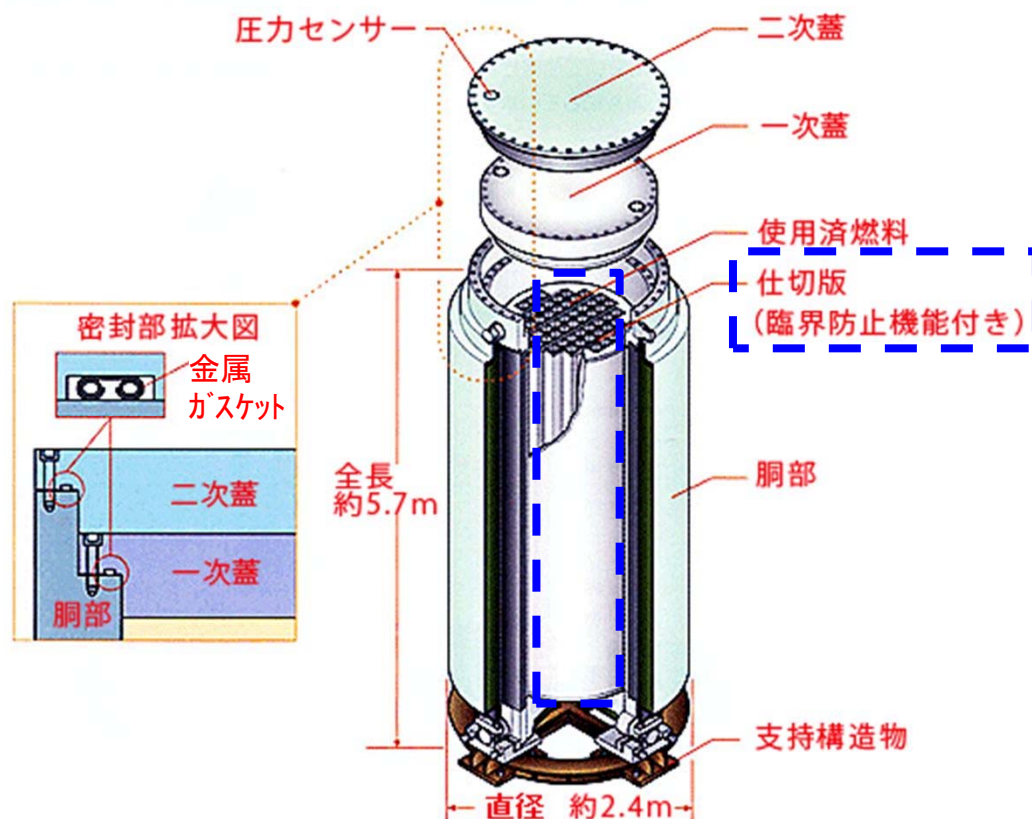
* 発電所の平常運転時における敷地境界外で一般公衆の受ける線量の目標値として年間50 μ Gy程度以下

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: μ 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
使用済燃料乾式貯蔵建屋	1.5
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

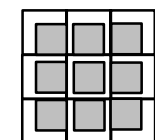
■使用済燃料乾式貯蔵容器は、臨界防止機能として、想定されるいかなる場合においても、**実効増倍率が0.95以下であり、臨界に達しないことを確認している。**

<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



・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)



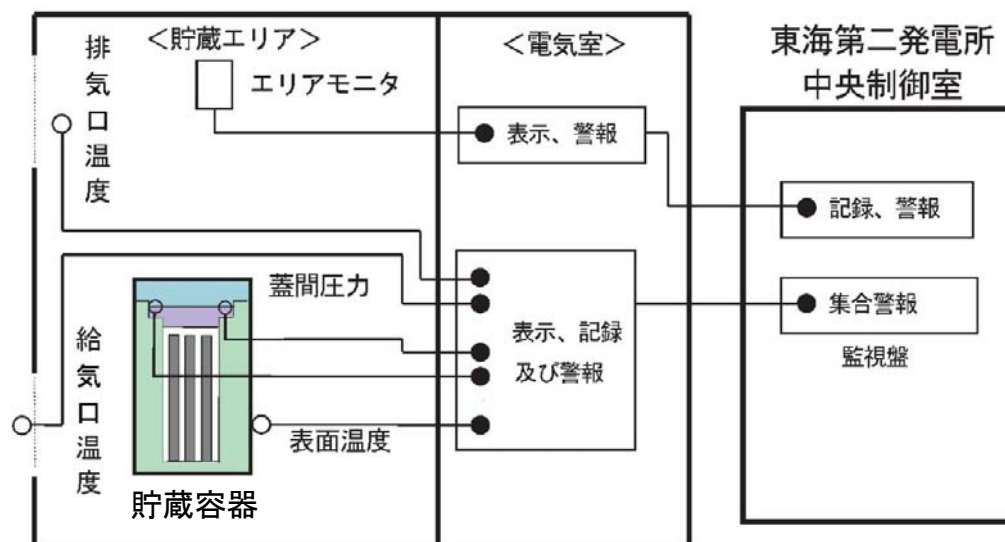
二重蓋間圧力監視(密封性確認)



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。



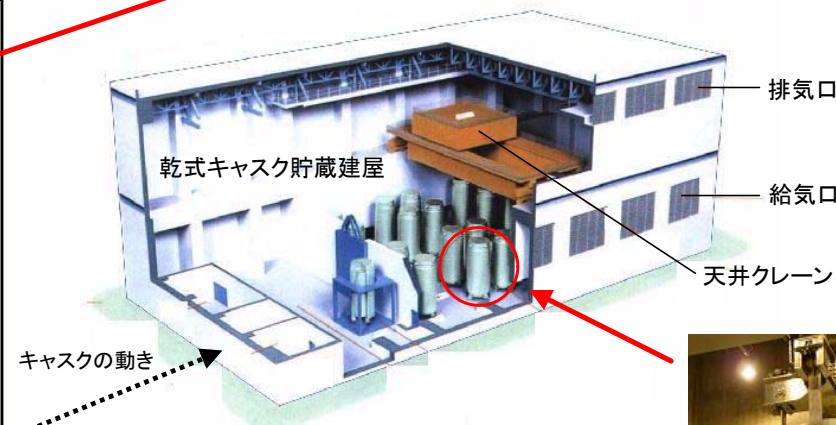
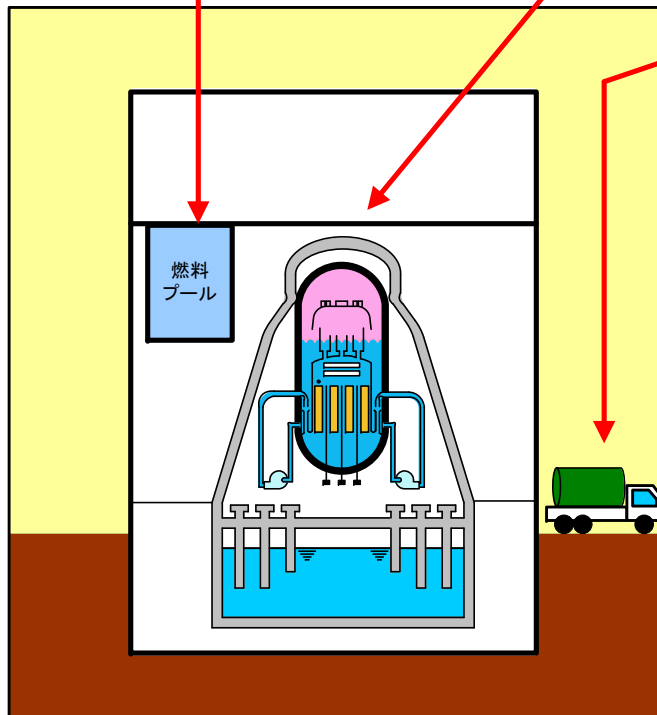
① 燃料プール内での使用済燃料装荷作業



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



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

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

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 ²)	標準偏差 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
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	外壁(屋内面)	39.6	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 (√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 ²)	平均圧縮強度 (N/mm ²)	標準偏差 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
原子炉建屋等	外壁		51.1	1.190	22.1
	内壁及び床		50.0	8.132	
	原子炉圧力容器ペデスタル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/mm2)	平均圧縮強度 (N/mm2)	標準偏差 (N/mm2)	設計基準強度 (N/mm2)
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

<別紙2> 中性化速度式について



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) α : 劣化外力の区分による係数
 w : 水セメント比 (比) β : 仕上げ材による係数
 γ : 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のみのケーブル

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 クロロプレンゴムシース 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

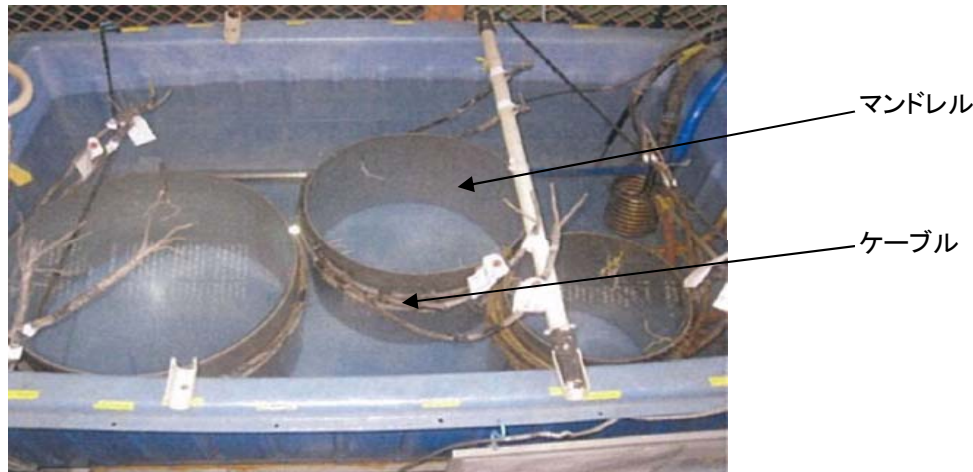
*5: 環境試験で照射した総線量

(1) 実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(2/4)

【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)

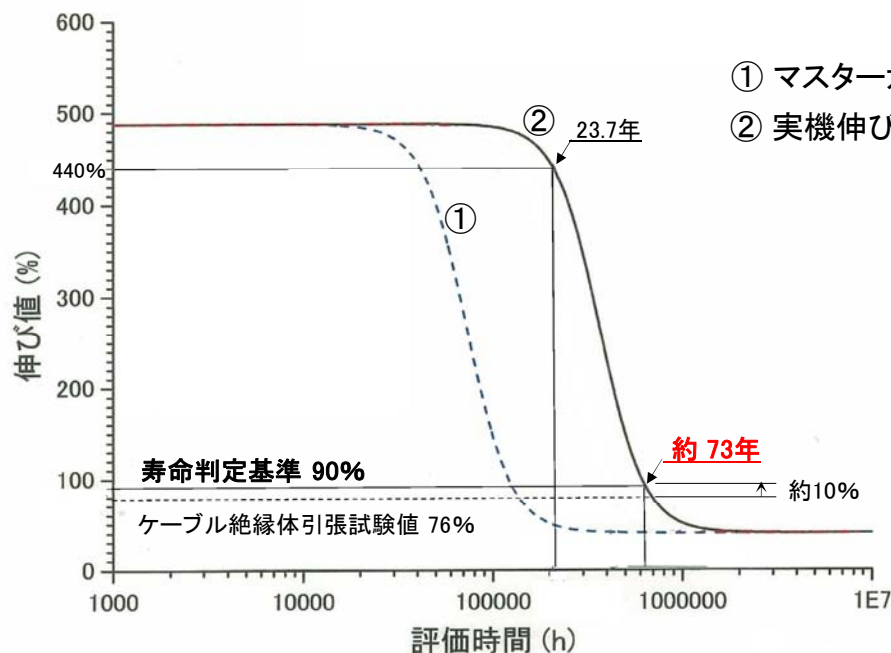
架橋ポリエチレン絶縁ケーブルの耐電圧試験結果

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

(1) 実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(4/4)



【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、環境条件等が違いため**反映できる知見等はない**。

【ケーブルの保全対応】

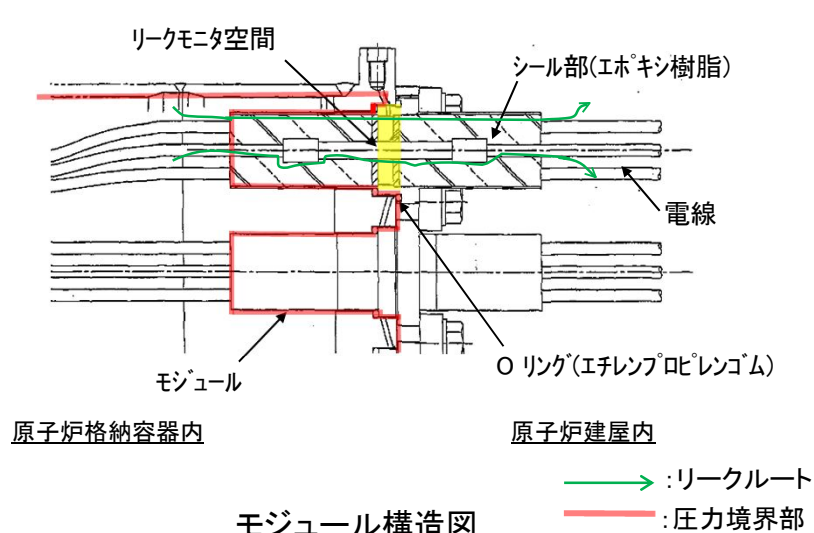
- ・安全機能を有する機器に使用している非難燃ケーブルについては、防火対応のため、今停止期間中に、難燃ケーブルに取替えることとしているが、ケーブル取替えに伴い安全上の課題が生じる箇所(トレイ中, 下段)については、トレイに難燃シートを巻く防火対策を行うこととしている。
・安全上の課題が生じない、トレイ最上段敷設(高圧ケーブル)、電線管敷設、コンクリートピット内敷設のケーブルは、**今停止期間中に難燃ケーブルへの取替を実施**する予定。
- 低圧ケーブルの絶縁性能の傾向管理に係る非破壊劣化診断技術については、実機適用性に関する調査等を研究中であり、今後、**技術開発の動向を見定めながら導入を検討**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

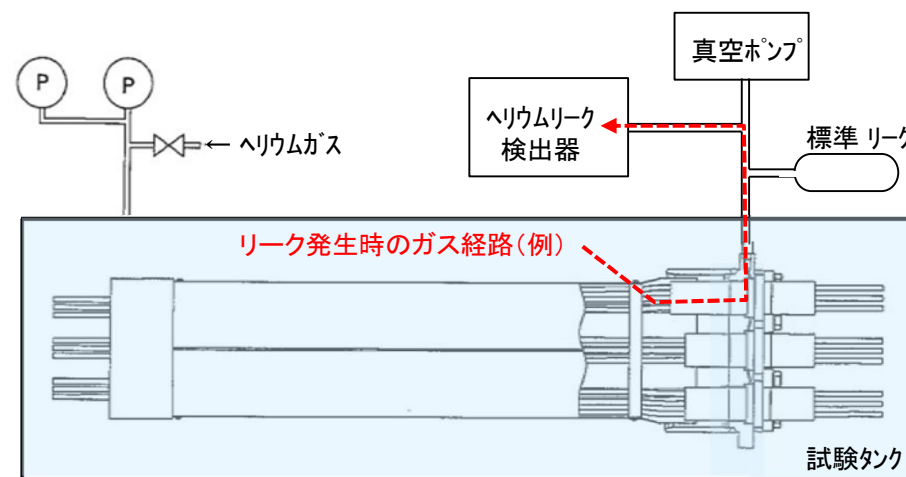
【試験方法】

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



モジュール構造図



ヘリウムリーク試験装置構成図

【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
$1.0 \times 10^{-6} \text{ cc/sec}$	$\gg 6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$	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

(3) 敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(1/3)



【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)

(3) 敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(2/3)



【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

(3) 敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(3/3)

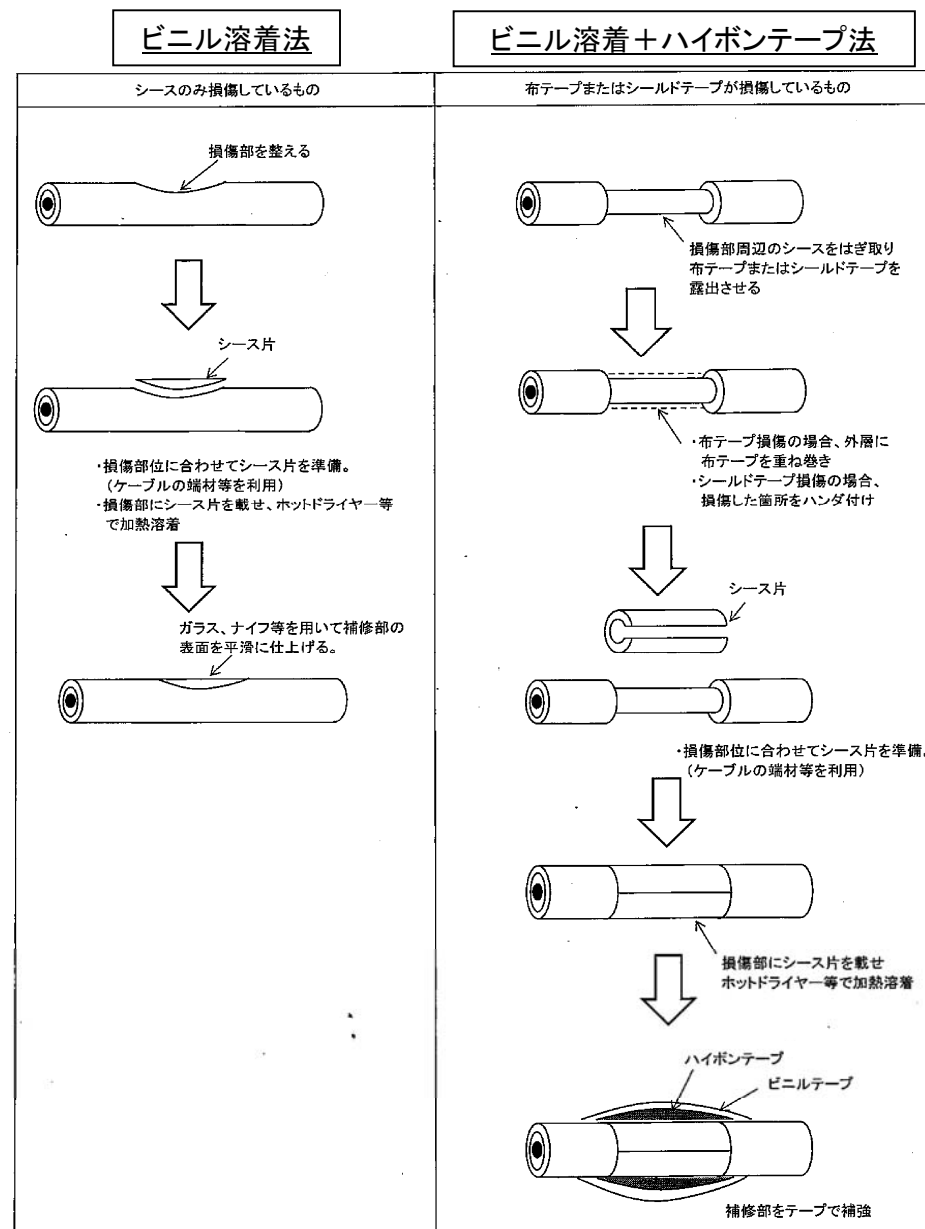
【ケーブル敷設時の損傷事象について】

○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



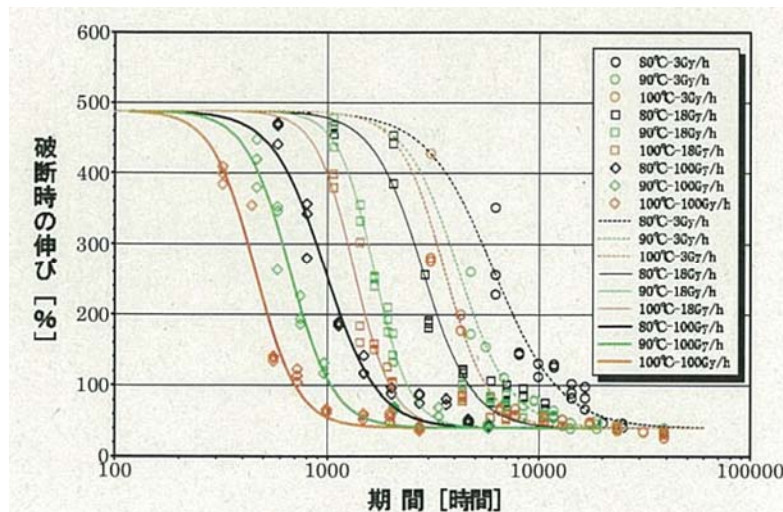
<別紙1> 架橋ポリエチレン絶縁ケーブルの劣化カーブについて



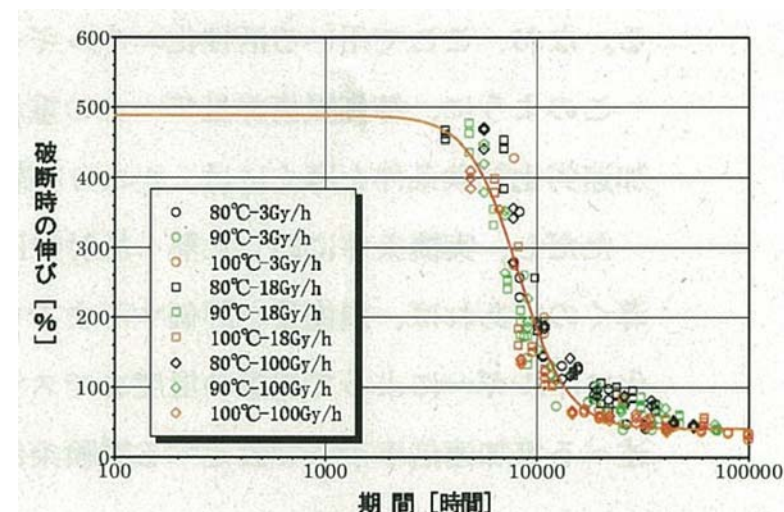
① マスターカーブの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・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^{*}」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。

^{*}: 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

<別紙2> 長期健全性評価試験の条件について



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と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。まだ、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うふ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うとのことですが、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だと思います。そのうえで使用延長(20年延長)が可能と思われるようなケーブルと、そうではないものを分別すべきだと思います。 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、具申したいと思います。

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、オーブ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、 $L_2 = L_1 / 0.8 \times 0.8$ 補正寿命 $L_2 = 1.56 L_1$ 程度になる。この補正を行えば、 $L_2 = 35.5 \times 1.56 \div 55.4$ 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）】

No.62

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

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, ケーブルのことを伺います。

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ど, 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, 何があっても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

【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

* 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

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。

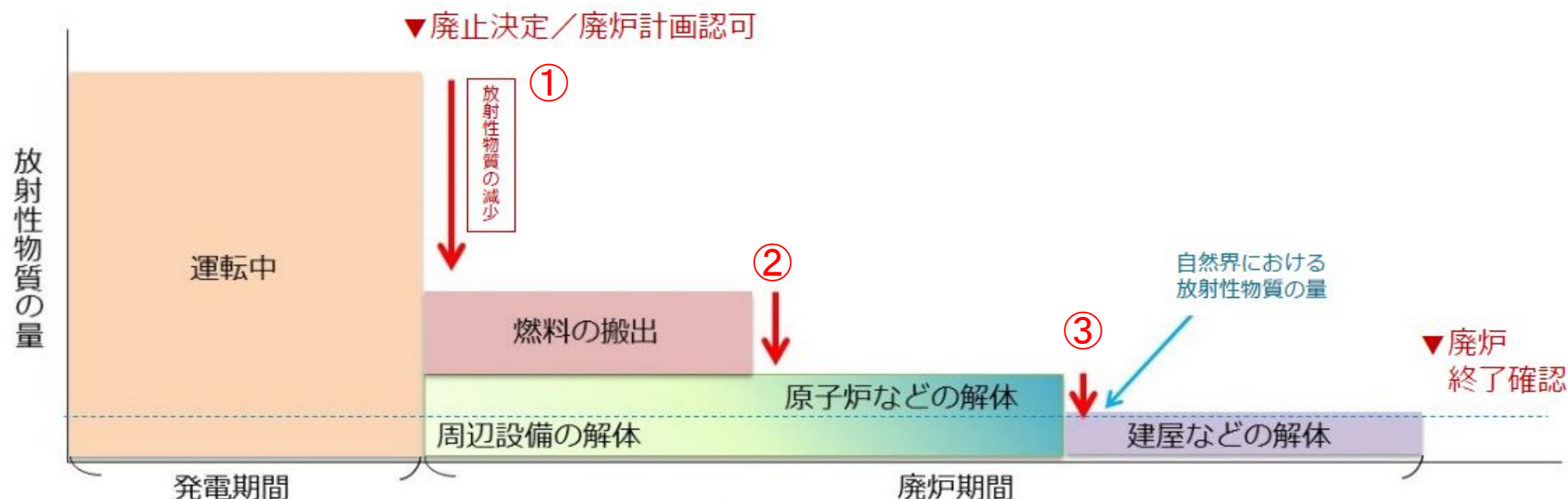
(1) 原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の違い



○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

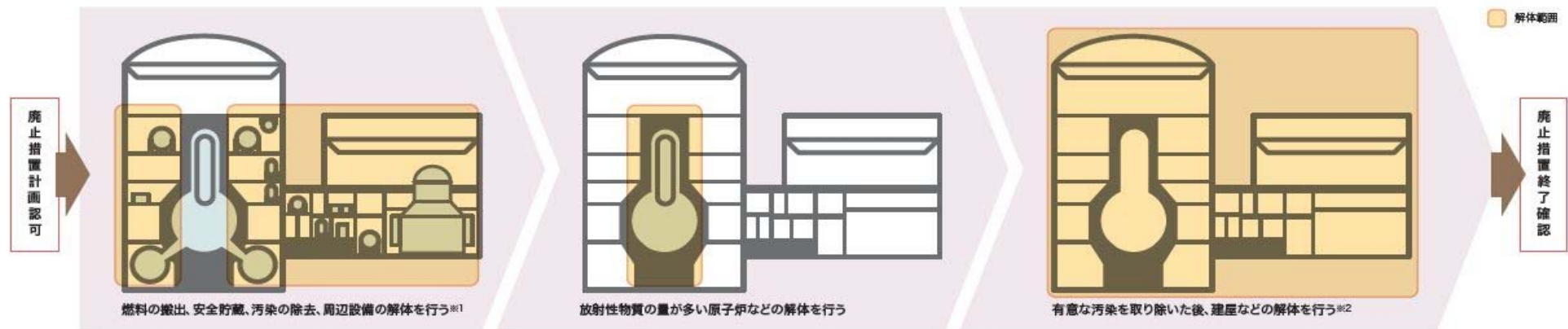
出典：経済産業省資源エネルギー庁HP「原子力発電所の「廃炉」、決まったらどんなことをするの？」抜粋，一部加筆
論点No.190-2

(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



※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、核燃料物質の搬出し、核燃料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

(4) 東海第二発電所の廃止措置期間中の事故発生時の影響評価



【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。

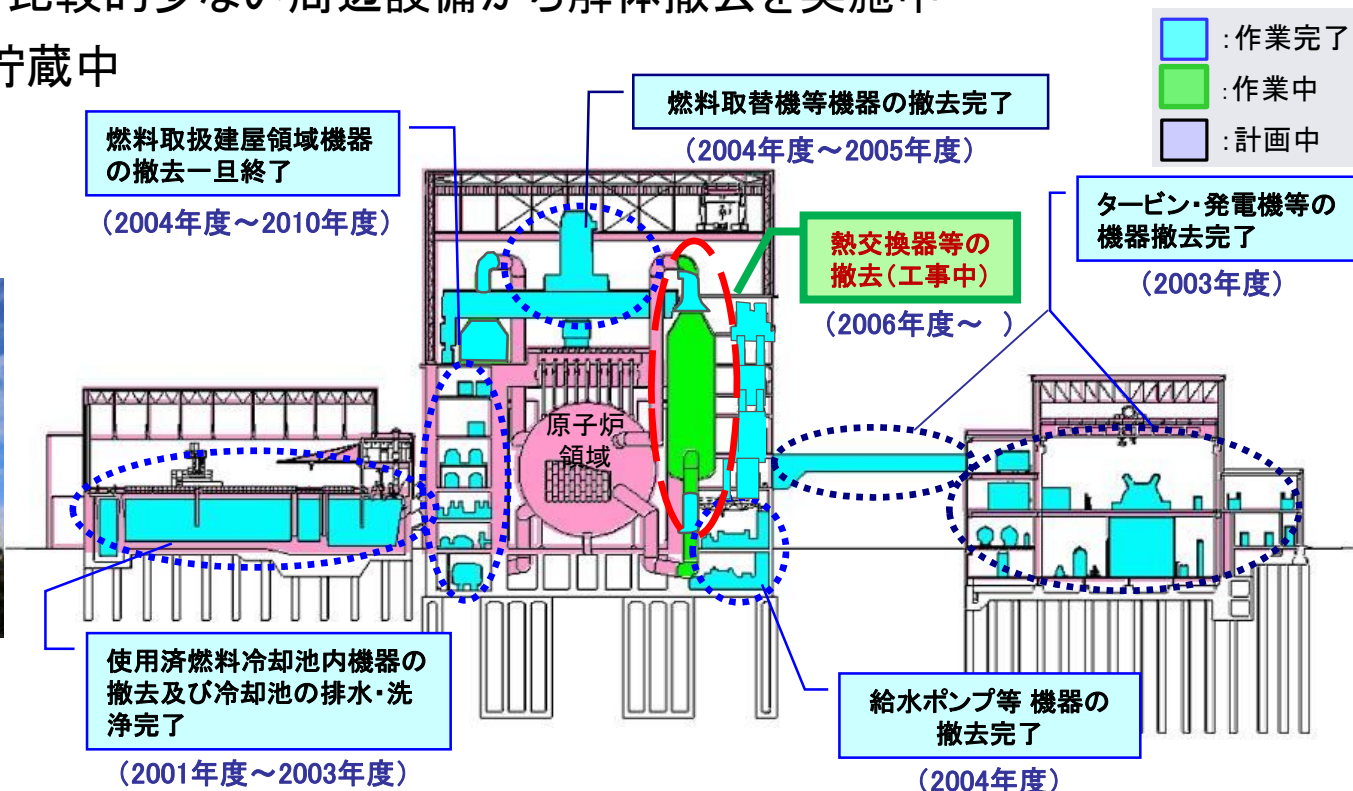
【東海発電所における廃止措置の実施状況】

○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



○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

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

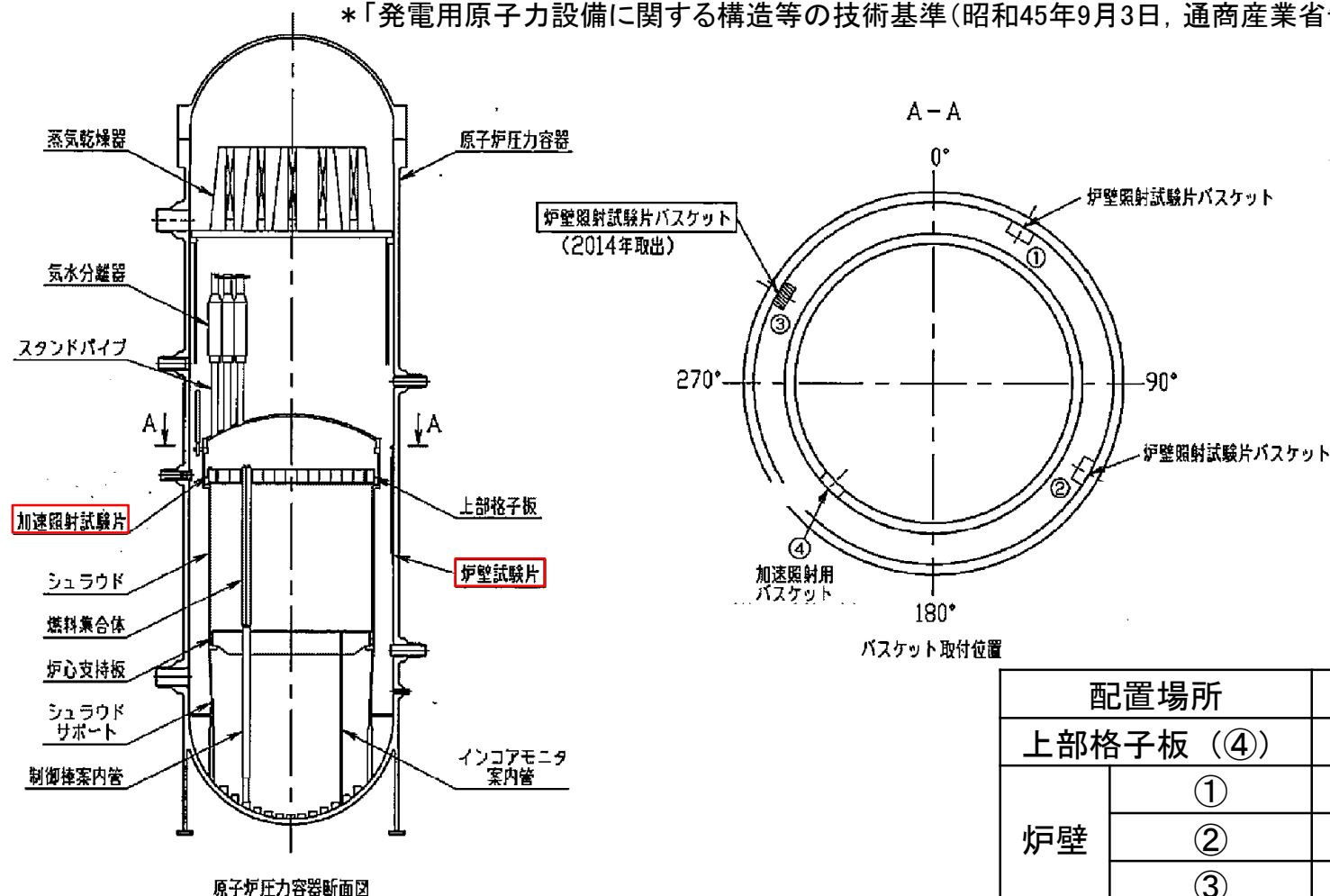
【説明概要】

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(1.0×10^{21} n/m²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。

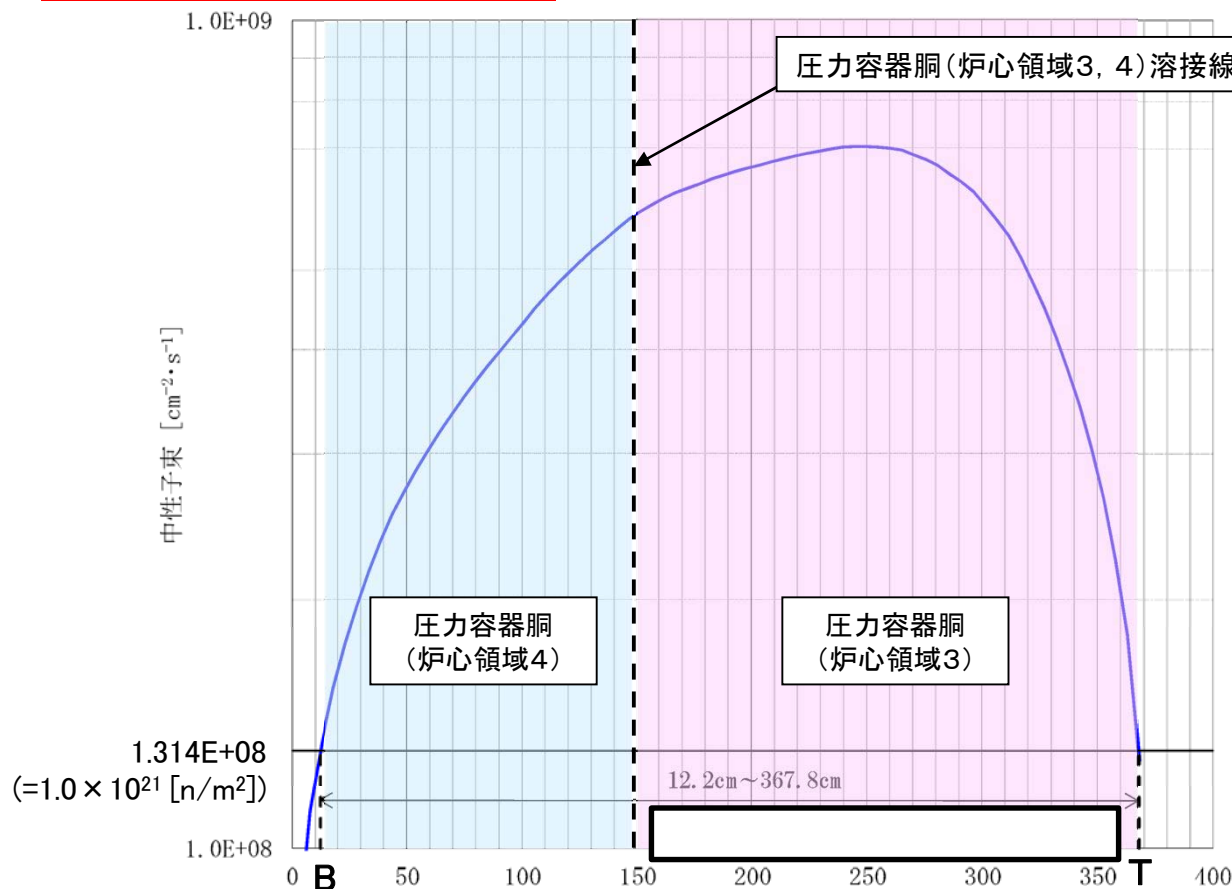
*「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日、通商産業省告示501号)」に基づき実施



配置場所		取出時期
上部格子板 (④)		1981年9月
炉壁	①	1986年2月
	②	1998年1月
	③	2014年2月

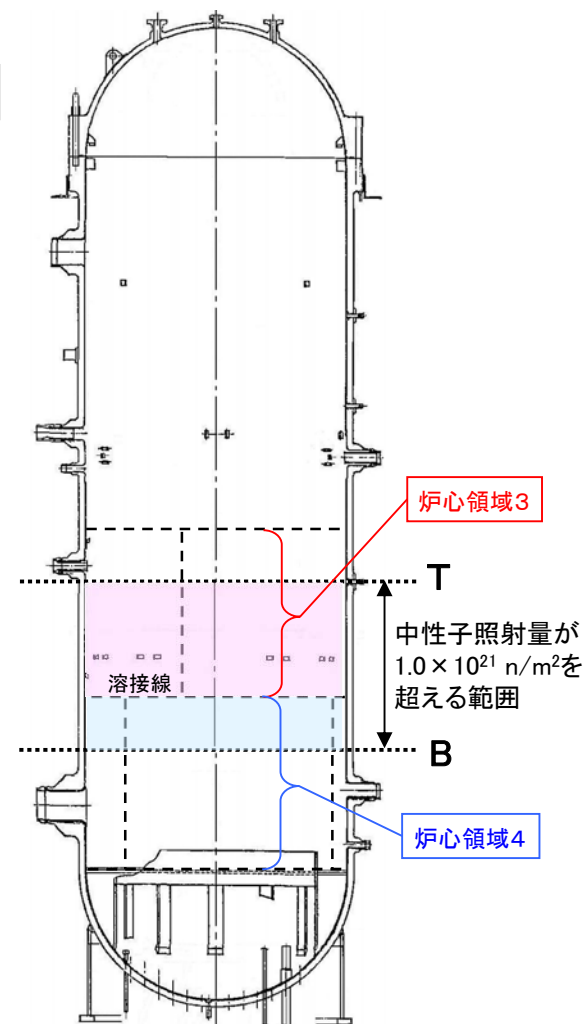
(2) 原子炉圧力容器内の中性照射量分布(軸方向)と評価上の扱い

- 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($E > 1 \text{ MeV}$)の上下方向分布
(運転開始後60年時点で $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える範囲)

論点No.193-3

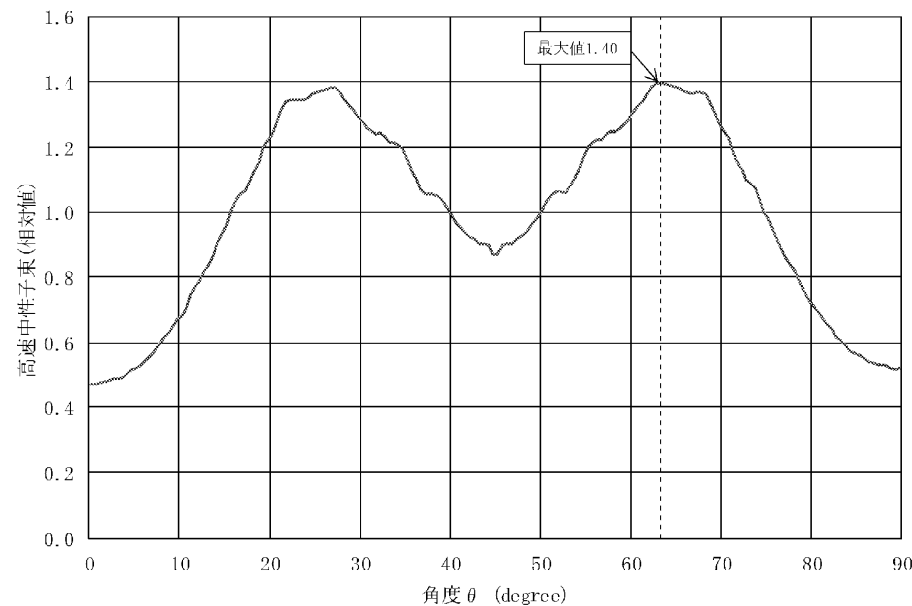


(3) 原子炉圧力容器内の中性照射量分布(円周方向)及びまとめ

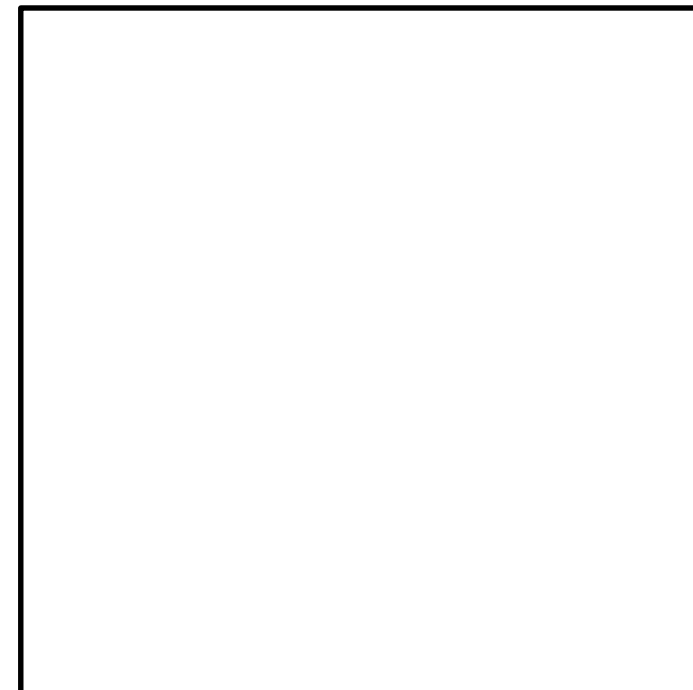
- 原子炉圧力容器内面の円周方向の中性子束分布は、燃料集合体が原子炉圧力容器・シュラウドに近い位置では中性子束は高くなり、遠い位置では低くなる。
- 燃料集合体上下方向の燃料有効長範囲では燃料集合体の形状及び配置は同じであるため、燃料集合体位置と中性子束分布の相対的な大小関係は、炉心中央部及び炉心上部で傾向として変わることはない。これにより、円周方向の中性子照射量についても、当該データの不整合が評価に影響することはない。



以上のとおり、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。



原子炉圧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- θ 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。

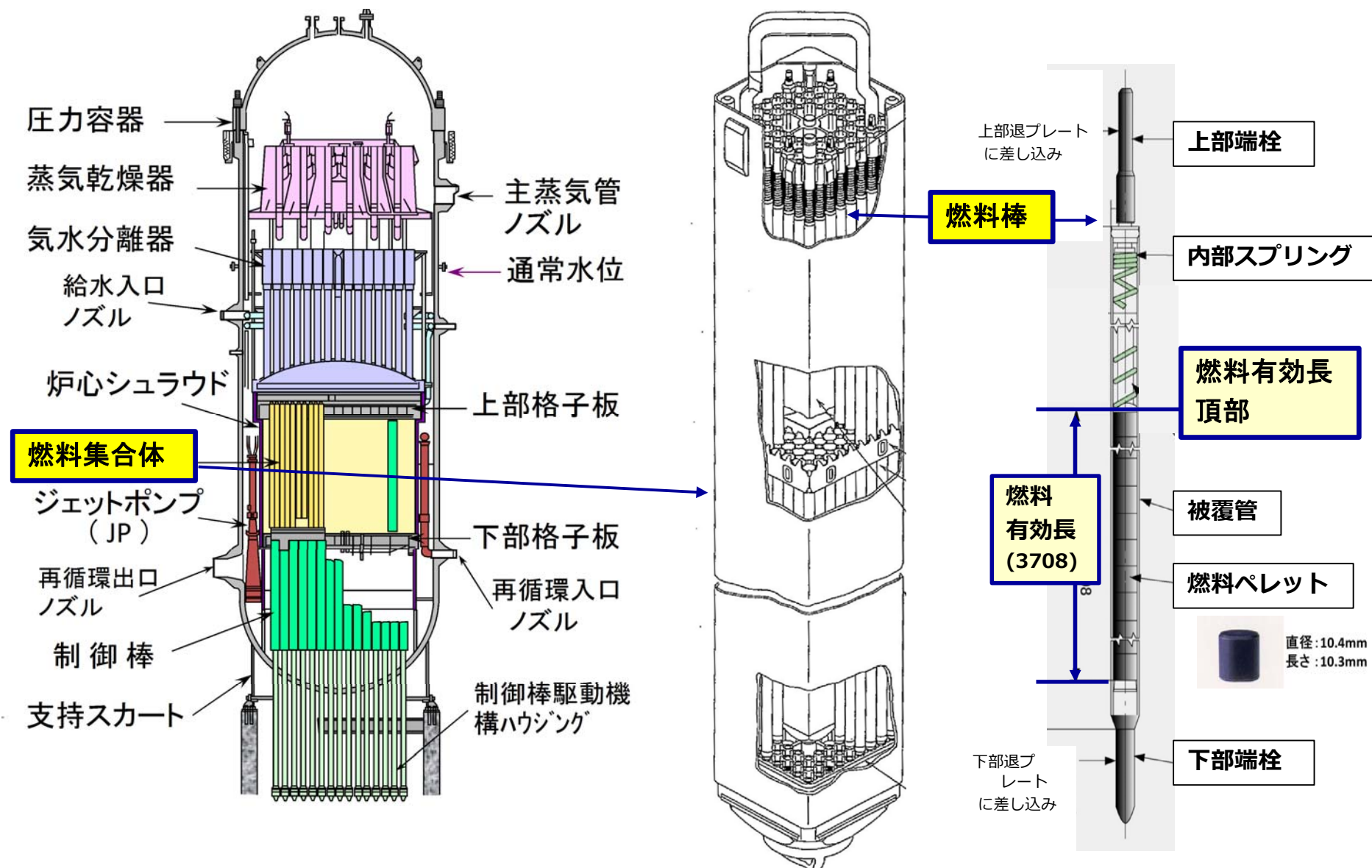
(2) 運転期間延長認可に係る特別点検での指摘

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※¹）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。

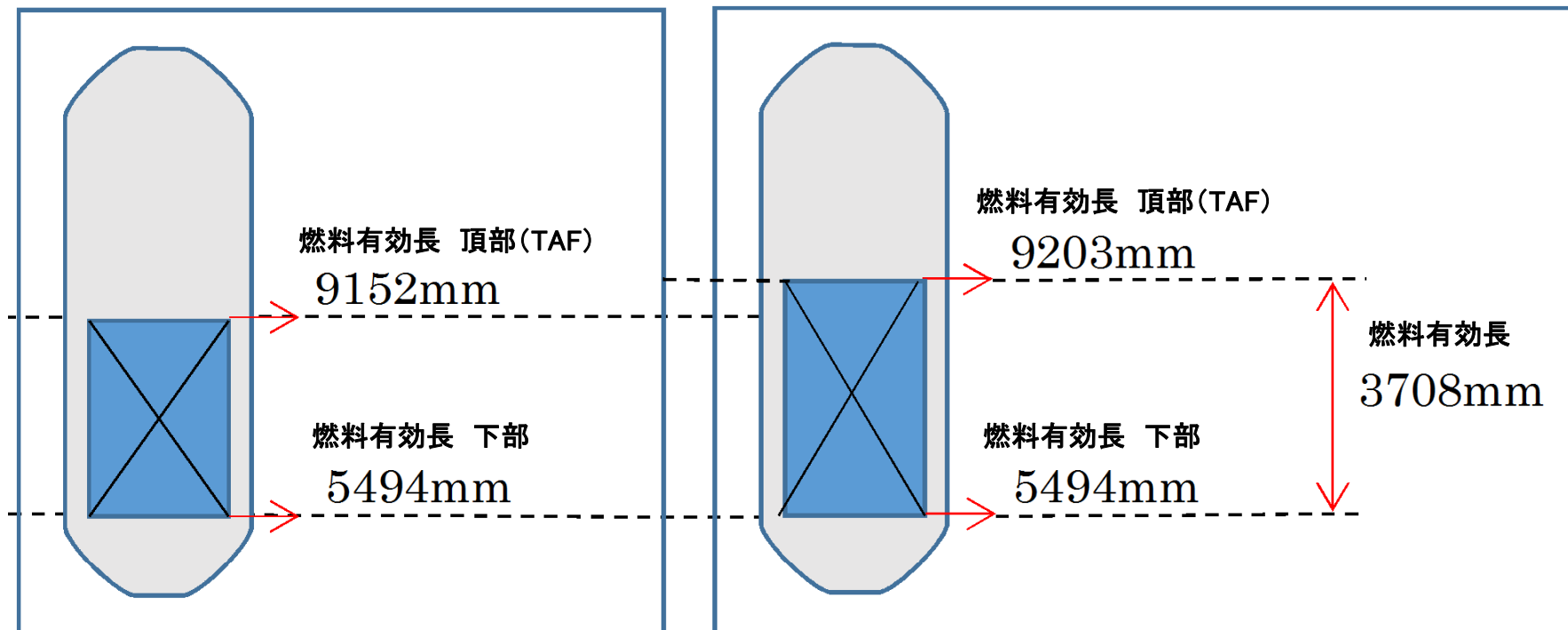
<別紙> 燃料有効長頂部(TAF)とは

第9回ワーキングチーム
資料1再掲



論点No.193-6

2つの図面



製作メーカ図面 (**7×7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

設計メーカ図面 (**8×8燃料**)

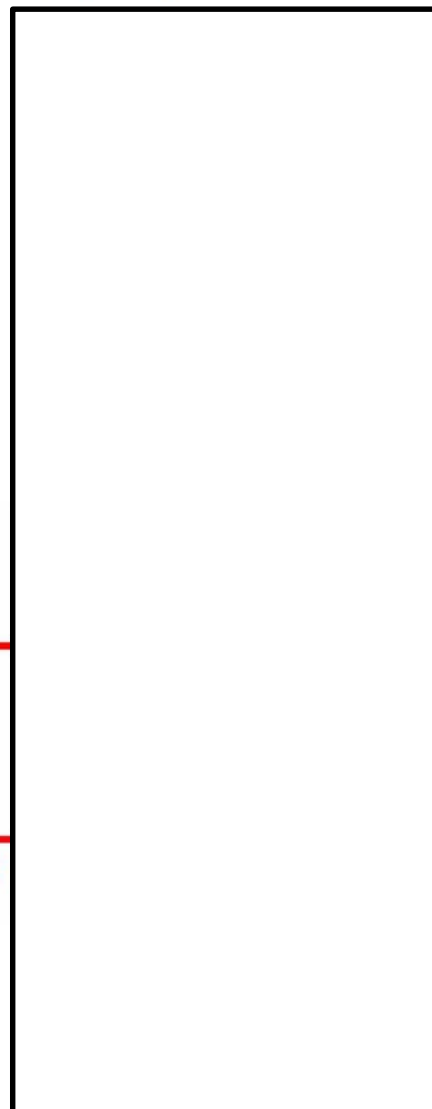
燃料有効長 頂部(TAF)位置は、
原子炉圧力容器底から 9203 mm

<別紙> 燃料有効長頂部(TAF)の記載比較

第9回ワーキングチーム
資料1再掲



【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)

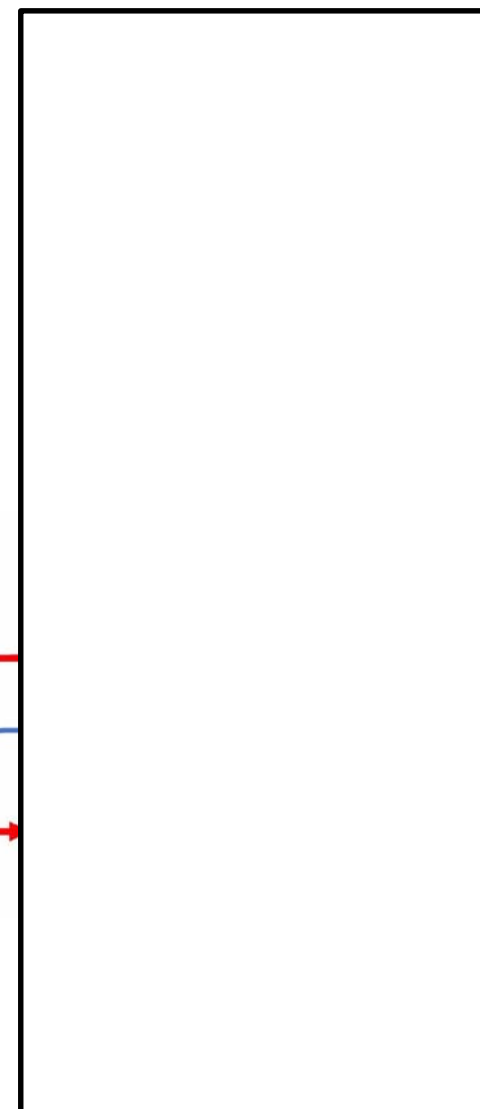
$360.31 - 216.31 = 144$ in

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、脆化の監視試験片は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

