

(補足説明資料 特別点検及び劣化状況評価について)

補足説明資料 目次

1. 劣化状況評価の概要	2-52
2. 低サイクル疲労評価	2-53
3. 中性子照射脆化	2-57
4. 照射誘起型応力腐食割れ	2-64
5. 2相ステンレス鋼の熱時効	2-74

1. 劣化状況評価の概要－冷温停止維持を前提とした評価



今回の評価では、断続的な運転(プラント運転、点検のための停止を繰り返すもの)と冷温停止維持を前提とした2つの評価を実施した。冷温停止維持を前提とした評価において、断続的な運転を前提とした評価より経年劣化等が進む事象として下表に示す事象が抽出されたが、適切に保全を行うことで、健全性の維持は可能であると判断した。

対象機器	経年劣化事象	評価
ポンプ、ポンプモータ等	摺動部の摩耗	残留熱除去系(海水系を含む)の機器については、プラント停止状態が継続すると、燃料を冷やすために運転時間が長くなるため、これらの経年劣化が進む可能性がある。これに対しては長期停止を考慮した特別な保全計画を策定しており、分解点検等で検知可能であるため、健全性の維持は可能であると判断した。
熱交換器	伝熱管摩耗及び高サイクル疲労割れ	
流量調整弁	弁体、弁座の腐食(エロージョン)	
ポンプモータ	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下	
原子炉格納容器内の炭素鋼、低合金鋼製機器	腐食(全面腐食)	プラント停止中は原子炉格納容器内が窒素雰囲気から空気雰囲気となり、炭素鋼や低合金鋼製の機器に腐食が発生する可能性がある。これに対してはパトロール等の目視点検により検知可能であることから、健全性の維持は可能であると判断した。



冷温停止維持を前提とした評価で、追加保全策が必要となる事象は抽出されなかった。

2. 低サイクル疲労評価－評価手法及び評価条件



評価手法: 大気中の疲労累積係数を「設計・建設規格*1」で評価し、接液環境にあるものは、環境(水中の溶存酸素、温度、不純物)の影響を「環境疲労評価手法*2」で評価したうえで、許容値1を下回ることを確認

評価条件: 過渡回数についてはこれまでの実績に1.5倍の裕度を考慮して推定

評価用過渡回数

運転条件		PLM40評価条件 (基本となる過渡回数)
		2020年8月末まで冷温停止 とした推定過渡回数
1	ボルト締付け	48
2	耐圧試験	132
3	起動(昇温)	110
4	起動(タービン起動)	110
5	夜間低出力運転(出力75%)	120
6	週末低出力運転(出力50%)	165
7	制御棒パターン変更	176
8	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	1
9	給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	1
10	スクラム(タービントリップ)	22
11	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	6
12	スクラム(その他のスクラム)	24
13	停止	111
14	ボルト取外し	49

今後の過渡回数の予測は実績の
1.5倍以上となるよう設定

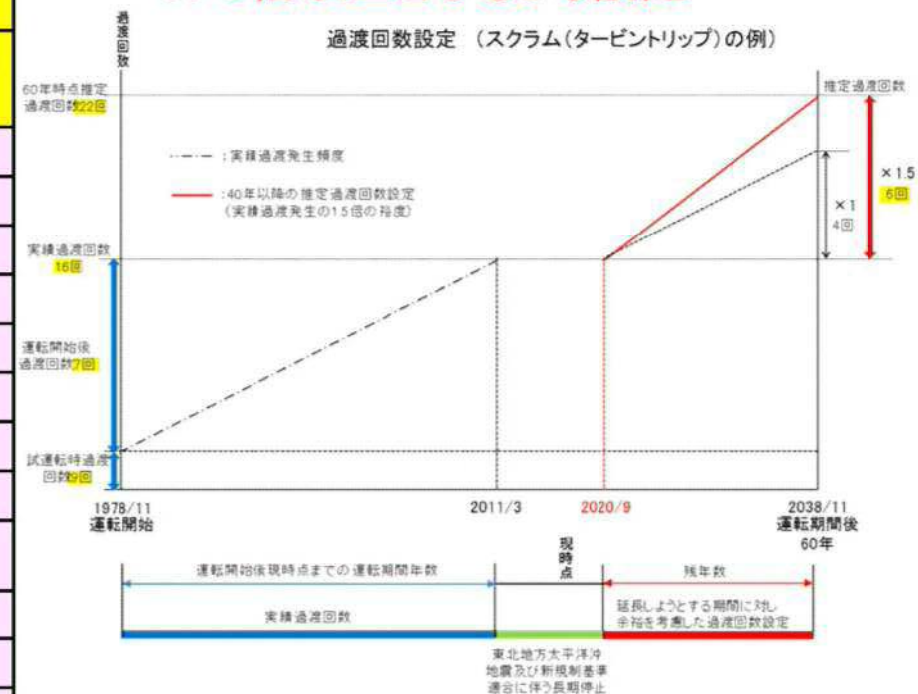


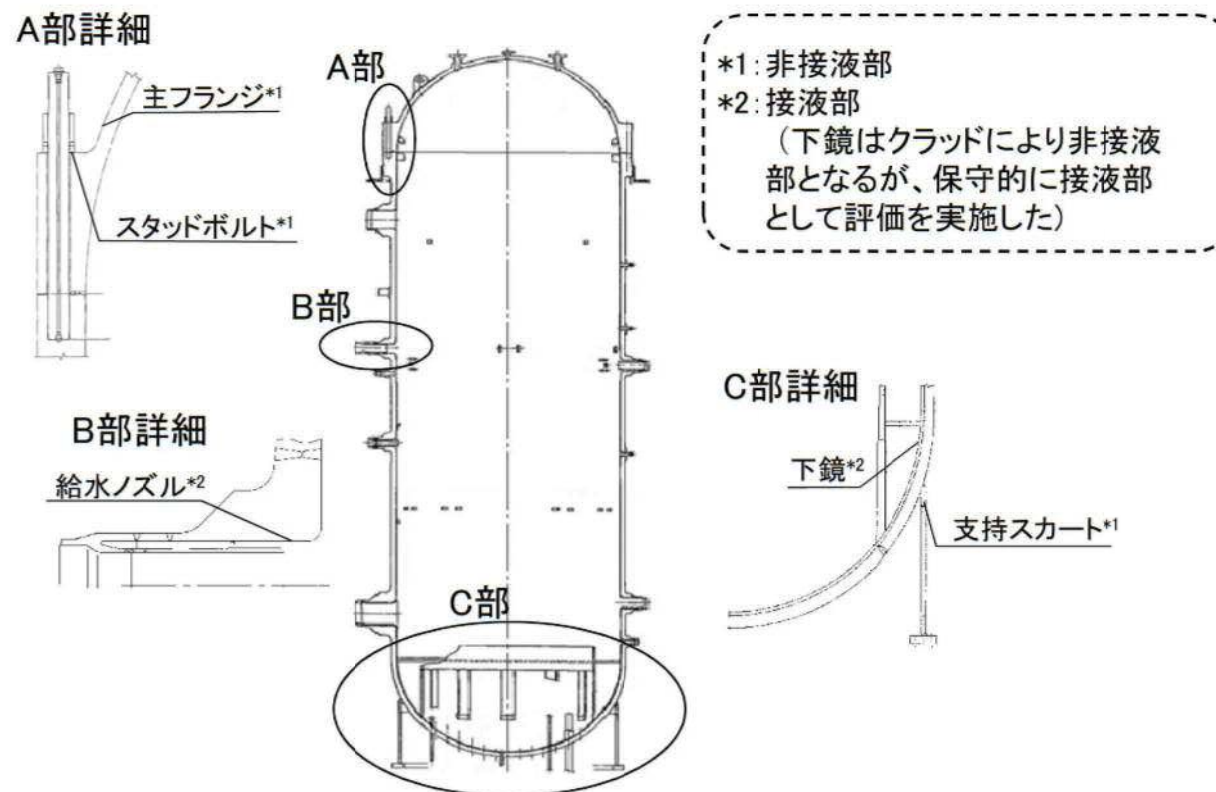
図2.2-2 過渡回数の裕度

*1: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005/2007)
*2: 日本機械学会規格 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009)

2. 低サイクル疲労評価—代表機器の選定

評価対象(原子炉压力容器)

原子炉压力容器を評価するにあたって、構造不連続部、拘束部及び温度変化部の観点から、給水ノズル、スタッドボルト、下鏡、支持スカート及び主フランジを代表として疲労評価を実施した。



原子炉压力容器の評価対象部位

2. 低サイクル疲労評価－代表機器の選定



評価対象(配管)

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管を評価するにあたって、運転状態(常時流れの有無)及び最高使用圧力より代表を選定した。

- ・蒸気環境の代表: 原子炉系(主蒸気系)
- ・水環境の代表: 原子炉再循環系

加えて、水環境の代表として、プラント停止時の温度変化の大きい給水系も選定した。

環境 (内部流体)	当該系統	① 運転 状態	② 最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(°C)	選定	選定理由
蒸気	原子炉系(主蒸気系)	連続	8.62	302	○	①常時流れがある
	原子炉隔離時冷却系	一時	8.62	302		
純水	原子炉再循環系	連続	11.38	302	○	①常時流れがある ②最高使用圧力
	原子炉系(給水系)	連続	8.62	302	○*	
	原子炉冷却材浄化系	連続	8.62	302		
	残留熱除去系	一時	10.69	302		
	高圧炉心スプレイ系	一時	8.62	302		
	低圧炉心スプレイ系	一時	8.62	302		
原子炉隔離時冷却系	一時	8.62	302			

*: 原子炉冷却材浄化系に比して、プラント停止時の温度変化の大きい給水系を選定

2. 低サイクル疲労評価－他設備の評価結果



原子炉圧力容器以外の評価対象機器・部位においても、全て疲労累積係数が1を下回ることを確認した。結果を下記に示す。

評価対象機器・部位			運転実績回数に基づく疲労解析 (運転開始後60年時点)*1	
			大気中での 疲労累積係数	環境を考慮した疲労 累積係数(接液部)
原子炉再循環ポンプ		ケーシング入口ノズル-配管との溶接部	0.0000	0.0000
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.0067	0.1182
		原子炉系配管 (純水部)	0.1423	0.5799
	炭素鋼配管	原子炉系配管 (蒸気部)	0.0853	— *2
弁	原子炉給水止め弁(弁箱)		0.0587	0.5373
	原子炉再循環ポンプ出口弁(弁箱)*3		0.0015	0.0338
	原子炉給水逆止弁(弁箱)		0.0862	0.8848
	原子炉再循環ポンプ流量制御弁(弁箱)		0.0033	0.0738
	主蒸気隔離弁(弁箱)		0.2278	— *2
炉内構造物		炉心シュラウド	0.0014	0.0351
		シュラウドサポート	0.0230	0.0647
容器	機械ペネトレーション		主蒸気系配管貫通部	— *2
			給水系配管貫通部	— *2

*1: 設計・建設規格による U_f 、環境疲労評価手法による U_{en} ともに部位毎の最大値を示す

*2: 非接液部

*3: 取替を実施したため、9年間の過渡回数を基に算出した

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価手法及び評価条件)

評価手法: JEAC4201*に基づき、国内脆化予測法により関連温度移行量を算定し、余裕を見込んで、最低使用温度を評価したうえで、設定可能であるかを判断する。

評価条件: これまで実施した監視試験により評価した関連温度移行量が、国内脆化予測法による予測の範囲内にあることを確認する。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(2007/2013)

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1MeV]	関連温度移行量(°C)			関連温度(°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	-	-	-	-25*2	-25*2	-25*2
第1回 (加速)	1981年9月	5.30 (29.9EFPY*1)	4	2	11	-21	-23	-14
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-1	9	-22	-26	-16
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64 (21.4EFPY*1)	7	0	20	-18	-25	-5
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-2	-5	-10	-27	-30

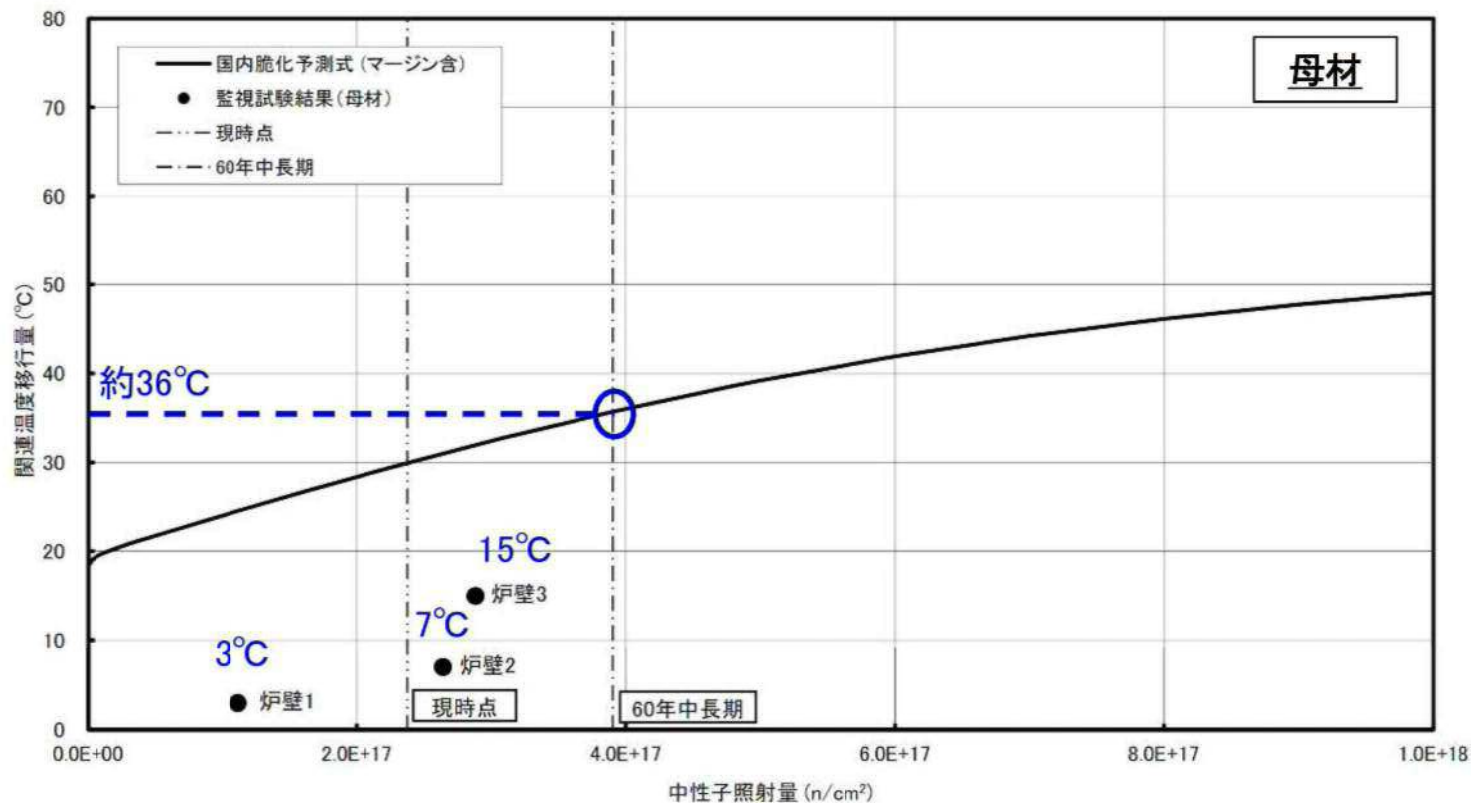
*1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

*2: JEAC4206附属書E-5000に基づき算出した関連温度初期値のうち母材、溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価条件)



- ・国内脆化予測法による予測と、第1回加速試験を除く第2回から第4回監視試験結果の関係を下図に示す。
- ・関連温度移行量の予測値と監視試験結果から、当該部位の中性子照射脆化は、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た。
- ・60年時点での関連温度移行量の予測値は下図より約36°Cとなる。



関連温度移行量の国内脆化予測式による予測と監視試験結果の関係(母材の例)

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価結果)



国内脆化予測法による運転開始後60年時点での関連温度予測値は、最大値11℃となり、余裕(26℃)を見込んだ結果、**胴の最低使用温度は最大値37℃**となった。

$$\text{関連温度} = \text{関連温度初期値} + \text{関連温度移行量(予測値)} = (-25^\circ\text{C}) + 36^\circ\text{C} = 11^\circ\text{C}$$

$$\text{最低使用温度} = \text{関連温度} + \text{余裕} = 11^\circ\text{C} + 26^\circ\text{C} = 37^\circ\text{C}$$

原子炉压力容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値

評価時期	材料	関連温度初期値(°C)	関連温度移行量*1(°C)	関連温度(°C)	余裕 ($T - RT_{NDT}$) (°C)	胴の最低 使用温度(°C)	
2016年 11月時点	母材	-25*2	30	5	26	31	
	溶接金属	-25*2	27	2			
	熱影響部	-25*2	30	5			
運転開始後 60年時点	母材	-25*2	36	11		26	37
	溶接金属	-25*2	31	6			
	熱影響部	-25*2	36	11			

*1: 原子炉压力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値

*2: JEAC4206附属書E-5000に基づき算出した関連温度初期値のうち母材、溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用(当該の部材については母材及び熱影響部は-32℃、溶接金属は-43℃)

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(追加評価)



これまでの最低使用温度の評価は監視試験片を取り出した部位でおこなってきたが、劣化状況評価では炉心領域の部位ごとに評価することとした。その結果、監視試験に基づく結果(最大値11℃)よりも**関連温度が高い部位(最大値27℃)**が抽出された。

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
	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

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
	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

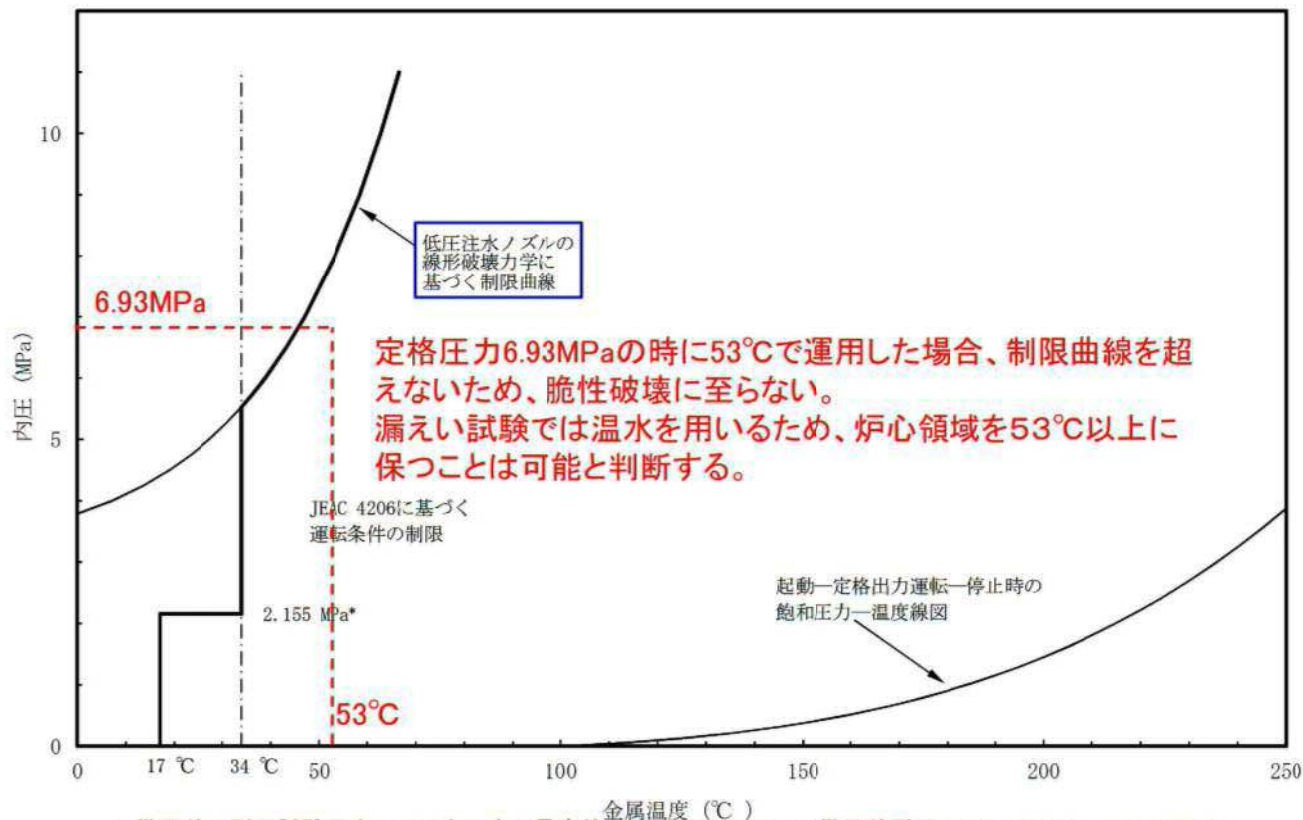
*1: 原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値、ただし低圧注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値

*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. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(運用について)



- ・原子炉圧力容器胴部の温度が低い状態で、圧力を上げる操作として、プラント停止時における、漏えい試験(原子炉圧力を定格(6.93MPa)まで上げた状態で、漏えいのないことを確認する試験)があげられる。
- ・60年時点での最低使用温度を考慮しても、下図に示す制限曲線を超えないように漏えい試験を実施することで、脆性破壊を防止することが可能となる。



*: 供用前の耐圧試験圧力の20%を示す((最高使用圧力8.62 MPa) × (供用前耐圧1.25) × (20%) = 2.155 MPa)

原子炉圧力容器の圧力・温度制限曲線(60年時点)(低圧注水ノズル、漏えい試験時)

3. 中性子照射脆化－②上部棚吸収エネルギー－



<上部棚吸収エネルギー評価>

- ・監視試験片において、未照射時のシャルピー衝撃試験によるエネルギー初期値を評価するとともに、各回の監視試験においてもエネルギー実測値を評価している。
- ・60年時点の予測では国内予測式を適用しており、第4回までのエネルギー実測値の多くが初期値を上回っているため、保守的評価としてマージンに標準偏差の2倍を適用している。

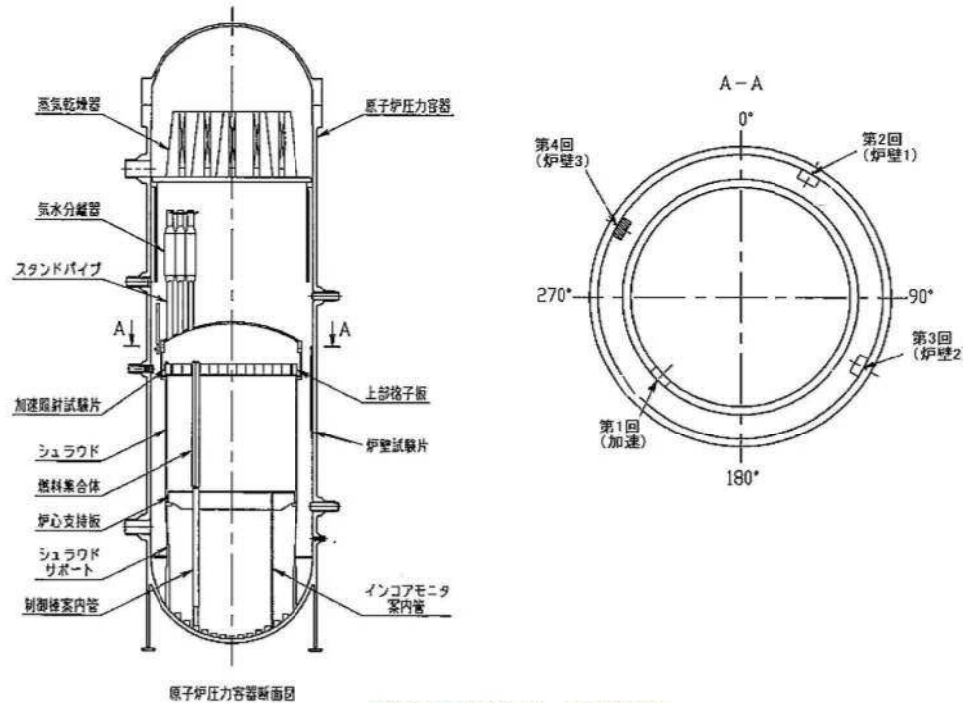
監視試験結果(上部棚吸収エネルギー)

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1 MeV]	上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部
初期値	—	0	202	188	205
第1回 (加速)	1981年9月	5.30	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88	220	215	240

3. 中性子照射脆化—追加保全策(監視試験片)



- ・建設時に「原子力発電設備に関する構造等の技術基準(告示501号)」に基づき、3 カプセル(この他、加速照射試験片1 カプセル)を炉内に装荷している。



監視試験片の配置

監視試験片の配置, 試験片数, 各カプセルの取出時期

配置場所	取出時期	試験片個数					
		衝撃試験片			引張試験片		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
上部格子板	1981年9月						
炉壁	① 1986年2月						
	② 1998年1月						
	③ 2014年2月						

<第5回監視試験の取出時期>

- ・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。

4. 照射誘起型応力腐食割れ－評価対象



以下のとおり、部位ごとに割れの可能性について評価した結果、炉心シュラウドH4周溶接継手の内面については、可能性を否定できないことから、詳細に評価することとした。

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価結果

炉内構造物	照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価
炉心シュラウド 中間胴 H4周溶接継手(熱影響部含む)内面	<u>しきい照射量を超えるものの、内面には水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングして、局部的に腐食環境の改善効果を向上させているため、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さいものの、将来にわたって発生することが否定できない。</u>
炉心シュラウド 中間胴 H4周溶接継手(熱影響部含む)外面	<u>しきい照射量を超えるものの、外面にはウォータージェットピーニング施工による残留応力の改善を行っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。</u>
炉心シュラウド中間胴 の母材部	<u>しきい照射量を超えるものの、溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。</u>
上部格子板の グリッドプレート	<u>しきい照射量を超えるものの、溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。</u>

4. 照射誘起型応力腐食割れ—評価手法及び評価条件



評価手法: これまでの点検で割れを確認していないが、割れが発生したことを仮定して、応力拡大係数を算出し、破壊靱性値を下回ることを確認する。

評価条件: 維持規格*に基づき、適切な破壊靱性値を設定するため、共同研究の成果である破壊靱性評価式を適用した。

*: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)

1. 国内外より、軽水炉環境(中性子照射、温度)、材料(SUS304系、SUS316系)を考慮し試験データを収集



2. NUREG/CR-7027を参考に破壊靱性評価式のモデル式を策定

$$\text{モデル式: } J_{IC} = A + (B - A) * \exp(-C * \text{dpa}^D)$$

注) NUREG/CR: US Nuclear Regulatory Commission Regulation

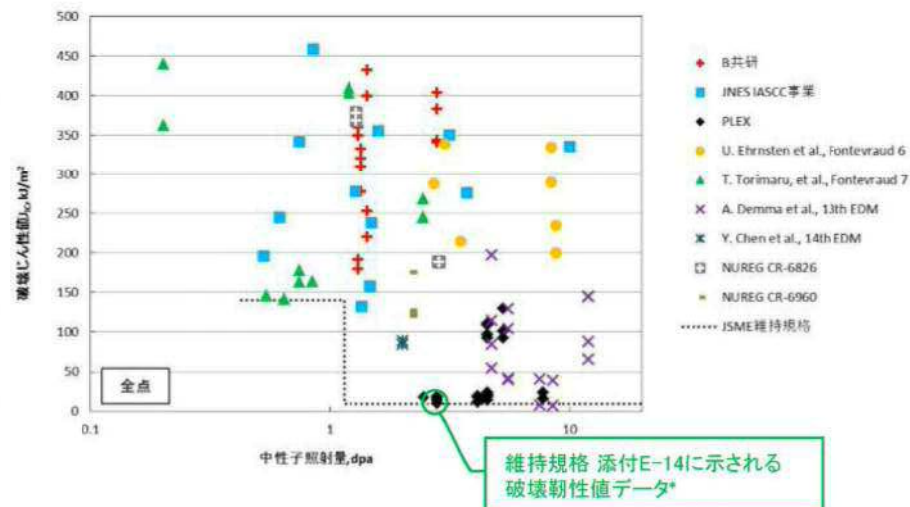


3. モデル式に基づき、試験データの全データの下限値を包絡する破壊靱性評価式を策定



中性子照射量に応じた破壊靱性値の算出が可能

共同研究における破壊靱性評価式の策定方法



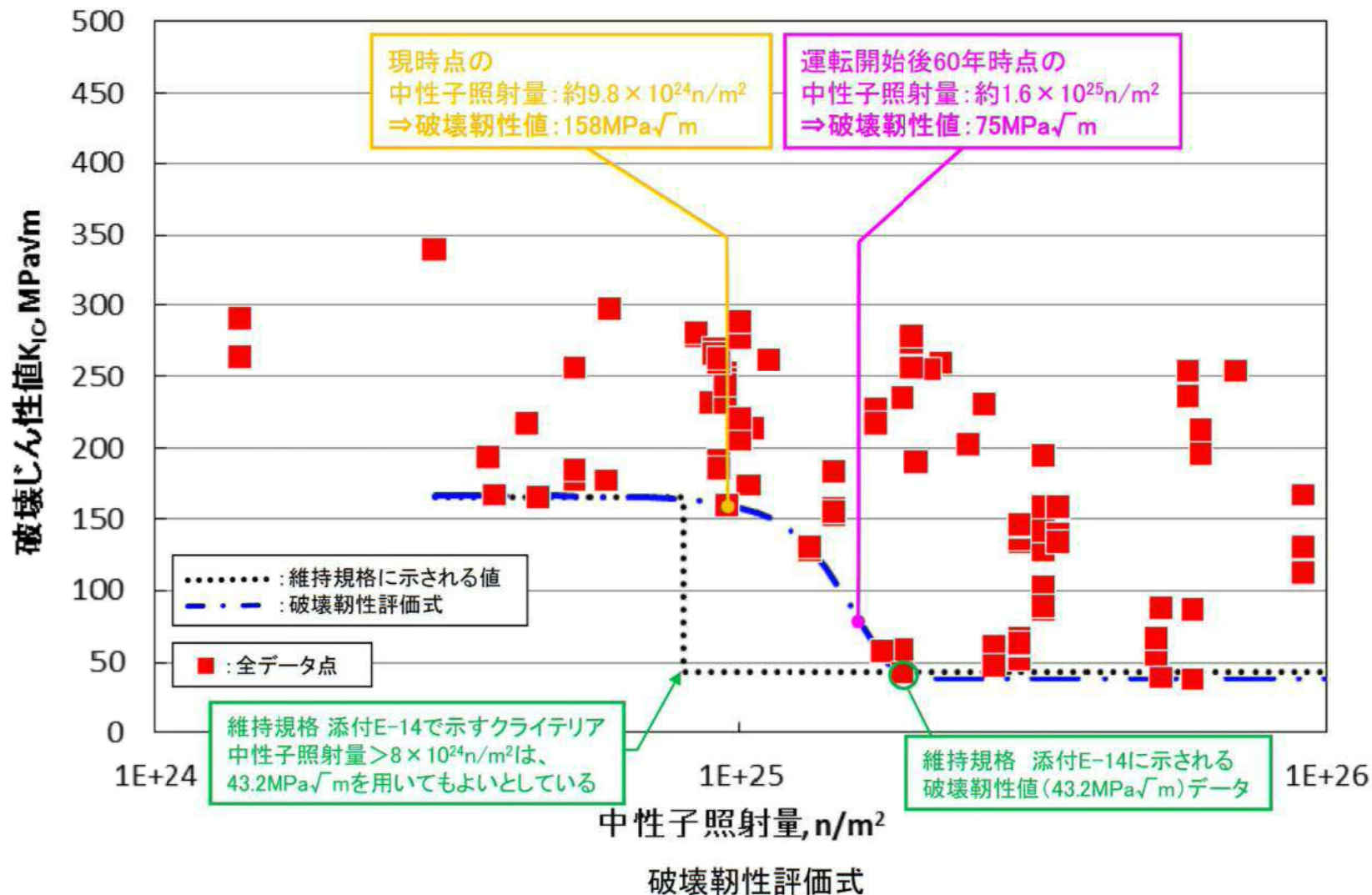
*: 発電設備技術検査協会「原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書(平成3年度)」

収集された破壊靱性値の試験データ群

4. 照射誘起型応力腐食割れ－評価条件

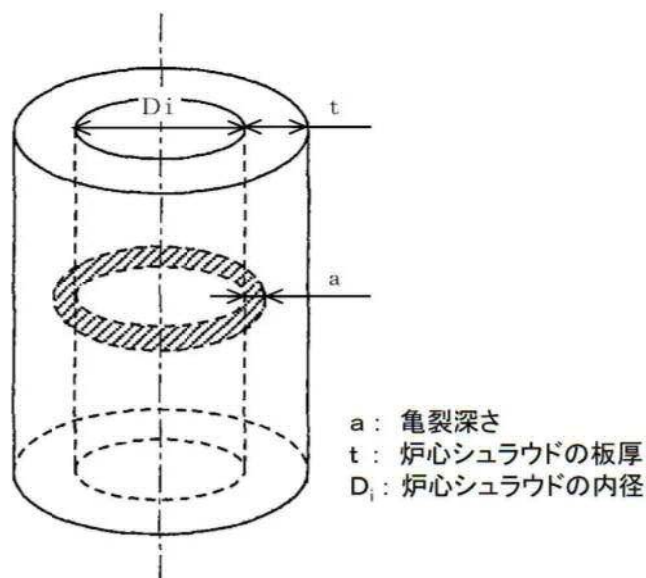


下図のとおり、国内外から集めたデータの下限包絡線を破壊靱性評価式とした。評価式より60年時点の破壊靱性値は $75\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ と評価した。



4. 照射誘起型応力腐食割れ—評価結果

溶接残留応力を考慮すると、応力拡大係数は板厚中央近傍でゼロとなる見込みであるが、表面は大きな値となり、周方向の亀裂進展が想定されること及び周方向に複数の応力腐食割れの発生を想定し、**内表面全周亀裂を想定した評価**を実施する。



炉心シュラウドH4周溶接継手の内表面全周に初期亀裂を想定 深さ $a_0=1.0$ [mm]

亀裂想定位置及び評価モデル

<応力拡大係数の算出>

維持規格(2012)の添付-5に基づく式を用いて応力拡大係数を算出

$$K = \left[(\sigma_0 + \sigma_p)G_0 + \sigma_1 G_1 \left(\frac{a}{t}\right) + \sigma_2 G_2 \left(\frac{a}{t}\right)^2 + \sigma_3 G_3 \left(\frac{a}{t}\right)^3 + \sigma_4 G_4 \left(\frac{a}{t}\right)^4 \right] \sqrt{\pi a}$$

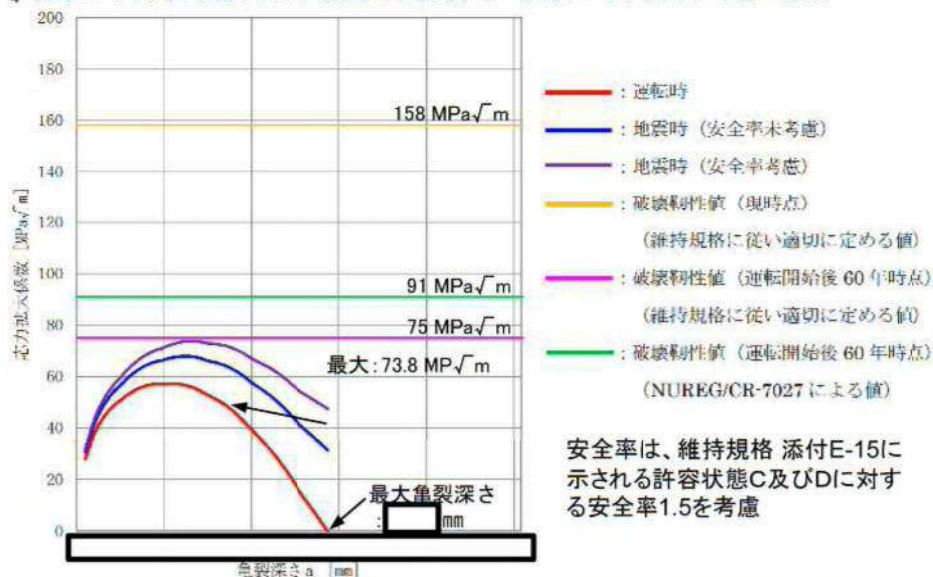
a : 亀裂深さ[m]

t : 炉心シュラウドの板厚

$\sigma_0 \sim \sigma_p$: 板厚方向の応力分布を四次多項式(板厚で規格化)で与えたときの係数

ただし、 σ_p は円筒内表面の欠陥に作用する膜応力

$G_0 \sim G_4$: 管厚比(内半径/板厚)及び欠陥深さ(亀裂深さ/板厚)から決定される補正係数



内面全周亀裂を想定した評価による応力拡大係数

応力拡大係数(73.8MPa√m)は、安全率を考慮した場合でも運転開始後60年時点の破壊靱性値(75MPa√m)を下回ることを確認した。

4. 照射誘起型応力腐食割れ－現状保全（1／5）



① 点検状況（炉心シュラウド）

表1 維持規格に基づく点検内容

点検対象		点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド 周溶接継手H4	内面	MVT-1	運転時間で5～15年	第24回定期検査 (2009年)	良
	外面	MVT-1	運転時間で5～15年	第25回施設定期検査 (2015年)	良
炉心シュラウド		VT-3	10年	第25回施設定期検査 (2015年)	良

表2 維持規格に基づく点検に加えて実施する点検内容

点検対象	点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド周溶接 継手H4内面	MVT-1	4定期検査毎	第24回定期検査 (2009年)	良

<判定基準>

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-3 : 過度の変形、心合わせ不良、傾き、部品の破損及び脱落がないこと。

4. 照射誘起型応力腐食割れ－現状保全 (2/5)



① 点検状況(炉心シュラウド)(続き)

炉心シュラウド周溶接継手 H4 MVT-1 点検範囲

内面：全長の100% (第24回定期検査)

外面：全長の100% (第25回定期検査) ジェットポンプを取り外して点検

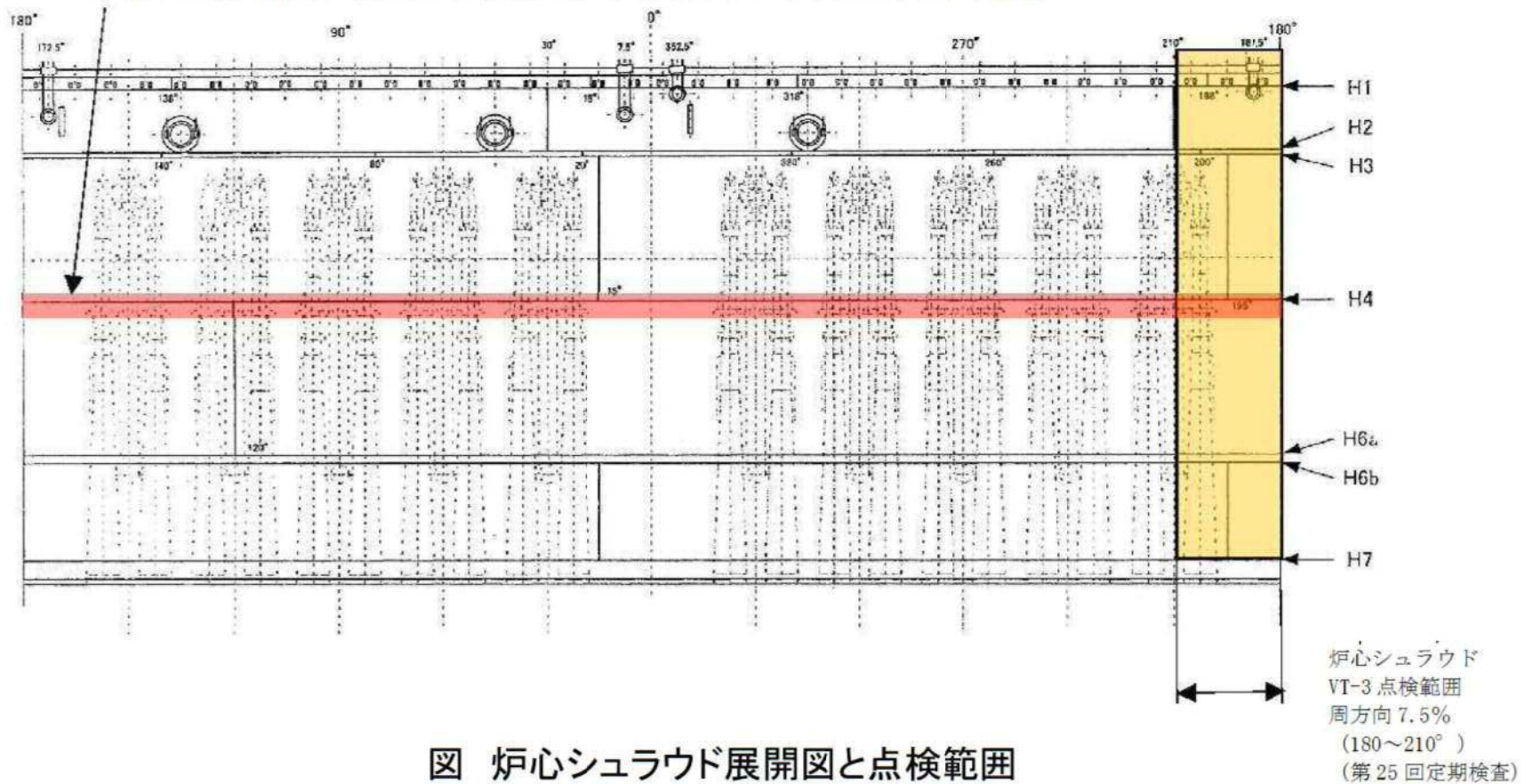


図 炉心シュラウド展開図と点検範囲

② 応力腐食割れに対する予防保全対策

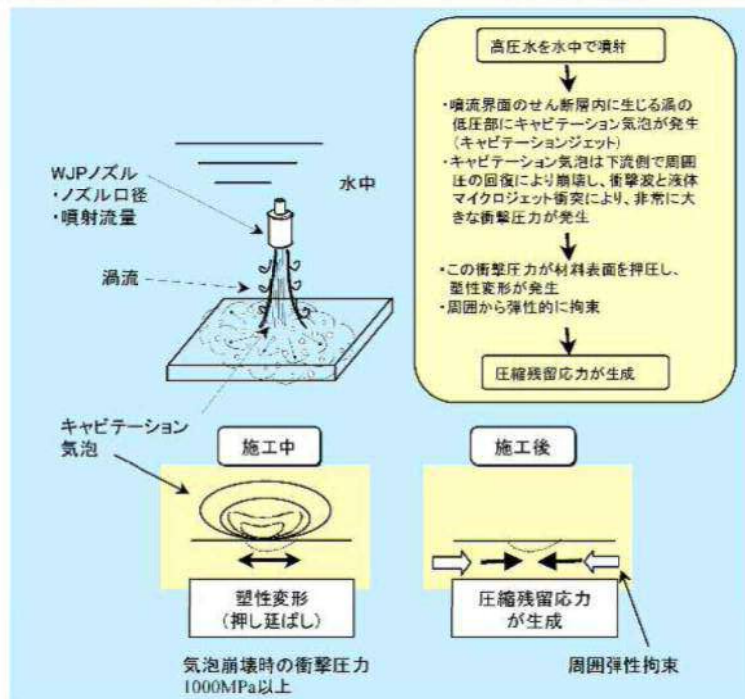
発生因子	炉心シュラウド
応力	<ul style="list-style-type: none"> ➤ ウォータージェットピーニング施工による溶接残留応力の改善(1999年)(外面)
材料	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 低炭素ステンレス鋼SUS304Lを使用(全体)
環境	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 水素注入による腐食電位の低減(1997年1月～)(全体) ➤ 貴金属コーティング施工による腐食環境の改善(1999年)(内面)

4. 照射誘起型応力腐食割れ－現状保全（4/5）WJP施工について

ウォータージェットピーニング施工(WJP)とは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより、発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングすることにより、材料表面の引張残留応力を圧縮側に改善する方法である。

(解説 2-1) W J P (Water Jet Peening) の原理

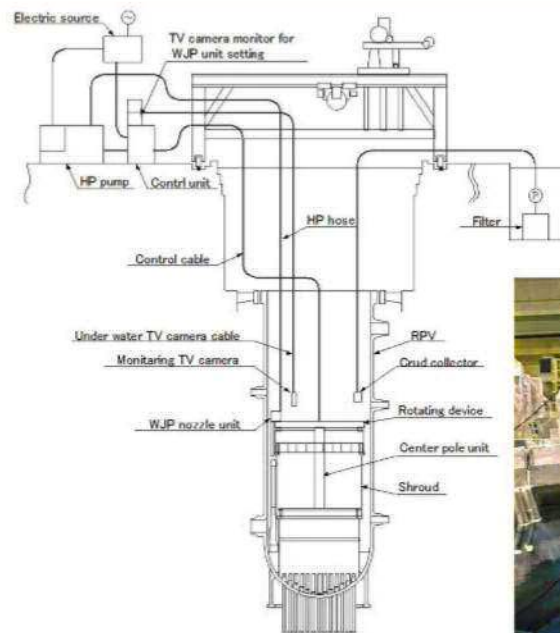
W J Pは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングする技術である。このW J Pの原理を、解説図 2-1 に示す。



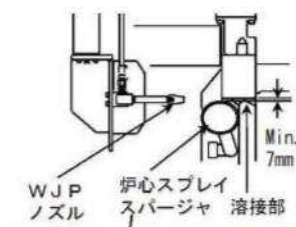
解説図 2-1 W J P の原理

WJPによる引張残留応力改善の原理*

*: 日本原子力技術協会 予防保全工法ガイドライン[ピーニング工法]より



炉心シュラウド適用時の装置の配置



炉心スプレー配管と炉心シュラウド上部リング隙間への施工模式図とモックアップ試験状況



センターポールユニット

W J P の現場施工の概要

4. 照射誘起型応力腐食割れ—現状保全 (5/5)



② 応力腐食割れに対する予防保全対策(続き)

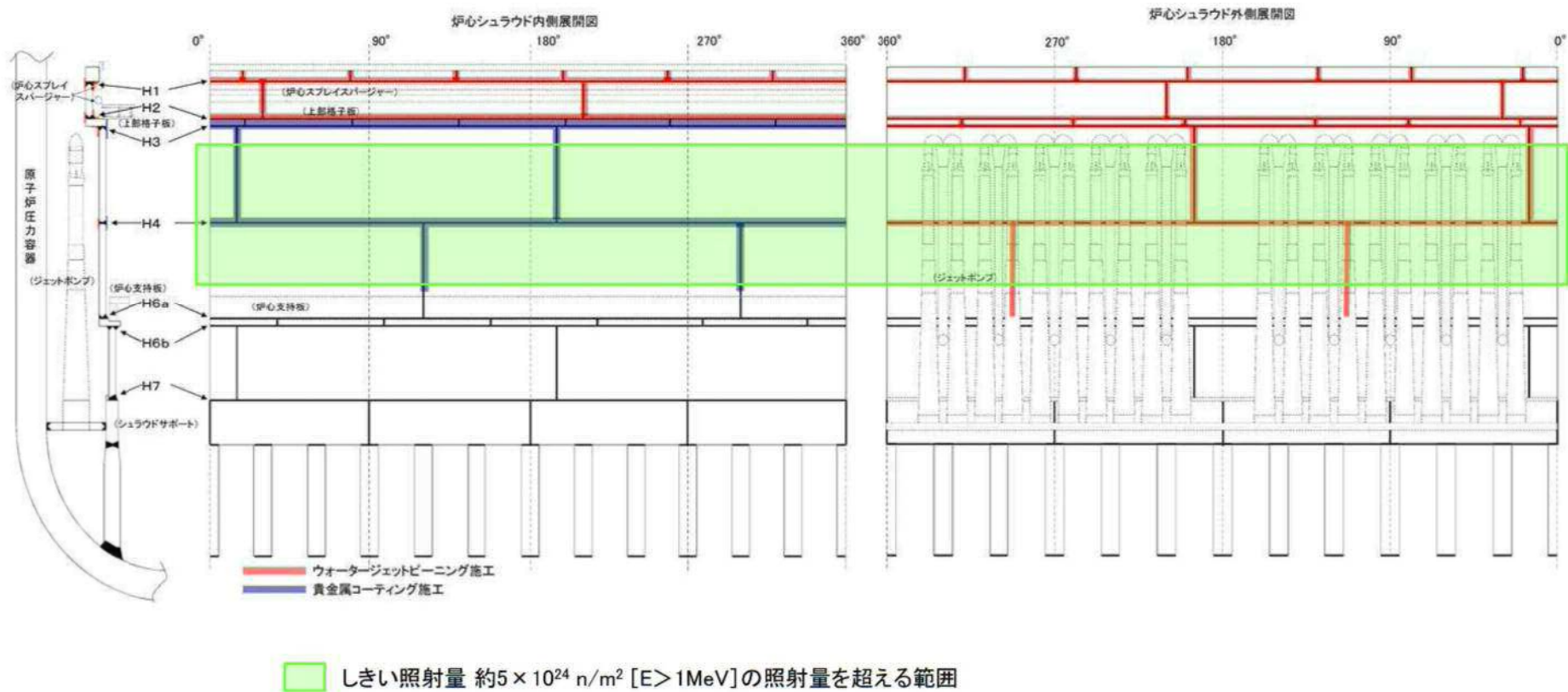


図 炉心シュラウド 応力・環境改善箇所概要図(1999年第17回定期検査)

4. 照射誘起型応力腐食割れ－制御棒の評価（1／4）



- ① 中性子照射量と照射誘起型応力腐食割れの感受性の関係
- ・制御棒に使用されているオーステナイト系ステンレス鋼は、しきい照射量（SUS304: 約 5×10^{24} n/m²、SUS316: 約 1×10^{25} n/m²）以上の中性子照射量を受けた場合に照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている。
- ② 高い照射量を受ける制御棒上部の使用材料は、一部を除きステンレス鋼である。
（東海第二の制御棒は、ボロン・カーバイド型）

部位	A社製	B社製
制御材被覆管	SUS304相当	SUS304相当 SUS304L相当
シース	SUS304相当	SUS316L
タイロッド	SUS304相当	SUS316L
ピン	コバルト基合金	ステンレス鋼
上部ハンドル	SUS304相当	SUS316L

③制御棒の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価

- **制御棒は、核的寿命に対して保守的に定めた運用基準**（取替基準： 2.0×10^{25} n/m²（熱中性子）、取替目標値： 1.5×10^{25} n/m²（熱中性子））**に基づき取替を実施**している。

➡照射量の観点から、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。

- 制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルは溶接熱影響部に引張残留応力が存在する。また、制御材被覆管には、制御材の熱中性子捕獲による $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応によるHe発生に伴う内圧上昇、並びに制御材の体積膨張によって引張応力が作用する。

➡応力の観点から、照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。

- 制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れが発生した場合、内部のボロン・カーバイドの流出によって原子炉水のトリチウム濃度が上昇する。

➡定期的にトリチウム濃度の測定（3か月に1度）を実施。**トリチウム濃度の急上昇はなく、制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れによるボロン・カーバイドの流出がないことを確認**している。

4. 照射誘起型応力腐食割れ－制御棒の評価（3／4）



(2) 現状保全

① 点検状況

- 定期検査毎に実施している原子炉停止余裕検査、制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査により、制御棒の制御能力及び動作性に問題が生じていないことを確認している。

② 応力腐食割れに対する予防保全対策

発生因子	対策
応力	<ul style="list-style-type: none"> 溶接部の残留応力低減（取替品） 製造時の不純物管理、上部ハンドルガイドローラのピン穴に通水溝（取替品）（右図）
材料	<ul style="list-style-type: none"> 低炭素ステンレス鋼SUS316L、SUS304Lを使用（取替品）
環境	<ul style="list-style-type: none"> 水素注入による腐食電位の低減（1997年1月～）

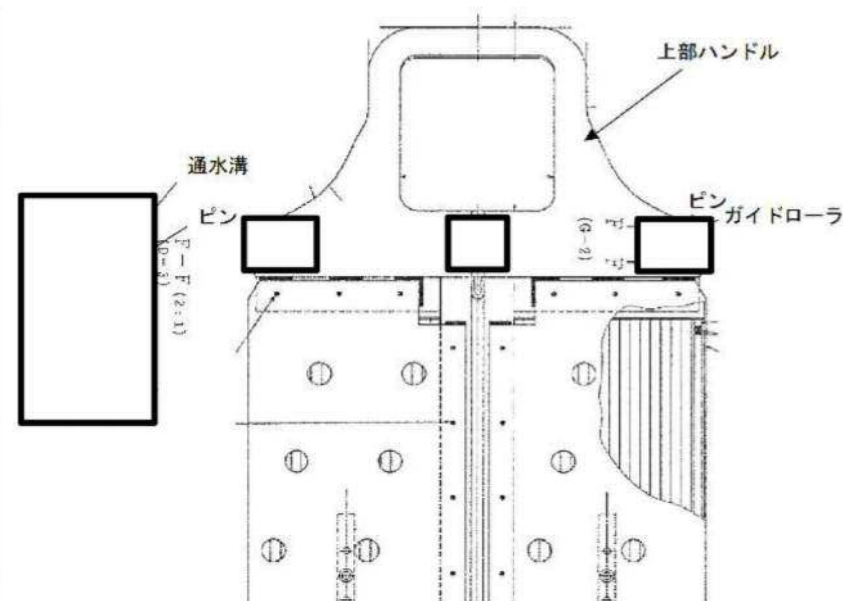


図 上部ハンドルガイドローラのピン穴長穴構造化

(3) 総合評価

- 制御棒は、照射量及び応力の観点から、ステンレス鋼を使用している上部に位置する部位について照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。
- しかしながら、**運用基準に基づく制御棒の取替、定期検査毎の原子炉停止余裕検査、制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査を実施していくことで、機能上の観点から健全性の確認は可能と判断する。**
- また、定期的なトリチウム濃度の測定によって、制御材被覆管の照射誘起型応力腐食割れによる**ボロン・カーバイドの流出がないことを確認している。**
- したがって、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても、これらの運用を継続することで、技術基準規則第36条及び第59条に定める制御棒の機能は維持できることから、技術基準規則に定める基準に適合するものと判断する。
- なお、新制御棒については、製造時の不純物管理を徹底するとともに、応力腐食割れ対策品とすることで、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性を低減できると考える。

(4) 高経年化への対応

- 制御棒の照射誘起型応力腐食割れに対しては、高経年化対策の観点から現状保全の内容に追加すべき項目はない。

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－評価対象の選定 (1/3)



評価対象は以下のとおりとした。

- 使用温度が250 °C以上
- 使用材料が2相ステンレス鋼(ステンレス鋼鋳鋼)

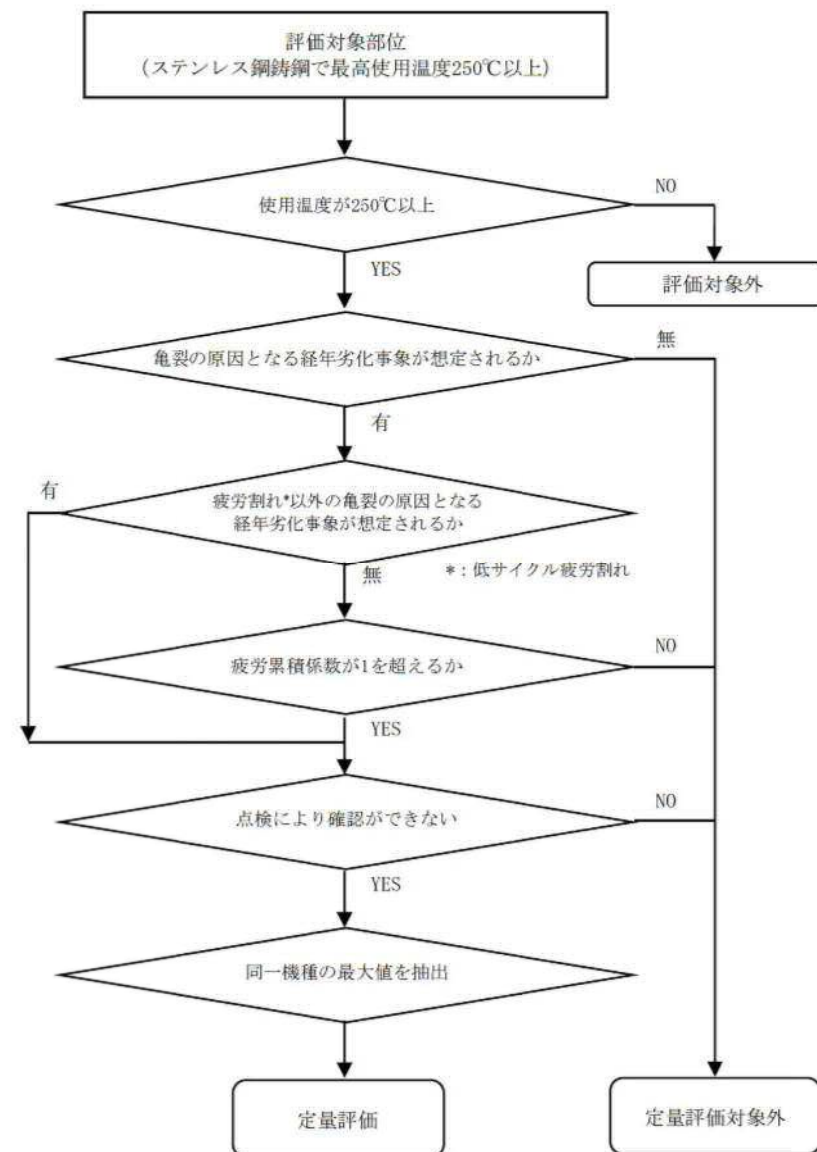
以下について定量評価を行うこととした。

- 亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される

フローにすると右図のようになるが、低サイクル疲労を想定する部位であっても疲労累積係数は1以下であり、その他亀裂の原因となる経年劣化事象がないため、**定量評価の対象となる部位は抽出されなかった。**

このため、**保守的に低サイクル疲労を想定する部位について評価を行うこととした。**

次ページに全評価対象と評価要否を示す。



5. 2相ステンレス鋼の熱時効－評価対象の選定 (2/3)



全評価対象

*1: 図1の熱時効スクリーニングフローによるスクリーニング結果を記載している。

*2: 劣化状況評価書にて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としている部位を示している。

機種分類	機器名称	対象部位	評価結果*1	最高使用温度 【℃】	使用温度 【℃】	亀裂の原因となる 経年劣化事象*2	疲労累積係数	備考
ポンプ	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	ケーシング	定量評価対象外	302	285	—	—	
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	—	—	
		ケーシングリング	定量評価対象外	302	285	—	—	
		羽根車	定量評価対象外	302	285	—	—	
	水中軸受	定量評価対象外	302	285	—	—		
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉再循環ポンプ出口弁 (代表機器)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	代表機器として、疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉隔離時冷却系注入弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
原子炉圧力容器底部ドレン弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい	
	弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—		
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 管側入口弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい	
	弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—		
玉型弁	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系シャットダウン注入弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化吸込弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉圧力容器底部ドレンバイパス弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
逆止弁	ほう酸水注入系テスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系ヘッドスプレイライン逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系停止時冷却ラインテスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉隔離時冷却系外側テスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉戻り配管逆止弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	—	—	
	安全弁	残留熱除去系停止時冷却ライン安全弁	弁箱	評価対象外	302	250℃未満	—	—
	排ガス復水器銅側安全弁	弁箱	評価対象外	538	250℃未満	—	—	熱流動解析の結果、使用温度が250℃未満
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
機械設備	制御棒	弁ふた、ボールシャフト	定量評価対象外	302	285	—	—	
	制御棒駆動機構	落下速度リミッター	定量評価対象外	302	285	—	—	
	ディーゼル機関本体	コレットピストン、コレットリティナチューブ	評価対象外	302	250℃未満	—	—	冷却水路に設置されているため、使用温度は250℃未満
炉内構造物	燃料支持金具 (中央、周辺)	過給機ノズル	評価対象外	250℃以上	250℃以上	—	—	運転時間 (時効時間) が短い
	制御棒案内管	中央燃料支持金具	定量評価対象外	302	285	—	—	
	炉心スプレイ配管・スパージャ	ベース	定量評価対象外	302	285	—	—	
		ノズル	定量評価対象外	302	285	—	—	
		インレットミキサ	定量評価対象外	302	285	—	—	
	ジェットポンプ	ディフューザ	定量評価対象外	302	285	—	—	
	リストラナブラケット	定量評価対象外	302	285	—	—		

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－評価対象の選定 (3/3)



代表の選定

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		
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器管側入口弁	弁箱	F105	約8.4	285	—	無し		
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	F060A	約23.1	285	140.1	無し	
			F060B	約15.9	285	155.8	無し	

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－①脆化予測、②-1 想定亀裂



①評価対象期間の脆化予測

脆化予測モデル(「Proceeding of ASME PVP 2005-71528」で公開されたH3Tモデル^{*1})を用いて、熱時効後のステンレス鋼鑄鋼の亀裂進展抵抗(破壊靱性値)を予測した。

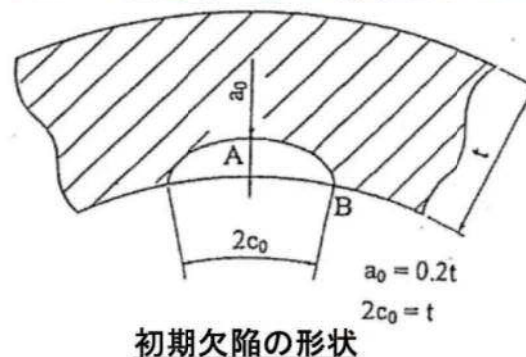
亀裂進展抵抗(破壊靱性値: J_{IC} 、 J_6) 評価結果

対象機器・部位	J_{IC} [kJ/m ²]	J_6 [kJ/m ²]
原子炉再循環ポンプのケーシング	64.2	234.3
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	47.4	178.1

*1: H3Tモデルは、熱時効により低下する亀裂進展抵抗(破壊靱性値)を予測するために開発されたものであり、複数の鋼種や製造方法の材料により取得された材料データに基づき、フェライト量から熱時効後の材料の亀裂進展抵抗を予測するものである。本評価では保守的にばらつきの下限線(-2S)を用いて、運転開始後60年時点における亀裂進展抵抗を予測している。

②-1 想定亀裂の評価(1/3)

初期欠陥は、社団法人 日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG 4613-1998)」及び原子炉安全基準専門部会報告書の『配管の破断に伴う「内部発生飛来物」に対する設計上の考慮』について』を参考に設定している。



②-1 想定亀裂の評価 (2/3)

ポンプケーシング内面及び弁箱内面に仮定した初期欠陥がプラント運転時に生じる応力サイクルにより運転開始後60年時点までに進展する量を算出した。

$$da/dN = 8.17 \times 10^{-12} \cdot t_r^{0.5} \cdot (\Delta K)^{3.0} / (1 - R)^{2.12}$$

$$\Delta K = K_{\max} - K_{\min} \quad (R \geq 0 \text{ の場合})$$

$$\Delta K = K_{\max} \quad (R < 0 \text{ の場合})$$

[da/dN	: 疲労亀裂進展速度[m/cycle]	ΔK	: 応力拡大係数の変動範囲[MPa√m]
	t _r	: 負荷上昇時間[s]	R	: 応力比[K _{min} /K _{max}]
	t _r = 1 (t _r < 1 の場合)		K _{max} , K _{min}	: 最大及び最小応力拡大係数[MPa√m]
	t _r = 1000 (t _r が定義できない場合)			

疲労亀裂進展速度は、BWR環境中を考慮した式であり、保守的な評価となる社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」に規定されているオーステナイト系ステンレス鋼のBWR環境中の疲労亀裂進展速度を用いて算出している。

応力サイクルは、実績過渡回数に基づいて、運転開始後60年時点までを想定したものであるが、2020年9月以降の期間は実績より保守的*な過渡回数を想定した。

応力拡大係数は、供用状態A、B及び地震荷重を考慮した内圧・熱応力・曲げモーメント荷重を用いて算出している。

*: 評価条件として、2011年3月から2020年8月末まで冷温停止状態、2020年9月以降の発生頻度は実績の1.5倍以上を想定。

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－②－1 想定亀裂



②-1 想定亀裂の評価 (3/3)

疲労亀裂進展解析の結果は下表のとおりであり、運転開始後60年時点までの進展を想定しても貫通に至らない。

疲労亀裂進展解析結果

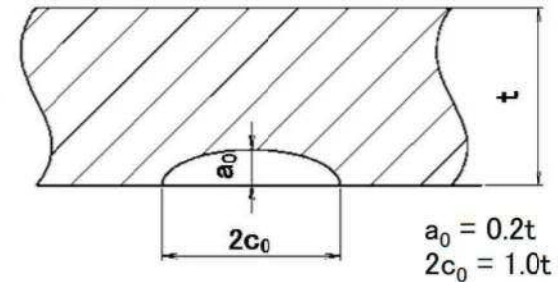
原子炉再循環ポンプのケーシング(吸込側ノズル部)[板厚*1 : $t=33.4$ mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 6.7$	$2c_0 = 33.4$	—
60年 想定時	$a = 9.8$	$2c = 35.6$	$\Delta a^{*2} = 3.1$ mm $2\Delta c^{*2} = 2.2$ mm

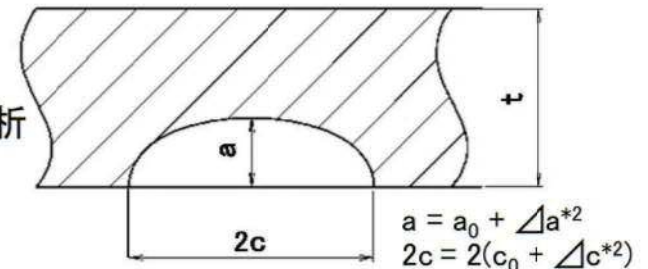
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱(入口側)[板厚*1 : $t=37.0$ mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 7.4$	$2c_0 = 37.0$	—
60年 想定時	$a = 9.1$	$2c = 38.2$	$\Delta a^{*2} = 1.7$ mm $2\Delta c^{*2} = 1.2$ mm

評価用初期欠陥



疲労亀裂進展解析

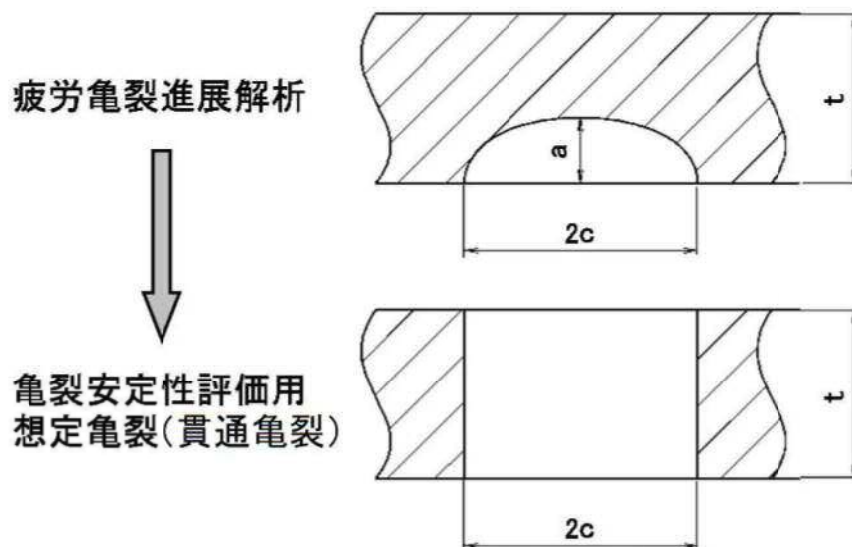


*1: 初期亀裂長さ($2c_0$)である板厚(t)は、評価に用いる応力を保守的に評価するため、評価対象部位の公称板厚及び実測値のうち、最小板厚部(断面積が小さい)の値を用いている。

*2: Δa 、 Δc は供用期間中の疲労亀裂進展量

②-2評価用想定亀裂

評価では、安全側に評価するため、4.(2)項で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置き換える。



亀裂安定性評価用想定亀裂

対象機器・部位	亀裂長さ[mm]	板厚[mm]
原子炉再循環ポンプのケーシング	$2c = 35.6$	$t = 33.4$
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	$2c = 38.2$	$t = 37.0$

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－③亀裂進展力(J_{app})



③亀裂進展力(J_{app})の評価(1/2)

亀裂進展力を評価する際に想定する発生応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力(内圧、自重、地震(S_s))に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。評価に用いた発生応力の詳細を以下に示す。

発生応力の詳細

対象機器・部位	応力分類	一次応力			二次応力の 熱膨張荷重	合計
		自重	内圧	地震(S_s)		
原子炉再循環ポンプの ケーシング	膜応力[MPa]	—	34.0	—	—	34.0 (43.2)*1
	曲げ応力[MPa]	4.7	—	133.3	26.5	164.5 (207.3)*1
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	膜応力[MPa]	—	42.4	—	—	42.4 (45.0)*1
	曲げ応力[MPa]	6.5	—	70.1	27.7	104.3 (109.6)*1

*1:表中の()内は、最小板厚部での発生応力を示している。

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－③亀裂進展力(J_{app})



(4) 亀裂進展力(J_{app}) の評価(2/2)

亀裂進展力は、評価部位の応力と亀裂長さが板厚の1倍、3倍、5倍及び亀裂進展解析結果(60年想定亀裂)の亀裂安定性評価用想定亀裂を用いて、「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D(1989)のvolume1の1章2項2.1～2.3節にあるJ積分の解析解により算出する。

亀裂進展力の評価結果

対象機器・部位		初期欠陥 (板厚の1倍)	60年想定亀裂 進展解析結果	亀裂想定 (板厚の3倍)	亀裂想定 (板厚の5倍)
		原子炉再循環ポンプ のケーシング	亀裂長さ 2c[mm]	33.4	35.6
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	44	47	172	398
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	亀裂長さ 2c[mm]	37.0	38.2	111.0	185.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	7	8	25	53